

経済産業省委託事業

平成22年度プルサーマル燃料再処理確証技術開発
成果報告書

平成23年2月

独立行政法人日本原子力研究開発機構

本報告書は、経済産業省からの委託として、独立行政法人日本原子力研究開発機構が実施した「平成 22 年度プルサーマル燃料再処理確証技術開発」の成果を取りまとめたものです。

目 次

- 1 はじめに
 - 1.1 技術開発の目的
 - 1.2 技術開発計画

- 2 国内外の使用済 MOX 燃料の再処理実績
 - 2.1 海外実績
 - 1) フランス
 - 2) ドイツ
 - 3) その他
 - 2.2 国内実績
 - 1) 東海再処理施設
 - 2) その他
 - 2.3 使用済 MOX 燃料再処理の展望
 - 1) 日本
 - 2) フランス
 - 3) アメリカ
 - 4) その他

- 3 軽水炉使用済 MOX 燃料の特性と再処理に係る知見の整理
 - 3.1 軽水炉使用済 MOX 燃料の特性整理
 - 1) 炉心・燃料設計上の特徴
 - 2) 軽水炉使用済 MOX 燃料組成の計算
 - 3) 軽水炉使用済 MOX 燃料の特徴
 - 3.2 使用済 MOX 燃料の再処理に係る知見の整理
 - 1) 溶解性
 - 2) 臨界安全性
 - 3) 遮へい対策
 - 4) 発熱対策
 - 5) 溶媒劣化

6) 高レベル放射性廃液ガラス固化

7) 環境への放出放射能

8) 核計装技術

9) 燃焼計算コード

4 使用済 MOX 燃料の再処理に与える影響

4.1 受入れ・貯蔵・せん断

1) 使用済燃料の受入れ・貯蔵

2) せん断工程

4.2 溶解・清澄

4.3 抽出

1) 分離工程（共除染・分配）

2) 溶媒洗浄工程

3) プルトニウム精製工程

4) ウラン精製工程

4.4 製品貯蔵

1) プルトニウム関連工程（プルトニウム製品貯蔵、ウラン・プルトニウム混合脱硝）

2) ウラン関連工程（ウラン脱硝、ウラン製品貯蔵）

4.5 廃棄物

1) 気体廃棄物処理

2) 低レベル放射性廃棄物処理

3) 高レベル放射性廃棄物処理

4.6 核計装技術、燃焼計算コード

1) 核計装技術

2) 燃焼計算コード

5 まとめ

6 参考文献

7 要旨集

1 はじめに

1.1 技術開発の目的

現在、我が国では 2015 年度までに 16～18 基の原子力発電所で混合酸化物(MOX)燃料の利用(プルサーマル運転)を実施することが計画されており、平成 21 年 12 月からの九州電力玄海原子力発電所 3 号機をはじめとして商業用軽水炉におけるプルサーマル発電が本格的に導入されている。

海外においては、これまでに約 6,300 体の MOX 燃料を軽水炉に装荷した実績(2008 年末現在)があり、使用済 MOX 燃料の再処理に関する研究も行われている。特に、フランスでは、Fontenay aux Roses 研究所(以下「フォンテネオローズ」と記す)や APM (Marcoule Pilot Facility, Atelier Pilote de Marcoule; マルクールパイロットプラント)等での基礎試験を経て、UP2-800 等のプラントを用いた再処理を実施してきており、これらの処理を通じて、工業規模での再処理が可能であることが実証されている。一方、我が国においては、日本原子力研究開発機構(以下「JAEA」と記す)東海再処理施設(以下「TRP」と記す)での新型転換炉「ふげん」の使用済 MOX 燃料の再処理や高レベル放射性物質研究施設(以下「CPF」と記す)での高速実験炉「常陽」の FBR 用 MOX 燃料の再処理試験等を通じて使用済 MOX 燃料の再処理に係る知見の蓄積が行われてきているものの、これまでに商業用プルサーマル燃料の再処理の経験はないことから、今後の我が国におけるプルサーマル燃料の再処理に備えて、国内外での MOX 燃料の再処理に関する知見等について整理しておくことが重要である。

このため、プルサーマルの実施により発生する使用済 MOX 燃料について、再処理における技術的課題の検討や、国内における使用済 MOX 燃料の再処理実証に係る許認可等に必要な技術的知見の整備等を行うことにより、我が国における使用済 MOX 燃料再処理技術の開発を行う。

また、2010 年頃からの原子力委員会における第二再処理工場に係る検討に技術的知見を提供するとともに、国内における使用済プルサーマル燃料の再処理実証試験に反映していくことを念頭に調査を行う。

1.2 技術開発計画

今年度は、「プルサーマル燃料再処理確証技術開発」の一環として、国内外の公開文献並びに JAEA の技術報告書を対象とした文献調査を行い、我が国並びに海外における使用済 MOX 燃料の再処理の現状と実績に係る情報の収集・整理を行った。

また、使用済 MOX 燃料の安全評価に用いる燃焼計算コードの適用性の調査・検討、燃焼度クレジットによる臨界安全管理のために必要となる燃焼度モニタ等の核計装技術の適用性の調査・検討も実施した。

文献調査は、約 40 年間にフランス、イギリス、ドイツ、アメリカ他の海外並びに我が国の事業者・研究機関及び国際原子力機関 (IAEA) により発表された文献で、

- 軽水炉での使用済 MOX 燃料の再処理実績
- FBR 使用済 MOX 燃料の再処理実績
- 核計装技術や燃焼計算コード関連

が含まれていると予想される文献を対象とした。その結果、363 件をリストアップし、今回内容を確認した 299 件のうち、有用な情報を含むと考えられる 196 件の文献について詳細を調査した。今年度詳細を調査した文献を「6 参考文献」に示した。また、文献調査の結果については、以下の分類を行い、「7 要旨集」としてまとめた。

分類	項目
1) 文献内容の分野	<ul style="list-style-type: none">● 処理実績・展望● 燃料関連● 再処理関連● その他
2) 再処理に与える影響	<ul style="list-style-type: none">● 臨界安全性● 遮へい● 発熱● 環境放出放射能● その他
3) 工程・設備別	<ul style="list-style-type: none">● 貯蔵・せん断● 溶解・清澄● 抽出● 濃縮・製品貯蔵● 放射性廃棄物処理● 核計装技術● その他

詳細を調査した 196 件の文献の国別では、図 1.1 に示すようにフランスの文献が 70

件近くと最も多く、次いで我が国の文献 51 件となった。

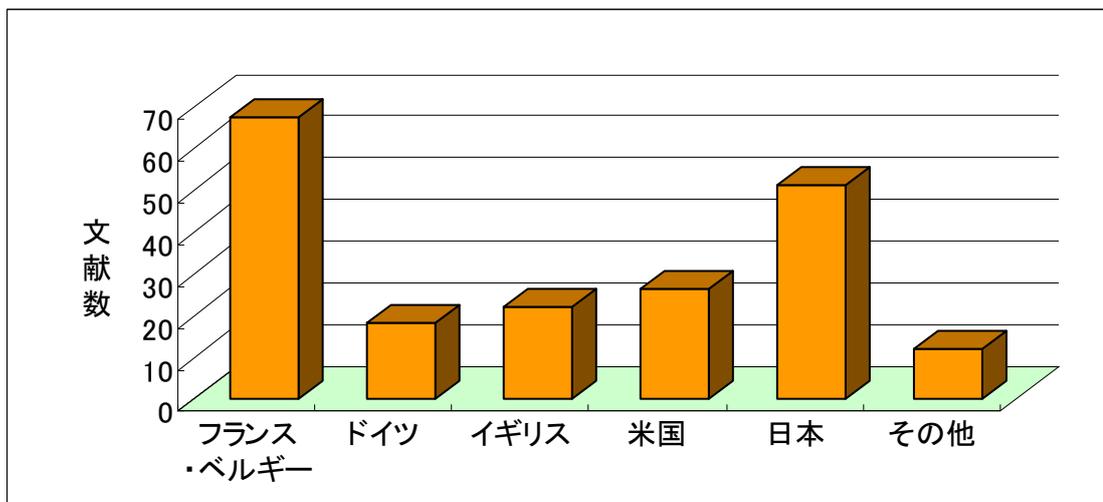


図 1-1 国別調査文献数

上記文献調査に加え、今年度は軽水炉 MOX 燃料の仕様を設定して燃焼計算コードによる計算も行った上で、軽水炉使用済 MOX 燃料の特性の把握と MOX 燃料の再処理への影響について考察した。

MOX 燃料の再処理への影響の考察にあたっては、TRP での新型転換炉「ふげん」の使用済 MOX 燃料の再処理や CPF での高速実験炉「常陽」及び海外炉で照射された FBR 用 MOX 燃料の再処理試験の経験等を踏まえ、溶解性、臨界、遮へい、発熱といった観点から概略評価した。

2 国内外の使用済 MOX 燃料の再処理実績

使用済 MOX 燃料の再処理に係り、文献調査により国内外の実績と展望の調査を行った。使用済 MOX 燃料の再処理については、FBR 用 MOX 燃料の再処理技術として古くから研究が行われており、1980 年代にはイギリスで工業規模での再処理も実施されている。その後、使用済 UO₂ 燃料の再処理により回収したプルトニウムが、商業規模で軽水炉で利用されるようになり、軽水炉使用済 MOX 燃料の再処理に係る研究開発も盛んに行われるようになった。プルトニウム含有量が使用済 UO₂ 燃料に比較して多いこと及び高速増殖炉よりも燃焼温度が低いことから、軽水炉使用済 MOX 燃料の再処理に向けて技術的に検討すべき事項として、MOX 燃料の溶解性が指摘されており、これに着目した多くの試験が行われている。近年では、MOX 燃料製造方法の改良と最適な溶解条件の採用等により、軽水炉使用済 MOX 燃料においても良好な溶解性が得られることが分かっており、フランスでは商業用軽水炉からの使用済 MOX 燃料の再処理が工業規模で行われた。

国内外における軽水炉でのプルトニウムの利用は、それぞれの国の方針や使用済燃料の発生量を考慮しつつ、今後しばらくは続くと考えられ、その使用済 MOX 燃料は、将来的に高速増殖炉の展開に合わせてプルトニウムの供給源として再処理が行われると考えられる。

以下に国内外における主要な使用済 MOX 燃料の再処理実績と今後の展望に係る文献調査の結果を示す。また、これまで工業規模で軽水炉使用済 MOX 燃料の再処理を実施しているフランス、ドイツ及び日本の処理実績を表 2.1 に示す。

表 2.1 工業規模での軽水炉使用済 MOX 燃料の再処理実績(1)

国、施設	時期	処理量	使用済燃料仕様	結果等	文献
フランス	APM	1992 年	約 2.1 tHM 燃焼度; 約 34 GWd/t Pu-fissile富化度*1; 2~3.2% 照射後Pu含有量*3; 約 3% 冷却期間; 約 3.5 年	<ul style="list-style-type: none"> ✓ バッチ式溶解; 沸騰硝酸 5.8 mol/L 溶解時間 3 時間 ✓ 溶解特性が実験室での試験と同様であることを確認 ✓ 不溶解残渣に含まれるPu量*4; 約 0.3%Pu ✓ 溶解液は直接抽出工程に供給して処理 	1、2、3
	UP2-400	1992 年	約 4.7 tHM 燃焼度; 33~41 GWd/t Pu富化度*2; 4.1~4.4 % 照射後Pu含有量*3; 約 3 % 冷却期間; 約 5 年	<ul style="list-style-type: none"> ✓ バッチ式溶解; 沸騰硝酸 初期 6 mol/L 最終 3~4 mol/L 溶解時間 4 時間 	1、2、3、 4、5、6、 7
		1998 年	約 4.9 tHM 燃焼度; 約 18~27 GWd/t Pu富化度*2; 2.7~5.8 %	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 回収 U により Pu/U 比 2/100 に希釈 ✓ 平均処理量; 約 1 tHM/d ✓ MOX 燃料を UO2 燃料と同様に処理 	2、4
	UP2-800	2004 年	約 10.6 tHM 燃焼度; 30.5~35.5 GWd/t Pu富化度*2; 4~4.25% 冷却期間; >10 年 燃料製造; OCOM	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 連続式溶解 (以下溶解条件は UP2-800 で同じ) 硝酸濃度; 5.1 mol/L、温度; 92 °C 溶解時間; 約 7 時間 ✓ 回収 U により溶解液を希釈 ✓ 供給流量; 0.97 tHM/d ✓ 不溶解残渣量; ~3.5 kg/tHM ✓ 未溶解Pu量*5; ~0.014 %Pu 	4、5

表 2.1 工業規模での軽水炉使用済 MOX 燃料の再処理実績(2)

国、施設	時期	処理量	使用済燃料仕様	結果等	文献
フランス	UP2-800	2006 年	約 16.5 tHM 燃焼度; 33.5~43 GWd/t Pu富化度*2; 4~4.26% 冷却期間; >10 年 燃料製造; OCOM	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 連続式溶解 (溶解条件は 2004 年に同じ) ✓ 回収 U(または使用済 UO2 燃料)により溶解液を希釈 ✓ 供給流量; 1.6 tHM/d ✓ 不溶解残渣量; ~4.5 kg/tHM ✓ 未溶解Pu量*5; ~0.03 %Pu 	4、5
		2007 年	約 31.3 tHM 燃焼度; 36~45 GWd/t Pu富化度*2; 3.9~4.4% 冷却期間; >10 年 燃料製造; OCOM+MIMAS	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 連続式溶解 (溶解条件は 2004 年に同じ) ✓ 回収 U(または使用済 UO2 燃料)により溶解液を希釈 ✓ 供給流量; 1.75 tHM/d ✓ 不溶解残渣量; ~4.6 kg/tHM ✓ 未溶解Pu量*5; ~0.02 %Pu 	
		2008 年	約 5.1 tHM 燃焼度; 51~53.5 GWd/t Pu富化度*2; 7.2 % 冷却期間; ~6 年 燃料製造; MIMAS	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 連続式溶解 (溶解条件は 2004 年に同じ) ✓ 回収 U(または使用済 UO2 燃料)により溶解液を希釈 ✓ 供給流量; 2.3 tHM/d ✓ 不溶解残渣量; 記載なし(分析中) ✓ 未溶解 Pu 量; 記載なし(分析中) 	
ドイツ	MILLI	1977 年	— 燃焼度; ~21 GWd/t 冷却期間; 1~2 年 Pu富化度*2; 2.5、4.1 %	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 溶解試験、抽出試験を実施 ✓ 溶解条件; 10 mol/L 硝酸 ✓ 未溶解Pu量*5; 約 2 %Pu 	8
		1980 年	— 燃焼度; 約 38.7 GWd/t Pu富化度*2; 4 % Pu-239 富化度*6; 3.2% 冷却期間; 約 4 年	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 不溶解残渣試験 ✓ 溶解条件; 7 mol/L 沸騰硝酸 使用済燃料 1 kg あたり 3~4 L の硝酸溶液 ✓ 不溶解残渣量; 6.5 kg/tHM ✓ 不溶解残渣に含まれるPu量*4; 6.9 % 	9

表 2.1 工業規模での軽水炉使用済 MOX 燃料の再処理実績(3)

国、施設		時期	処理量	使用済燃料仕様	結果等	文献
ドイツ	WAK	1987 年	239 kgHM	燃焼度; 約 32.2 GWd/t Pu-fissile 富化度*1; 2~3.2 % 冷却期間; 約 3.1 年(1,148 日)	✓ 未溶解Pu量*5; 0.2 %Pu ✓ ハル付着Pu量*7; 0.04~0.14 %Pu ✓ 不溶解残渣に含まれるPu量*4; 0.07~0.18 %Pu ✓ 劣化 U により溶解液を希釈 ✓ 共除染・精製工程の運転に通常からの ずれは見られず	10、 11
		1986~ 2006 年	約 22.7 tHM	ふげん MOX-typeA 燃料 燃焼度; 平均 9.3 GWd/t Pu 富化度*2; 0.8% 冷却期間; >2 年	✓ 溶解液の U 希釈は実施せず ✓ 溶解・抽出特性は UO2 燃料と同様 ✓ 溶解液のろ過速度が低下する傾向	12
日本	TRP	2007 年	約 6.5 tHM	ふげん MOX-typeB 燃料 燃焼度; 平均 14.6 GWd/t Pu 富化度*2; 1.7% 冷却期間; >2 年	✓ 回収 U により溶解液を希釈 ✓ 溶解・抽出特性は UO2 燃料と同様 ✓ 溶媒劣化の進行が見られたが、工程運 転に影響はなし	

注記) *1 : Pu-fissile 富化度 ; 照射前燃料に含まれる U+Pu に対する核分裂性 Pu の重量割合 $(Pu-239+Pu-241)/(U+Pu) \times 100$ (%)

*2 : Pu 富化度 ; 照射前燃料中に含まれる U+Pu に対する Pu の重量割合 $Pu/(U+Pu) \times 100$ (%)

*3 : 照射後 Pu 含有量 ; 照射後燃料中に含まれる U+Pu に対する Pu の重量割合 $Pu/(U+Pu) \times 100$ (%)

*4 : 不溶解残渣に含まれる Pu 量 ; 不溶解残渣中に含まれる Pu の不溶解残渣に対する重量割合 $Pu/\text{不溶解残渣} \times 100$ (%)

*5 : 未溶解 Pu 量 ; 照射後燃料中に含まれる Pu に対する溶解により溶け残った Pu の重量割合 $\text{未溶解 Pu}/Pu \times 100$ (%)

*6 : Pu-239 富化度 ; 照射前燃料に含まれる U+Pu に対する Pu-239 の重量割合 $Pu-239/(U+Pu) \times 100$ (%)

*7 : ハル付着 Pu 量 ; 照射後燃料中に含まれる Pu に対するハルに付着した Pu の重量割合 $\text{ハル付着 Pu}/Pu \times 100$ (%)

2.1 海外実績

1) フランス

フランスでは1973年と1979年の2回のオイルショックを機に第2世代のPWRの建設が積極的に進められ、現在ではフランス国内における電力需要の4分の3以上を原子力発電が担うに至っている⁽¹³⁾。フランスでは当初、使用済UO₂燃料から回収したプルトニウムを高速炉で利用する計画であったが、高速炉の建設計画の見直しを考慮し、1985年にPWRにてプルトニウムを燃焼させることを計画した^(14、15)。これを受け、PROMOXプログラムとして、1985年から1987年にCadarache（以下「カダラッシュ」と記す）のCAP炉にてMOX燃料の照射試験（平均燃焼度 20 GWd/t）及びホットセルでの照射後試験を実施⁽¹⁶⁾した後、1987年にSaint Laurent B1 発電所で初のMOX燃料 16体の装荷を行った^(14、17、18)。以降、軽水炉でのMOX燃料利用を進め、現在では国内の原子力発電所の約3分の1のPWRでMOX燃料の利用を行い、発電量の10%を賄うに至っている（表 2.1.1）^(13、19、20)。

現在、フランス国内におけるPWRでのMOX利用は、原子炉内に装荷する燃料集合体の1/3をMOX燃料で構成する形態（全燃料集合体 157体のうち、48体がMOX燃料）⁽²¹⁾で行っており、UO₂燃料（U-235濃縮度；3.7%）は4サイクルで、MOX燃料（U-235濃縮度 3.25%に相当するプルトニウム富化度）は3サイクルで交換する運転管理を行っている⁽²⁰⁾。MOX燃料の平均燃焼度の認可値は40 GWd/t⁽²²⁾、最大燃焼度はUO₂燃料と同様 52 GWd/tとなっている⁽¹⁷⁾。MOX燃料1体を製造するためには、使用済UO₂燃料7～8体を処理する必要があるとされ、MOX燃料をさらにリサイクルすることを想定すると、それに要する期間は、炉内燃焼が約3年、再処理までの冷却期間が約5年、及び燃料製造に約2年のおよそ10年とされる^(7、17、23)。

フランスにおける再処理は、1954年にプルトニウムを抽出するためのフォンテネオローズのパイロットプラントに始まり、黒鉛減速炭酸ガス冷却天然ウラン金属燃料炉（UNGG）燃料を処理するためのMarcoule（以下「マルクール」と記す）のUP1プラント（1958年運開）^(13、18、19)へと続く。フォンテネオローズでは1987年以降に軽水炉MOX燃料を用いた溶解試験を実施しており、燃焼前に比べ燃焼後に溶解性が向上することを確認している^(1、3)。また、それまで高速炉燃料の再処理試験を行っていたAPM施設（1988年運開；設計処理能力 6 tHM/y⁽²⁾）では、1992年初頭にドイツのKKG炉（PWR、Grafenrheinfeld）のMOX燃料（燃焼度 約 34 GWd/t、冷却期間 約 3.5年）を用いた再処理試験を実施している。この

試験では、バッチ式溶解槽を用いて軽水炉使用済MOX燃料の溶解性の確認を行うとともに、溶解液についてはウラン溶液による希釈を行わず、直接抽出工程に送液し、パルスカラムによる溶媒抽出操作を行っている^(1, 2, 3)。

フォンテネオローズ及びAPM施設での経験を基に、フランスにおける工業規模での軽水炉使用済MOX燃料の再処理がLa Hague（以下「ラ・アグ」と記す）のUP2 プラントで実施された。UP2 はUNGG燃料の処理のため 1966 年に運転を開始し、その後、酸化物燃料取扱いのための前処理施設（HAO施設）を付設し 1976 年にUP2-400 として運転を開始している。UP2-400 では 1992 年 11 月に最初の軽水炉使用済MOX燃料約 4.7 tHM（PWR、燃焼度 33～41 GWd/t、冷却期間 約 5 年）の再処理を実施している^(1, 2, 3, 4, 6)。この再処理試験では、溶解にHAO施設のバッチ式溶解槽を用い、溶解液は回収ウランによりPu/U比を 2/100 に希釈した後、抽出工程に供給を行っており、平均約 1 tHM/dで処理を行っている。溶解の結果、MOX燃料 1 tHMあたりの不溶解残渣発生量は約 4 kg/ tHM、未溶解プルトニウム量は使用済燃料中のプルトニウム含有量の 0.013 %という結果であり、当時の溶解プロセスでの溶解が可能との見通しを得ている。ただし、溶解槽にプルトニウムが蓄積しないことを確認するためには、溶解工程の洗浄を実施する必要があると、これをコスト上問題なく実施するためには、未照射MOX燃料の溶解率が 99.5 %以上であることが必要としている^(1, 2, 3, 5, 6)。これを受けMELOX燃料製造工場では、製造した未照射MOX燃料の溶解率の基準を 99.7 %以上としている⁽²⁴⁾。なお、この再処理試験では、溶解工程に続く抽出工程の運転性能やウラン、プルトニウム製品への問題は生じていない。1994 年にUP2 はR1 設備（せん断・連続溶解）及びR2 設備（抽出）を追加することで処理能力を 800 tHM/yに増強し、UP2-800 プラントとして運転を開始したが^(13, 25, 27)、その後もHAO設備を利用したUP2-400 としての特別な処理キャンペーンを 1996 年と 1998 年に実施している。1998 年の処理燃料約 32 tHMのうち約 4.9 tHMがMOX燃料(PWR、燃焼度 約 18 GWd/t, 約 27 GWd/t、Pu富化度 2.7 %, 5.8 %)であり、1992 年のMOX燃料再処理時と同様に問題なく再処理できることを確認している^(2, 4)。

UP2-800 では以下の改良が行われており、これにより使用済MOX燃料を使用済UO₂ 燃料と 1 : 4 の割合で混合して処理することが可能となっている⁽²³⁾。

- せん断・溶解ラインの 2 系列化；UO₂ 燃料の処理量を大幅に低下させることなく MOX 燃料の処理を実施
- 抽出工程での環状パルスカラムの採用；臨界安全のため

- 中性子遮へいの強化；ヘッドエンド、抽出、高レベル廃液貯槽、ガラス固化施設、ラボ等
- 燃焼度測定、ハル中の核分裂性物質質量測定、貯槽内の核分裂性物質蓄積の検出等にアクティブ中性子計測法を導入

また、上記改良に基づき、UP2-800 で処理を行うことを想定した軽水炉使用済MOX燃料の仕様は以下のとおりとなっている⁽²³⁾。

- 照射前燃料の平均 Pu 富化度 ; 7 %
- 取出し燃料の燃焼度 ; 平均 45 GWd/t (最大 50 GWd/t⁽⁶⁾)
- 臨界安全設計 ; Pu-240 > 20 %
- 最小冷却期間 ; 受入れまで 2 年、再処理まで 5 年

UP2-800 では 2004 年から 2008 年の 4 回のキャンペーンで約 60 tHMの使用済MOX燃料の処理を行っている⁽⁴⁾。UP2-400 での経験はあるものの、プラント規模での連続溶解槽を用いた初の軽水炉使用済MOX燃料の再処理となるため、ATALANTE施設で連続溶解条件に係る溶解試験を実施している^(4, 5)。溶解試験の結果に基づき、UP2-800 の 2004 年のキャンペーンでは、酸濃度 5.1 mol/L、温度～92 °C、溶解時間 7 時間の連続溶解条件で約 10.6 tHMの使用済MOX燃料の処理を行った。また、溶解時には臨界安全の観点から 0.15～0.2 g/Lのガドリニウムを添加しており、溶解液は抽出工程への供給の際に回収ウランを用いてPu/U比を 1.9/100 に希釈を行っている^(4, 5)。これに引き続き、UP2-800 では段階的に処理するMOX燃料の燃焼度や燃料溶解液の供給流量を増加させることで、2006年、2007年及び2008年にそれぞれ、約 16.5 tHM、約 31.3 tHM、約 5.1 tHMの処理を行っている^(4, 5)。なお、2006年以降の使用済MOX燃料処理では、溶解液の希釈に回収ウランではなく、使用済UO₂燃料を用いていると考えられる。2001年にはUP2-800の処理能力は1,000 tHM/yに引き上げられている。

フランスでは、主に海外顧客の使用済燃料の処理を行うUP3 プラントがラ・アークで稼働している。UP3 は 1986 年にT0 施設(乾式受入設備)の運転を開始し、1990 年 8 月のT1 施設(せん断・溶解設備)の開始により、全体運転を開始している。UP3 での使用済MOX燃料の処理実績はない。運転開始当初の処理能力 800 tHM/yから現在は 1,000 tHM/yまで増加させているが^(26, 28)、UP3 とUP2-800 合わせての処理能力としては、1,700 tHM/yに限定されている。MOX燃料製造施設としては、MELOX工場が運転を行っている。MELOX工場は、1995 年の運転開始から約 2 年で当初の公称能力の 100 tHM/yを達成し、その後製造

能力を 145 tHM/yに増加させた。現在、MOX燃料の需要の増加に伴い、最大能力の 200 tHM/yへの増強を目指している^(13、19)。

高速炉でのMOX利用の研究は古くから行われており、1965年にカダラッシュの燃料製造施設ATPuでU/Pu混合酸化物燃料の製造を開始して以降、MOX燃料が高速増殖実験炉Rapsodie(ラプソディ;1967年臨界、1983年閉鎖、熱出力40 MWt)、高速増殖原型炉Phénix(フェニックス;1973年臨界、2010年閉鎖、電気出力250 MWe)及び高速増殖実証炉Superphénix(スーパーフェニックス;1985年臨界、1998年閉鎖、電気出力1240 MWe)に装荷された⁽¹⁹⁾。これらFBR用MOX燃料の再処理に係る研究も並行して進められており、1968年からのフォンテネオローズでの試験では、ラプソディ及びフェニックスからの照射済み燃料約100 kgHMの処理を行っている^(1、2)。また、1969年にはラ・アークに高速炉の炉心燃料130 kgHM/yの処理能力を有するAT1施設が運転を開始し、1979年の運転停止までにラプソディの燃料約900 kgHMの処理を行った⁽²⁾。1974年、それまでUNGG燃料の処理を行っていたSAP施設をラプソディ燃料を取扱うTOP施設(処理能力10 kgHM/d)に改装し、1976年までにラプソディ燃料約50 kgHMを、1977年から1983年にかけてはフェニックス燃料約9 tHM(このうち約6.7 tHMがMOX燃料)を処理している。TOP施設は1983年にTOR施設に再改装され、燃料の解体・せん断等を受け持つAPM施設(処理能力6 tHM/y)が1988年に運転を開始した。APMでは1991年までにフェニックスで照射されたFBR燃料とドイツの高速増殖炉KNK-IIで照射されたFBR燃料約5 tHMの処理を行っている⁽²⁾。フェニックスからの使用済みFBR用MOX燃料はUP2-400でも処理されており、1979年から1984年にかけて、HAO施設でせん断・溶解したFBR用MOX燃料をUNGG燃料で希釈することで約10 tHMのFBR燃料の処理を行っている⁽²⁾。

表 2.1.1 ヨーロッパにおける軽水炉MOXの利用状況(2007年時点)⁽¹⁹⁾

	Reactors in operation	MOX authorized reactors	" Moxified " reactors	First MOX loading date
▶ Germany	21	11	11	1972
▶ Switzerland	5	4	3	1984
▶ France	58	20	20	1987
▶ Belgium	7	2	2	1995

MOX, a recycling solution used for more than 30 years

2) ドイツ

ドイツにおける MOX 燃料再処理は Karlsruhe (以下「カールスルーエ」と記す) の MILLI 施設と WAK 再処理工場で行われている。

MILLI施設は実験室規模のホット試験施設 (1 kgHM/d) であり、1971 年に運転を開始して以降、6 年以上にわたり高放射性物質を用いた試験を実施した^(8、28)。MILLI施設では 1974 年に高速増殖実験炉 (DFR) やラプソディといった高速炉での照射済み MOX 燃料 (Pu 富化度 ~30 %、燃焼度 4~9.5 %) を用いた再処理試験を実施したが、それ以降は、ドイツにおける大規模再処理工場建設のために、主に使用済 UO₂ 燃料を用いた再処理試験を実施している⁽²⁸⁾。MILLI施設での軽水炉使用済 MOX 燃料を用いた試験については、1977 年 (燃焼度 最大 21 GWd/t、冷却期間 1~2 年)⁽⁸⁾及び 1980 年 (燃焼度 約 38.7 GWd/t、冷却期間 約 4 年、Pu 富化度 4 %)⁽⁹⁾に実施しており、回収したプルトニウムは、Hanau の MOX 燃料製造施設 (旧 Alkem 施設) において、再び MOX 燃料に再加工されている。使用済 MOX 燃料から回収したプルトニウムの MOX 燃料への再加工は、使用済 UO₂ 燃料から回収したプルトニウムによる MOX 燃料製造と同様のパラメータで行われ、再加工した MOX 燃料は PWR (KWO、Obrigheim) に装荷されている⁽²⁾。

ドイツの WAK 再処理工場は、35 tHM/y の再処理能力を有し、1971 年の運転開始から 1990 年 6 月の運転終了までに約 207 tHM の使用済燃料の再処理を行っている。回収したプルトニウムについては Alkem の MOX 燃料製造工場での MOX 燃料に加工し、プロトタイプ BWR (VAK、Kahl)、BWR (KRB、Grundremmingen) 及び PWR (KWO、Obrigheim) で燃焼させている⁽¹⁰⁾。WAK では、1987 年 10 月に KWO で燃焼させた軽水炉 MOX 燃料 239 kgHM (燃焼度 32,175 MWd/t、Pu-fissile 含有量 2.0~3.2 %、冷却期間 1,148 日) の再処理を実施し、各種のデータ採取を実施している。処理に際しては、溶解の後、劣化ウランにより溶解液中の Pu/U 比を使用済 UO₂ 燃料と同等に希釈した後、抽出工程への供給を行っている^(10、11)。

3) その他

(1) イギリス

イギリスではこれまで使用済燃料の再処理路線を採用しており、古くから商用規模での再処理を実施している⁽²²⁾。これまでに軽水炉への MOX 燃料の装荷や工業規模での軽水炉 MOX 燃料の再処理実績はないものの、高速炉やその MOX 燃料の製造・再処理については

多くの取組みがなされてきた。

イギリスにおける最初の原子力発電所はCalder Hall（コールドーホール）のMagnox炉（マグノックス炉；黒鉛減速炭酸ガス冷却天然ウラン金属燃料炉）であり、1953年に建設を開始し、1956年に送電線への接続を行った。以降、1971年までに11基のマグノックス炉の建設が行われている。1976年から1988年にかけて、14基の改良型ガス冷却炉（AGR；黒鉛減速炭酸ガス冷却濃縮ウラン酸化物燃料炉）が建設された。AGRでは炉心を100%MOX燃料で構成することが可能とされており、1960年代にWindscale（以下「ウィンズスケール」と記す）の改良型ガス冷却炉（WAGR）で実証が行われている⁽²⁹⁾。イギリスにおける唯一のPWRはSizewell B発電所であり、1987年に建設を開始し、1995年に運転を開始している⁽³⁰⁾。高速炉については、スコットランド州Dounreay（以下「ドーンレイ」と記す）にDFRが建設され、1959年から1977年にかけて運転を行っている。DFRは燃料にウラン・モリブデン合金を用い、電気出力は15 MWeであった⁽³⁰⁾。ドーンレイの高速原型炉（PFR）は出力250 MWeであり、1974年に臨界に到達している。冷却材にナトリウムを用い、燃料にはマグノックス燃料の再処理により回収したプルトニウムを用いたMOX燃料（Pu富化度30%以上）を用い、1994年3月の運転終了までに約93,000本の燃料ピンの照射を行っている^(2、22、30)。

イギリスにおける商用規模での再処理の始まりは、1952年に運転を開始したSellafield（以下「セラフィールド」と記す）のウィンズスケール再処理工場B204（処理能力1 tHM/d・300 tHM/y）であり、ブテックス法によりマグノックス燃料の処理を行っていた。1964年からはウィンズスケール第2工場B205（処理能力1,500 tHM/y（マグノックス燃料））の運転が開始されている。B205は2005年までに約45,000 tHMの使用済燃料の処理を行ない、現在においても信頼性の高い運転を継続しているが、2012年には運転を停止する予定となっている⁽³⁰⁾。酸化物燃料の処理を行うためセラフィールドにTHORP（Thermal Oxide Reprocessing Plant）が建設され、1994年より運転を行っている^(30、31)。THORPではPUREX法が用いられており、遠心清澄機や抽出工程でのパルスカラムの採用、溶媒洗浄工程におけるソルトフリープロセスの採用等、様々な新技術が採用されている^(30、32)。THORPの公称処理能力は1,200 tHM/yであり、イギリス国内のAGR燃料、PWR燃料の他、海外顧客の使用済燃料の再処理も行っている⁽³⁰⁾。THORPは2005年4月に発見されたセル内漏えいにより運転をしばらく停止していたものの、2007年には運転を再開し、2009年には累積処理量6,000 tHMに到達している。

FBR用MOX燃料の再処理施設としては、ドーンレイで1960年からDFR燃料の再処理施設（D1206施設）の運転が行われたが、1972年に当該施設をPFR燃料用に改造することが決定された⁽³³⁾。改造後のPFR再処理施設（処理能力60 kgHM/d）は、1979年から1980年にDFR燃料約0.75 tHMの処理を行った後、1980年からPFR燃料再処理の本格運転を開始している⁽³³⁾。PFR再処理施設は、解体・せん断工程にレーザー解体法（25～50本/h）と空気駆動式端末部除去装置（25本/h）を、清澄工程には遠心清澄機を使用している。1980年から1993年に未照射の燃料も含め190体（約23 tHM）以上のPFR燃料集合体の処理を実施した報告がなされているが^(2, 30, 34)、1996年の主溶解槽からの漏えいにより運転を停止し、1998年に同施設を閉鎖することが決定されている⁽²²⁾。

(2) アメリカ

アメリカでの商用再処理工場としては、1953年の原子力の平和利用政策（Atoms for Peace）に基づき3つの再処理工場が建設されている。1つはNuclear Fuel Service（NFS）によるWest Valley再処理工場（PUREX、処理能力300 tHM/y）であり、1966年から1972年まで商用再処理を実施した。イリノイ州MorrisのMidwest工場は使用済燃料の再処理にアクアフルオル法の概念を導入し、300 tHM/yの処理能力を有するとされたが、運転を行わないまま1974年に閉鎖を宣言した。サウスカロライナ州のSavannah Riverサイトに隣接するBarnwell核燃料工場は1,500 tHM/yの設計処理能力であり、1974年に運転を開始する予定であったものの、完成や認可が遅れたまま1977年を迎え、同年のカーター大統領による商用再処理の延期方針の発表により同工場の操業も中止となった⁽²²⁾。

アメリカでは多くの原子力発電所が操業を行っており、毎年約2,000 tHMの使用済燃料が発生している。アメリカでは現在においても使用済燃料の商用再処理は行われていないものの、将来的に発生するであろう高放射性廃棄物の地層処分時の負荷を低減するため、使用済燃料に係る分離変換技術の開発が行われている⁽²²⁾。また、解体核兵器から発生するプルトニウムを用いてMOX燃料を製造する研究も実施している。解体核兵器からのプルトニウムについては、不純物を取り除くために溶解し、精製を行う必要があるが、このプルトニウム酸化物の溶解処理法として15.6 mol/Lの硝酸と0.2 mol/Lのフッ化水素酸の混合溶液を用い、110℃、4時間の機械攪拌により約70～90%の溶解率を示すことが報告されている。また、溶け残ったプルトニウムについては、再度15.6 mol/L硝酸と0.35 mol/Lのフッ化水素酸の混合溶液を用いて溶解操作が行われ、30～60%の溶解率を示して

いる⁽³⁵⁾。

高速炉については、1940年代から1990年代前半にかけて数多くの実験炉の建設・運転経験を有していたが、1977年の核不拡散政策の強化により、原型炉CRBRの建設を中止した経緯がある。2000年には安全性、経済性、核拡散抵抗性等に優れる第4世代原子炉(GEN-IV)概念の検討のために、第4世代原子力システム国際フォーラム(GIF)を設立し、6つのシステムのうちナトリウム冷却高速炉(SFR)等のシステム協定に署名して活動を行っている。

(3) ロシア

ロシアは2010年現在、発電用原子炉31基(発電容量23 GWe)を運転するとともに、現在世界で唯一商用発電を行う高速炉となるBeloyarsk原子力発電所(BNPP)の高速炉BN-600(電気出力600 MWe)を有する。BN-600は原型炉として1980年に運転を開始して以来、幾つかの不具合はあったものの、これまで順調に稼働している。炉心には酸化UO₂燃料を使用しているが、MOX燃料の照射試験も実施している。2010年に設計寿命の30年を迎えたが、さらに15年の運転期間の延長を行うとしている。また、MOX燃料を使用する高速実証炉BN-800(電気出力880 MWe)の建設も進められており、2012年の完成、2014年の営業運転を目指している^{*2-2}。

ロシアにおける使用済燃料の再処理は1948年からChelyabinsk(以下「チェリヤビンスク」と記す)やTomsk-7等での軍用再処理が始まりとなる。チェリヤビンスクの再処理施設については、商業用原子炉からの使用済燃料を再処理できるよう1971年にRT-1施設に改造されている。RT-1施設はPUREX法を用いてロシア型加圧水型原子炉WWER-440からの使用済燃料の再処理を行っている。設計処理能力は400 tHM/yであるものの、現在の年間平均処理量は約200 tHM/yとなっている⁽²²⁾。

ロシアでは高速実験炉BR-10(熱出力8 MWt)及び高速実験炉BOR-60(熱出力60 MWt、電気出力10 MWe)からの高燃焼度MOX燃料(～100 GWd/t)を用いた再処理試験を実施しているが、MOX燃料の溶解に硝酸とフッ化水素酸を用いた結果、燃料構造物のステンレス鋼までが一部溶解したとの報告がなされている⁽²⁾。

(4) インド

インドでは 1948 年の原子力法の制定により原子力開発を開始し、1956 年にイギリスの支援のもとに建設した実験炉でアジアで初めてとなる臨界を達成した。1960 年にはカナダ型の CIRUS 研究炉が初臨界となり、この使用済燃料を用いて Trombay（以下「トロンベイ」と記す）再処理工場でのプルトニウムの抽出に成功している⁽²⁶⁾。現在、インドでは、原子力開発の第 1 段階として、重水減速加圧重水冷却炉(PHWR)を主体とした原子炉を展開している。また、商用軽水炉への MOX 燃料装荷に先立つ性能試験として、PHWR で MOX 燃料の照射（燃焼度 2,000～16,000 MWd/t、Pu 富化度 4%）を行い、PIE 試験を実施している⁽³⁶⁾。原子力開発の第 2 段階となる高速増殖炉の開発も積極的に行っており、高速増殖実験炉（FBTR；熱出力 40 MWt、電気出力 13.5 MWe）が 1985 年に初臨界を達成し、1997 年に送電を開始している。FBTR は蒸気発生器とタービン以外はフランスのラプソディと同じ設計とされ、設計当初は酸化物燃料を使用する予定であったが、1974 年の核実験の実施により高濃縮ウランの入手が困難となったため、高密度で高プルトニウム富化度が可能な炭化物燃料に変更を行っている。2002 年には 1 次系ナトリウム純化系のバルブからナトリウムの漏えいが発生しているが、約 3 カ月後には復帰している。2007 年 3 月には燃焼度 155 GWd/t を達成しており、今後は全炉心を金属燃料に変更することを検討している。また、高速増殖原型炉（PFBR；ナトリウム冷却型、熱出力 1,200 MWt、電気出力 500 MWe、混合酸化物燃料）の建設を 2004 年から開始している。このほか、U-233 を燃料とする研究炉（熱出力 30 kWt）が 1996 年に初臨界を迎え、運転中である。

インドで最初の工業規模の再処理工場となるトロンベイ再処理工場（処理能力 30 tHM/y）が 1964 年に認可され、PUREX 法により研究炉からの使用済燃料の処理を行っていた。インドで第 2 となる再処理工場は 1977 年に運転を開始した Tarapur（「タラプール」と記す）再処理工場（PREFRE、0.5 tHM/d）であり、PHWR や CIRUS 炉等の研究炉燃料の処理を行っている。これらの経験を基に建設された第 3 の Kalpakkam（以下「カルパカム」と記す）再処理工場（KARP、100 tHM/y）は、1998 年の運転開始以降、PHWR 燃料の再処理を行うとともに、FBTR からの炭化物燃料の処理も行ったとされる⁽²⁶⁾。2011 年 1 月にはタラプールで新たな再処理工場が竣工しており、処理能力は 100 tHM/y 程度とされている。

また、インディラ・ガンジー原子力研究センター(IGCAR)では、鉛ミニセル内（11 m × 2 m）に CORAL（COmpact Reprocessing facility for Advanced fuels in Lead shielded

cell) と呼ばれる再処理試験装置を設置し、2003年からFBTR燃料を用いた試験を開始している。CORALの処理能力はFBTR燃料集合体で年間6体であり、設備はせん断機、溶解槽、遠心清澄機その他、遠心抽出器を用いたPUREX法に基づく3つの抽出サイクル設備等から構成される。試験にはFBTRで照射された燃焼度25～150 GWd/tの混合炭化物燃料(U/Pu比 = 0.3/0.7、0.45/0.55)を用い、高プルトニウム富化度の炭化物燃料の溶解性や抽出特性、廃溶媒処理についての試験を行っている⁽³⁷⁾。

(5) 中国

中国では近年の経済成長に伴い急激なエネルギー需要の伸びを示しており、2009年末の発電容量約874 GWeは前年から約10%の増加となっている。この発電容量の内、原子力発電の占める割合は9.6 GWeであり、10%程度となっている⁽³⁸⁾。しかし、中国では今後多数の原子力発電所の建設が計画されており、2005年以降、毎年199 tHM/yのPWR使用済燃料及び198 tHM/yのCANDU炉使用済燃料が発生する予測であり、その発生量も次第に増加していくと考えられている⁽²²⁾。発生した使用済燃料は、最低5年間は発電所の貯蔵プール内に保管され、その後、蘭州核燃料施設(LNFC)で湿式の集中貯蔵施設で貯蔵される。現在、LNFC内ではパイロット再処理工場(処理能力50～100 tHM/y)が建設中であり、2010年には最初のホット試験を実施している⁽³⁸⁾。また、中国ではロシアとの協力により建設されたナトリウム冷却型高速実験炉(CEFR、電気出力20 MWe)が2010年7月に臨界に達しており、パイロット再処理工場で回収されたプルトニウムはCEFRの燃料として使用される予定である^(22、38)。

2.2 国内実績

日本でのプルサーマルについては、原子力開発の初期段階である1961年に国の「原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画」においてウランの代替利用として位置づけられ、現在に至るまで一貫して国の方針として定められている。1986年6月から1990年2月には日本原子力発電・敦賀発電所1号機(BWR)で2体、1988年3月から1991年12月には関西電力・美浜発電所1号機(PWR)で4体のMOX燃料の実証試験が行われており、国内原子炉においても問題なくMOX燃料の利用ができることを確認するとともに、照射後試

験においても軽水炉使用済MOX燃料の健全性を確認している。現在、2015年度までに16～18基の原子力発電所でプルサーマルを実施することが計画されており、2011年1月にプルサーマルによる営業運転を開始した高浜原子力発電所3号機までを含め4基の軽水炉によるMOX燃料の利用が行われている。また、2014年には、全炉心にMOX燃料を装荷できる大間原子力発電所（ABWR、電気出力138.3万kWe）の運転開始が計画されている。このほか、新型転換炉「ふげん」（ATR: prototype Advanced Thermal Reactor、重水減速沸騰軽水冷却型、電気出力16.5万kWe）は、1977年の運転開始から2003年3月の運転終了までに1,450体の燃料集合体を装荷している。ふげん燃料にはUO₂燃料の他、MOX-typeA燃料（初期Pu富化度0.8%、平均燃焼度9.3GWd/t）とMOX-typeB燃料（初期Pu富化度1.7%、平均燃焼度14.6GWd/t）があり、装荷された集合体1,450本のうち、772体(118tHM)がMOX燃料である⁽¹²⁾。typeA燃料は初装荷と初期の取替燃料として装荷されており、その後、燃焼度の増加と経済性の向上のため、核分裂性物質を増加させたtypeB燃料が第3回取替炉心以降から装荷されている。また、一部の燃料については、原子炉での照射後、生成したプルトニウムを再処理により回収、ふげんMOX-typeA燃料に加工、ふげんでの照射、再び再処理によりプルトニウムを回収、ふげんMOX-typeB燃料に再加工、再びふげんで照射という、3度の炉装荷と2度の再処理を経たプルトニウムを含むものもあり、ATRによるプルトニウムの多重リサイクルに関する知見が得られている。当該燃料については、再び再処理によりプルトニウムの回収を行った後、高速増殖原型炉「もんじゅ」の燃料として利用することが検討されている。

高速炉としては、高速増殖実験炉「常陽」が1977年4月に臨界を達成（MK-I炉心；熱出力50MWt）し、2003年にはMK-III炉心（熱出力140MWt）での臨界を達成している。また、高速増殖原型炉「もんじゅ」（熱出力；714MWt）が1994年に初臨界を達成している。

1) 東海再処理施設

JAEAのTRPは1977年に運転を開始した処理量0.7tHM/dのパイロットプラントであり、2007年までに約1,140tHMの使用済燃料の再処理を行っている。ふげんからの使用済燃料についても、ふげんUO₂燃料のほか、1986年以降に断続的にふげんMOX-typeA燃料の再処理を実施している。ふげんMOX燃料の再処理に先立ち、1982年にはふげんMOX-typeA燃料及びtypeB燃料を想定した溶解試験を実施しており、十分な溶解性を確

認している。また、1984年にMOX燃料を含むふげんの使用済燃料の安全審査を実施しており、処理量、臨界、遮へい及び周辺環境への影響の観点から評価を実施している。その際のMOX燃料処理に係る主な確認内容は以下に示すものとなっている。

【ふげんMOX燃料再処理に係る安全審査内容】

項目	主な内容
処理量	1日あたりの処理量を、従来のTRPのプルトニウム処理量以下とするため、MOX-typeB燃料で0.43 tHM/dとする。
臨 界	燃料貯蔵プール、濃縮ウラン溶解槽、溶解槽溶液受槽及び調整槽での臨界解析を行い、臨界安全が十分確保されることを確認。また、typeB燃料については、調整槽以降の工程において軽水炉UO ₂ 燃料と同じウラン、プルトニウム濃度となるように調整槽で濃度調整を実施。
遮へい	既施設設の変更を行わなくとも線量率が遮へい設計の基準を下回っていることを確認。(主に中性子遮へいについて、燃料貯蔵プール、せん断機、分離工程及び高放射性廃液処理工程を評価)
周辺環境への影響	再処理に伴う大気及び海洋放出放射能を評価し、従来の軽水炉UO ₂ 燃料での年間再処理量210 tHM/yにおける被ばく評価に使用した放出放射能を超えることがないことを確認。

2006年には、全てのMOX-typeA燃料(約22.7 tHM)の処理を終了するとともに、TRPは電気事業者との間に締結していた役務運転を終了し、同年4月からは研究開発に焦点を置いた再処理試験として、よりプルトニウム富化度の高いふげんMOX-typeB燃料(約6.5 tHM)の再処理を実施している。ふげんMOX-typeB燃料は、プルサーマル燃料に比べプルトニウム富化度は低いものの、集合体当たりのプルトニウムの燃焼分担(集合体における全核分裂数に対して、プルトニウムが核分裂した割合)は約70%であることから、使用済燃料はプルサーマル燃料(Pu燃焼分担; >80%)に類似した特徴を有している。この、MOX-typeB燃料については、溶解液を回収ウランにより希釈し、Pu/U比を軽水炉UO₂燃料相当に調整したうえで抽出工程への供給を行っている。なお、MOX-typeA燃料では、使用済燃料中のPu/U比が軽水炉UO₂燃料と同等なため、処理に際しては特別な措置を必要としない。これまでの使用済ふげんMOX燃料の処理では、溶解特性にUO₂燃料との大きな相違は見られないものの、MOX燃料では溶解液のろ過速度が若干低下する傾向が見られている。また、MOX-typeB燃料では、単位重量あたりのプルトニウムのα放射能が増加しているため、抽出工程における溶媒劣化生成物の量も増加していることが確認されたが、これは抽出工程の運転や製品仕様に影響を与える程度ではなかった⁽¹²⁾。

1) その他

JAEAの燃料サイクル安全工学研究施設(NUCEF)は、再処理プロセスの安全研究や高度化研究、群分離プロセス試験等を行っている。1998年から使用済UO₂燃料を用いた抽出分離試験を実施しているが、2004年から2006年にかけては、ふげん照射試験用MOX燃料(燃焼度40 GWd/t、Pu-fissile 富化度2.5%、数kgHM)の溶解液を天然ウランで希釈し、ネプツニウムの抽出分離試験を実施している。

電力中央研究所では欧州共同体超ウラン元素研究所(ITU)との共同研究として、高燃焼度UO₂燃料(燃焼度62.8 GWd/t)とヨーロッパの商用PWRで試験的に照射されたMOX燃料(燃焼度42.6 GWd/t、Pu富化度4.9%、約1kgHM)を用いた溶解試験を実施しており、高燃焼度UO₂燃料とMOX燃料では溶解速度に大きな差はなく、7 mol/L硝酸では約40分、4 mol/L硝酸では2時間以上で溶解が完了したとの結果を得ている。また、不溶解残渣は燃焼度に対し比例より大きな割合で増加し、UO₂燃料に比べMOX燃料で若干増加する傾向が見られている⁽³⁹⁾。

高速炉燃料の再処理技術開発としては、JAEAのCPFにおいて、1982年からミニチュアスケールの再処理設備を用いた試験が行われている。試験には日本の常陽、フランスのフェニックス及びイギリスのDFRで照射された燃焼度100 GWd/tまでのFBR用MOX燃料が用いられ、FBR用MOX燃料の溶解が十分に行えることを確認し、溶解条件に応じた不溶解残渣の発生量や組成が明らかになっている。また、FBR用MOX燃料に対するPUREXプロセスの適用性も研究され、ウラン、プルトニウム、マイナーアクチニドそして核分裂生成物の化学的挙動や除染性能の確認を行っている^(2, 40)。

2.3 使用済MOX燃料再処理の展望

1) 日本

日本では2007年に、以降10年間を目安とした原子力政策の方向性を示す原子力政策大綱が原子力委員会により発表されている。政策大綱策定に係る策定会議では、国内で発生する使用済燃料の取り扱いに係り、再処理・リサイクル、直接処分及び当面の貯蔵等のシナリオについて、安全性や技術的成立性、経済性等の10項目の視点からの評価を行っており、その結果、政策大綱に「我が国においては、核燃料資源を合理的に達成しうる限

りにおいて有効に利用することを目指して、安全性、核不拡散性、環境適合性を確保するとともに、経済性に留意しつつ、使用済燃料を再処理し、回収されるプルトニウム、ウラン等を有効利用することを基本的方針とする」と定めている。合わせて、「使用済燃料の再処理は、核燃料サイクルの自主性を確実なものにする観点から、国内で行うことを原則とする」としている。また、プルサーマルについては「基本方針を踏まえ、当面、プルサーマルを着実に推進する」とともに、「プルサーマルに伴って発生する軽水炉使用済MOX燃料の処理の方策は、六ヶ所再処理工場の運転実績、高速増殖炉及び再処理技術に関する研究開発の進捗状況、核不拡散を巡る国際的な動向等を踏まえて2010年頃から検討を開始する」とした。さらに、「革新技術システムを実用化するための研究開発」の中では、「高燃焼度燃料や軽水炉使用済MOX燃料の実証試験等については、日本原子力研究開発機構が、六ヶ所再処理工場及び六ヶ所再処理工場に続く再処理工場に係る技術的課題の提示を受けた上で実施する」と定めている*2-1。現在、本政策大綱に沿い、国内ではプルサーマルの実施が進められており、2015年までに16～18基の原子力発電所でのプルサーマルが計画されている。また、日本原燃株式会社による六ヶ所再処理工場（処理能力800tHM/y）が2012年の操業に向けてアクティブ試験の最終段階にあるとともに、MOX燃料加工工場（製造能力130tHM/y）が2010年10月に着工し、2016年に完工予定となっている。

TRPでは、新型転換炉ふげんからの使用済MOX燃料を用いた再処理試験を実施しており、試験を通してMOX燃料の再処理実績を積むとともに、MOX燃料の再処理特性に係る調査等を実施している。ふげん使用済MOX燃料については未処理の約89tHMの全量が今後TRPで処理される予定であり、この中には比較的燃焼度やプルトニウム富化度が高く使用済プルサーマル燃料と同等の特性を有するふげん照射試験用MOX燃料も含まれている。

軽水炉サイクルから高速炉サイクルへの移行期に係る研究も実施されている。日本における原子力発電容量の推移予測と、現在計画されている高速増殖炉(FBR)の導入時期(2050年頃)を基に考えると、2050年以降、耐用年数を超えた軽水炉を順次FBRに置き換えていくことでFBR発電容量が増加していく(図2.3.1)。このため、2100年までは軽

*2-1:「原子力政策大綱」, 原子力委員会(平成17年10月11日)
水炉が原子力発電容量における主要な役割を果たし、2050年頃から2100年頃までは軽水炉とFBRが共存する移行期と言われる時代となる。図2.3.2に1970年から2100年ま

での日本における使用済燃料の累積発生量予測を示す。予測では、2030年までの軽水炉の燃焼度を45 GWd/t、2030年以降の第3世代の軽水炉での燃焼度を60 GWd/t、そしてFBRの燃焼度を150 GWd/tとし、軽水炉の廃止に伴いFBRを順次導入することを仮定している。

これまで国内で発生した使用済燃料については、フランス、イギリス及びTRPで既に約8,200 tHMの再処理が行われているが、今後とも年間900 tHMの使用済燃料が継続して発生することが考えられ、六ヶ所再処理工場の操業を考慮しても、2047年までに23,000 tHMの使用済燃料が蓄積することとなる。これを受け、六ヶ所再処理工場に続く再処理工場が2047年から操業を開始すると考え、当該再処理工場はその運転期間に50,000 tHMの使用済燃料の処理を行うために1,200 tHM/yの処理能力を持ち、軽水炉UO₂燃料と合わせて軽水炉MOX燃料の処理を行うことが検討されている。また、この移行期において発生するFBR燃料については、2060年頃に200 tHM/yの再処理を行うこと、2070年頃にさらに100 tHM/yの再処理容量の追加を行うことが考えられている。このため、移行期に再処理を行う必要のある使用済燃料は、軽水炉UO₂燃料、軽水炉MOX燃料及びFBR用MOX燃料といった種々の発生量とプルトニウム含有量を有するものとなるが、これらについては、共用の施設で処理を行うことが効率的と考えられている。2047年から次の再処理工場の操業を行うならば、2030年頃にはその技術基盤が十分な信頼性を持って確立されている必要があり、現時点ではPUREXフローシートの改良によりプルトニウムをウランと共に回収するCo-processingプロセスが、比較的、技術的検証を有した有力候補として見られている⁽⁴¹⁾。

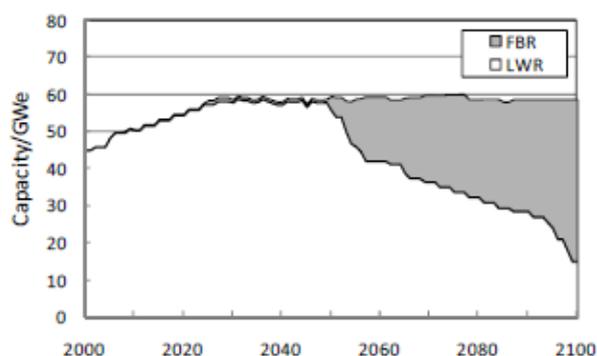


図 2.3.1 日本における原子力発電容量の推移予測⁽⁴¹⁾

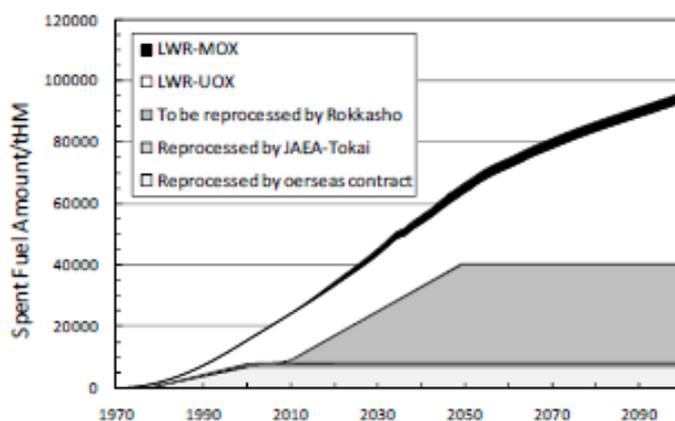


図 2.3.2 日本における使用済燃料の累積発生量の推移予測⁽⁴¹⁾

2) フランス

フランスにおける原子炉の第 1 世代は天然ウランを利用した黒鉛減速炭酸ガス冷却炉であり、現在では経済性や工業規模、安定性に優れた第 2 世代炉が展開されている。第 3 世代炉は、欧州加圧水型炉 (EPR) に代表され、安全性や経済性、そして高燃焼度化やウラン消費率の改良、より多くの MOX 燃料装荷率等の核燃料サイクルの目標を満たすため、最新の改良技術が用いられている。第 4 世代となる高速炉の開発については、1998 年のスーパーフェニックスの運転終了に伴い下火となっていたものの、2006 年にシラク大統領が高速原型炉の建設を明言するとともに再興が始まり、2040～2050 年に商用炉を運転開始するとしている。原型炉である ASTRID (Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration) は、商用炉に採用する候補技術及び安全性の実証を主要な目的としており、2015 年から詳細設計を実施し、フェニックスに隣接して建設を行った後、2020 年からの運転開始を目指している。燃料は酸化物燃料をリファレンスとしており、フランス原子力・代替エネルギー庁 (CEA) の見解では電気出力を 600 MWe としている。商用炉については、AREVA、フランス電力株式会社 (EDF) 及び CEA の三者の協力により今後のナトリウム冷却型高速炉の開発を進めようとしており、電気出力は 1,500 MWe 程度であるが、炉心燃料としては酸化物燃料以外の金属燃料や炭化物燃料を視野に入れた検討を行っている^{*2-2}。

現在、商業規模で利用される原子炉のほとんどは第 2 世代の PWR となるが、最初の第 3 世代炉 EPR の建設が始まっている。当面は第 2 世代炉による UO₂ 燃料と MOX 燃料の利用が行われるが、UO₂ 燃料と MOX 燃料を同等の燃焼度で用いることによる炉心管理の簡

易化や燃料の高燃焼度化が行われるとともに、定期的な安全評価を行いつつ、設計寿命の40年を超える運転を行うことが想定されている^(13、19)。また、現在建設中の初期のEPRの運転経験の蓄積が行われる。2020年頃には、現在の第2世代炉が運転開始から40年を迎え始めることから、運転経験を重ねたEPRへの更新が始められる。EPRでは全炉心へのMOX燃料装荷等、MOX利用の向上が図られることとなる^(7、13、19)。2040年頃から寿命に達した軽水炉(全軽水炉の3分の1から半分程度)は、第4世代高速炉に更新され、その後しばらくは軽水炉と高速炉が一定の割合で併存する状態となる。2020年頃に建設されたEPRが設計寿命(60年)を迎える2080年頃から、全ての軽水炉が高速炉に更新されていくこととなる^{*2-2}。

軽水炉から高速炉への移行時期は、軽水炉の寿命到達とともに、ウラン資源の逼迫による軽水炉でのウラン利用に係る経済性の問題、あるいは高速炉を展開するためのプルトニウムの備蓄量に依存する⁽⁷⁾。2040年から高速炉を20 GWeで導入するために必要となるプルトニウム量は約300 tPuであり、これはラ・アークの再処理工場で軽水炉UO₂燃料と軽水炉MOX燃料を再処理することにより供給することが想定されている^{*2-2}。ラ・アークの再処理工場やMELOX燃料製造工場等の既存の核燃料サイクル施設については2040年においても適切に活用することが必要としており⁽⁷⁾、高速炉からの使用済MOX燃料を処理する新プラントは2050年以降に運転するとしている^{*2-2}。

3) アメリカ

アメリカでは、解体核兵器から回収したプルトニウムを用いたMOX燃料の製造と軽水炉での利用に係る研究を進めているものの、発生する使用済燃料の取り扱いに係る政府の方針は明確となっていない。しかし、将来的に使用済燃料の処理を行う際の高放射性廃棄物の環境負荷の低減のため、分離変換技術の開発は継続して進められており、その一環として将来的な多段階からなる分離変換シナリオが検討されている。

- 第1段階； 現在或いは次世代の軽水炉またはガス冷却熱中性子炉を利用し、発生した使用済燃料からプルトニウム(おそらくネプツニウムと共に)を回収する。

*2-2：“世界の高速炉サイクル技術開発の動向”、日本原子力学会誌、Vol.52, No.9, p.20 (2010)

- 第2段階； MOX 燃焼炉としての次世代軽水炉またはガス冷却熱中性子炉により

プルトニウム（及びネプツニウム）の燃焼を行う。次世代軽水炉からの使用済燃料からはプルトニウムとネプツニウムを回収し、更なるリサイクルを行う。いずれの炉型からも TRU(超ウラン元素)の回収を行う。

- 第3段階； 第1段階及び第2段階で回収した回収した TRU(超ウラン元素)について、高速炉または加速器駆動核変換システムによる燃焼を行う。

このシナリオでは、軽水炉からの使用済燃料はUO₂燃料、MOX燃料ともにPUREX法をベースとした湿式溶媒抽出法で処理するべきとしており、合わせてアメリシウムやキュリウムの回収も行う必要があるとしている⁽²²⁾。

一方、国内の商用再処理の規制により長く使用済燃料を直接処分することを原則とする政策をとってきたアメリカだが、2001年5月に当時のブッシュ大統領が「国家エネルギー政策」を発表し、これに基づき米国エネルギー省（DOE）は「先進燃料サイクル・イニシアティブ（AFCI）」を推進することとなった。さらにブッシュ大統領は2006年1月の一般教書演説の中で「先進エネルギー・イニシアティブ」を発表し、この一環としてDOEは同年2月に原子力利用の包括的なイニシアティブとなる国際原子力エネルギー・パートナーシップ（GNEP）を発表した。GNEPはAFCIをさらに加速させるとともに、研究開発のみならず産業界の知見や技術を活かした商用規模の再処理や高速炉の建設を目指すものであり、アメリカにおける従来の使用済燃料の直接処分政策からプルトニウム・リサイクル(再処理)路線への転換と位置付けられるものであった。GNEPの主要な要素は以下に示す7項目からなる。

- 米国内での次世代原子力発電所の計画
- 核拡散抵抗性の高い先進リサイクル技術の開発
- 放射性廃棄物の最小化
- 先進燃焼炉(ABR)の開発
- 燃料供給サービス計画の確立
- 小型炉の開発
- 先進的保障措置技術の開発

その後のGNEPについては2007年頃までには民間活力を導入した活発な活動がなされていたものの、国内では多くの批判もあった。2008年10月にはGNEPに係る環境影響評価報告書（PEIS）^{*2-3}ドラフトが発表され、同報告書内では以下の6つの原子力利用のオ

プシオンについて検討が行われた。

- 直接処分 (リサイクルなし)
- 高速炉サイクル (閉じた燃料サイクル)
- 熱中性子炉(軽水炉)/高速炉サイクル (閉じた燃料サイクル)
- 熱中性子炉サイクル (閉じた燃料サイクル)
- トリウム炉 (リサイクルなし)
- 重水炉/高温ガス冷却炉 (リサイクルなし)

熱中性子炉サイクルについては、さらに、軽水炉から回収したウラン、プルトニウムをMOX燃料として再び軽水炉に装荷するものの他、重水炉にリサイクルまたは高温ガス冷却炉にリサイクルするという3つのオプションがある。評価の結果、3つの燃料サイクルオプションについては、将来的な使用済燃料の処分時に環境に与える影響が大きく低減されるとする一方で、更なる研究開発を実施する必要があるとしている。また、軽水炉を用いたサイクルについては、既存施設を利用して比較的早期にシステムの展開が行えるとしている*2-3。しかしながら、これらの原子力利用オプションのうち、どれが望ましいかは言及されず、それに続く予定であった政策決定記録及びDOE長官によるGNEPの将来計画に係る決定も行われなかった。

また、DOE/国家核安全保障庁(NNSA)は、GNEPで検討されている核燃料サイクルオプションの核拡散リスクを検討する核不拡散影響評価(NPIS)のドラフト*2-4を2009年1月に発表している。NPISでは使用済燃料に係り、直接処分、全アクチニドリサイクル及び部分的アクチニドリサイクルの比較評価を行っている。アメリカでの核燃料サイクルに係る検討観点には、資源の有効利用や環境負荷のみならず、同国内のプルトニウム在庫の減少や核不拡散が含まれる。同国では長く使用済燃料の直接処分政策を採用することにより再処理が必要ないことを他国に示そうとしていたが、この政策はフランスや日本、ロシアにおける大規模再処理路線を止めることはできなかった。現在の直接処分政策の継続では、これらの国の核燃料サイクルプログラムに対するアメリカの影響力に制約を与えるとともに、現在、濃縮や再処理技術の拡散を避けることを目的として国際的な議論がな

*2-3: “Summary; Global Nuclear Energy Partnership Programmatic Environmental Impact Statement, Draft”, DOE, DOE/EIS-0396 (2008)

*2-4 : “Draft; Nonproliferation Impact Assessment for The Global Nuclear Energy Partnership Programmatic Alternatives”, DOE/NNSA (2008)

されている国際核燃料サービスにアメリカが参加することに制約を与えるとの観点が NPIS の評価には含まれている*2-5。アメリカにおいてオバマ民主党政権が誕生して約 3 カ月後の 2009 年 6 月に、DOE は長期的な核燃料サイクルの研究開発は継続するが短期的に核燃料サイクル施設や高速炉の建設は行わないことを連邦官報で発表し、同国内における GNEP は終了している。

アメリカでの核燃料サイクルに係る技術開発が、それまでの短期的な技術開発及び実証プログラムを中心にしたものから、使用済燃料管理の方法改善のための長期的視点と基礎的な科学に重点を移すこととなったが、これに関する第三者検討委員会として「アメリカの原子力の将来に関する有識者会議」(ブルーリボン委員会)が 2010 年 1 月に設置された。同委員会では、アメリカにおける Yucca Mountain 問題を含め、現状の核燃料サイクル技術と研究開発プログラムの評価やフル核燃料サイクルを考慮に入れた使用済燃料及び高レベル放射性廃棄物を管理するオプション等について検討が行われる予定であり、同委員会の検討結果と研究開発プログラムの進捗結果によりアメリカにおける使用済燃料管理の考え方が示されることが期待されている。同委員会は 2012 年に最終報告書を作成する予定となっている。

GNEP について、アメリカ国内における取組みは終了したものの、アメリカを含む従来の国際協力の枠組みは維持されることとなり、2010 年 6 月の GNEP 第 6 回運営グループ会合において GNEP の名称を「International Framework for Nuclear Energy Corporation (IFNEC)」に変更することが合意されている。IFNEC の運営体制は GNEP からの継続となり、メンバーは参加国 27 カ国、オブザーバーとして 29 カ国・3 国際機関となっている。また、そのミッションとして、“効率的かつ安全・セキュリティ・核不拡散の最高水準に適合する方法で、原子力エネルギーの平和利用の促進を確実にしていくことを目的とした、参加国相互に有益なアプローチを探求するために、参加国が協力するフォーラムを提供する”とともに、“参加国は経済的な原子力の平和利用の恩恵を享受するに際し、いかなる権利放棄もせず、ボランティアベースで努力を分かち合うものとする”ことが合意されている。2010 年 10 月には IFNEC の核燃料供給サービスに係るワーキンググループ会合が東京で開催されており、いわゆる「ゆりかごから墓場まで」の核燃料管理のあり方として、ウラン資源の獲得に関する課題の共有、燃料供給確保に関する国の役

*2-5 : 核不拡散ニュース No.0112 2009-1/21, 原子力機構 核不拡散技術センターHP、
http://www.jaea.go.jp/04/np/nnp_news/0112.html

割、及びバックエンドのオプションについての考え方について議論が行われた。また、同年 11 月の第 1 回執行委員会会合では、商用ベースの燃料サイクルメカニズムの多国間管理を積極的に支持することが表明されている。

4) その他

(1) ロシア

ロシアの原子力開発計画は、2000 年 5 月に旧原子力省が策定した原子力開発基本戦略をベースとして進められており、国内の原子力発電のシェアを 2006 年時点の約 16 % (発電設備容量 23 GWe) から、2020 年に 22 % (同 43 GWe)、2030 年には 25 % (同 60～65 GWe) に引き上げることを目標としている。これと並行し、高速原型炉 BN-600 では UO₂ 燃料を使用しているが、米口間の戦略核兵器削減条約 (START) に基づき解体される核兵器からのプルトニウムを用いて MOX 燃料を製造し、高速原型炉 BN-600 及び高速実証炉 BN-800 で燃焼処分する計画を進めている。なお、現在、BN-600 では UO₂ 燃料を使用している。ロシアでは 2020 年頃から大型商用高速炉を本格導入する計画であり、より出力や安全性、経済性を向上させた高速炉 BN-1200 (電気出力 1,220 MWe) の設計、機器・燃料開発を進めている^{*2-2}。

商用規模の再処理についてはこれまで RT-1 施設において WWER-440 燃料の処理を行ってきたが、同施設では廃棄物処理系の改良の後、WWER-1000 の他、海外の軽水炉からの使用済燃料の再処理を行うことを計画している。RT-2 施設は 1978 年に中央シベリアに建設が開始されたものの、途中で建設が中断されている。現在では 1985 年に完成した燃料貯蔵プール (貯蔵容量 6,000 tHM) だけが稼働しており、WWER-1000 からの使用済燃料約 4,000 体 (約 2,300 tHM) の受入れを行っている。同施設は今後建設が再開され、2020 年には認可される予定となっており、処理能力 1,500 tHM/y の再処理工場として WWER-1000 燃料や海外の軽水炉からの使用済燃料の再処理を行う予定である。なお、RT-2 施設での使用済燃料の受入れ条件は、燃焼度 30 GWd/t 以上、核分裂性物質の濃縮度 2.6 % 以下、プルトニウム含有率 20 % 以下、及び受入れまでの冷却期間 3 年以上となっている⁽²²⁾。また、核燃料サイクルに係る長期計画として、高速炉燃料の湿式・乾式再処理をともに行い、MOX 燃料、窒化物燃料及び金属燃料を含む全ての燃料製造法とマイナーアクチニドの効率的な管理方法を開発・実証し、商用化するとしている^{*2-2}。

ロシアでは WWER-1000 に REMIX (REgenerated MIXture of U, Pu oxide) 燃料を

100%炉心で装荷する研究を行っている。REMIX燃料は使用済UO₂燃料を再処理して回収したU/Pu混合物に、U-235濃縮度20%以上の天然濃縮ウランを添加して製造するものであり、再処理時にプルトニウムの単離を行う必要がないことから核拡散抵抗性に優れていると考えられている。このREMIX燃料をWWER-1000に装荷した場合、使用済燃料の再処理、REMIX燃料への再加工による5回の多重リサイクルを行った場合でもウラン及びプルトニウムの主要な同位体組成に大きな変化が生じないとの評価を行っている。また、このREMIX燃料による核燃料物質の多重リサイクルを行う場合、55基のWWER-1000を60年間運転するためには、REMIX燃料用として処理能力1,000 tHM/yの再処理工場と、製造能力1,200 tHM/yの燃焼製造工場が必要としている⁽⁴²⁾。

(2) インド

インドの電化率はまだ60%と低いものの、近い将来に高速炉サイクル技術の世界のリーダーとなることを目指して積極的な原子力展開と研究開発を進めている。2004年に策定されたインド原子力省(DAE)の電力増強戦略では、電力設備容量を2002年時点の約140 GWe、2010年時点の152 GWe(うち原子力は4 GWe)から、2052年には1,350 GWe(同275 GWe)に増強する計画となっている。なお、その後、原子力供給国グループ(NSG)がインドへの民生用原子力協力を容認したことなどにより、海外からの大型軽水炉や濃縮ウランの導入の見通しが得られたことから、電力設備容量の増強計画は見直し中となっている^{*2-2}。

インドの原子力開発は3段階からなり、第1段階はPHWR、第2段階はプルトニウム燃料による高速増殖炉、そして第3段階は国内に豊富に存在するトリウムを用いたTh/U-233燃料によるU-233増殖炉の利用である。現在の開発段階は第2段階に入ったところであり、高速実験炉FBTRが1985年から運転を行っているとともに、高速原型炉PFBRが2011年の臨界、2012年の営業運転に向けて建設中である。さらに、PFBRより経済性と安全性を向上させた商用高速炉CFBR(熱出力500 MWe)を2023年までにツインプラントで3セット(計6基)建設する計画となっている。最初の1セットはPFBRに隣接して建設し、2020年の運転開始を予定している^(37、*2-2)。

原子力開発第2段階の高速増殖炉に係る再処理の研究開発は以下の4つのフェーズに分類される。

第1フェーズ； 研究開発フェーズ

第2フェーズ； パイロットプラント CORAL の建設・運転

第3フェーズ； 実証プラント DFRP (Demonstration Fast reactor Reprocessing Plant) の建設・運転

第4フェーズ； 高速炉用商用プラント FRP (Fast reactor fuel Reprocessing Plant) の設計・建設・運転

現在、CORALでの設備・運転に係る経験を基に、実証プラントとしてのDFRPの建設を行っている段階であり、2010年にコールド試験に着手する予定となっている。DFRPは主にFBTRからの混合炭化物燃料や混合酸化物燃料の処理を行う予定であり、処理能力はFBTR燃料で100 kgHM/y、PFBR燃料では1 tHM/yとされている。また、FRPはPFBR燃料の処理を商業規模で行う予定であり、処理能力はPFBR燃料で7.5 tHM/y (PFBRブランケット燃料で6.5 tHM/y) とされている⁽³⁷⁾。

(3) 中国

今後の中国における原子力発電容量の急激な増加に伴い、中国での使用済燃料の発生量予測は、標準的な予測パターンでも、2020年で年間1,500 tHM/yとなる。累積発生量については、2020年で10,000 tHMであり、2038年以前には70,000 tHMを超え、直接処分を行う場合にはアメリカのYucca Mountainに相当する処分場が必要となる。さらに2050年には150,000 tHMにまで累積発生量が増加すると予測されている。この状況において、中国の使用済燃料の管理方針は、先進的な再処理方法により使用済燃料の再処理を行い、第4世代炉または加速器駆動核変換システム(ADS)によりプルトニウムとマイナーアクチニドのリサイクルを行うとともに、高放射性廃棄物のガラス固化を行うというものとなっている。中国における先進的な核燃料サイクルの確立に係るロードマップは以下のとおりとなっている(図2.3.3)⁽³⁸⁾。

- 2025年以前； ほとんどの使用済燃料は中間貯蔵
- 2025年頃； PUREX法による最初の商用再処理工場を運転
先進再処理技術を用いた処理能力400 tHM/yの再処理実証施設が認可
- 2035年以前； 再処理により回収したプルトニウムは貯蔵、または軽水炉にリサイクル

- 2035 年頃； 第 2 再処理工場の認可
FBR 使用済燃料用パイロット再処理工場の認可

- 2035 年以降； Pu と MA を高速炉にリサイクル

商用再処理については、フランスの技術を採用した処理能力 800 tHM/y の工場を甘肅省嘉峪関に建設する計画が進められている。また、高速炉に関しては、2050 年頃までにナトリウム冷却型高速炉により約 200 GWe の発電容量を賄うことを目標としており、高速実験炉 (CEFR、電気出力 20 MWe) が 2010 年に臨界に達している。現在、ロシアからの BN-800 の導入も視野に、実証炉 (CDFR、電気出力 600~900 MWe) の設計を実施しており、さらに将来的に商用炉 (CCFR、600~900 MWe)、金属燃料実証炉 (CDFBR、1,000~1,500 MWe)、金属燃料商用炉 (CCFBR、1,000~1,500 MWe) と段階を踏んだ展開を行うことが計画されている。また、2006 年には、以降 10 年以内に高温ガス冷却実証炉 (電気出力 200 MWe) の建設を行うことを発表している^(38、*2-2)。

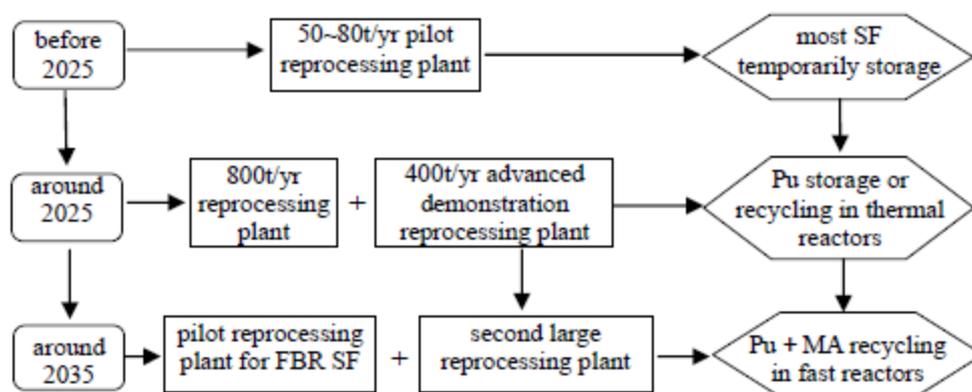


図 2.3.3 中国における先進核燃料サイクル開発のロードマップ⁽³⁸⁾

(4) イギリス

現状、イギリスでの使用済燃料再処理とそれにより回収したプルトニウムによる MOX 燃料製造は、原則として海外顧客の需要に応じるためのものとなっている。古くからのイギリスの方針では、国内の使用済燃料の再処理により回収したプルトニウムは、将来的な高速炉での利用に向けて貯蔵を行うこととなっていたものの、近い将来にイギリス国内において高速炉の建設が行われないことは明らかであり、この方針の実施は延期されてきた⁽²⁹⁾。

イギリスでは、軽水炉についても新規の建設の予定はなかったものの、最近において政府から発行される報告は、いずれも将来の原子力が果たすべき役割について積極的な姿勢を示すものとなっている⁽²⁹⁾。イギリス政府の方針では、回収されたプルトニウムの取り扱いは、原則としてその所有者が決定するべきとしており、**British Energy**社では同国唯一のPBRである**Sizewell B**発電所でのMOX利用を検討しているとされる⁽²²⁾。

3 軽水炉使用済 MOX 燃料の特性と再処理に係る知見の整理

3.1 軽水炉使用済 MOX 燃料の特性整理

1) 炉心・燃料設計上の特徴

軽水炉MOX燃料は、UO₂ 燃料炉心の取替燃料の一部として装荷される。軽水炉MOX燃料炉心は、燃料集合体に含まれるプルトニウムの量の差並びに成型加工当初よりプルトニウムが含まれることにより、UO₂ 燃料炉心と比べて特性の違いが生ずるが、取替燃料の一部としてMOX燃料を装荷する場合、MOX燃料の特性、挙動は、UO₂ 燃料と大きな差はなく、MOX燃料及びその装荷炉心は従来のウラン燃料炉心と同様の設計が可能であるとされている^{*3-1}。

(1) 核特性における特徴

プルトニウムの核特性はウランと比較して、次のような特徴を有する。

- 熱中性子吸収断面積が大きい。
- 共鳴吸収断面積が大きい。Pu-240 の 1eV近辺での共鳴吸収は 10⁵バーン以上と特に大きい。
- Pu-240 が中性子捕獲により Pu-241 に変化することから転換率が高い。
- 遅発中性子発生割合が小さい。
- Pu-241 は半減期約 14 年で Am-241 に変化する。

これらのために、MOX 燃料は UO₂ 燃料と比較した場合、以下の特徴を示す。

－ボイド反応度係数のより負側への移行

中性子スペクトルの硬化^{注)}並びに共鳴吸収断面積そのものの増加により、ボイド反応度係数はより負側に移行する。

－ドップラ反応度係数のより負側への移行

ボイド反応度係数と同様の理由でより負側に移行する。

－制御材価値の減少

中性子スペクトルの硬化により制御材価値は減少する。

ボイド反応度係数やドップラ反応度係数のより負側への移行は、原子炉出力が上昇し

注) 低エネルギーの中性子が減り、中性子平均エネルギーが増加すること。

た場合に炉心内のボイド率の増加、燃料棒温度の上昇で負の反応度がより印加される（自己制御性が大きくなる）こととなるが、圧力上昇等からのボイド率の減少や原子炉冷却材温度が低下する「運転時の異常な過渡変化」では、より大きな正の反応度が印加され原子炉の出力の上昇が大きくなり、線出力密度や最小限界出力比等の熱的制限値に影響を与える可能性もある。また、制御棒やほう酸水等の制御材価値の減少は原子炉停止余裕などの運転裕度に影響を与える可能性がある。しかし、ウォータロッドなどによる水対燃料比の調節、バーナブルポイズンの適切な設計、燃料棒内富化度分布、集合体内富化度分布等の適切な設計、炉心内燃料集合体配置の配慮などにより、 UO_2 燃料と十分に共存性を有し、かつ十分な運転余裕を有する設計が可能であるとされている^{*3-1}。

(2) 構造上の特徴

MOX 燃料の構造設計において、 UO_2 燃料と特段異なるものはない。MOX 燃料は、炉心内で、混在する UO_2 燃料と、互換性、共存性を有する必要があることから、外見上両者を区別する特徴はない。BWR では、同一構造設計の UO_2 燃料より達成燃焼度を低めにとり、水対燃料比の調節によって中性子スペクトルの軟化を図るように設計される。また、FP ガス放出率がやや高めとなることから、燃料有効長を短めに設計しプレナム長さを大きくとることも行われる。

(3) 燃料挙動の特徴

MOX燃料は、二酸化ウラン (UO_2) 格子中に少量の二酸化プルトニウム (PuO_2) を添加したものである。 UO_2 と PuO_2 はともに蛍石型の面心立方格子の結晶構造を有し、MOX燃料ではプルトニウム原子はウラン原子に置き替わる形で全組成範囲で固溶する。MOX燃料ペレットの物性挙動は UO_2 燃料と類似しており、密度、融点、熱伝導率などの物性値はプルトニウム富化度とともに滑らかに変化する。したがって、MOX燃料挙動も UO_2 燃料と本質的な差異はないといえる。

MOX 燃料挙動は、これら物性値が UO_2 燃料と比較してわずかに変化する事、ペレット内出力分布が異なる事、ペレット内でのプルトニウムの微視的な分布などにより特徴付けられる。例えば、MOX 燃料ではプルトニウムの核特性のため、ペレット周辺部

*3-1：原子炉安全基準専門部会報告書「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について」（平成 7 年 6 月 19 日原子力安全委員会了承）

の出力密度が高くなる傾向がある。このことはペレット中心温度を低下させる方向に動く。一方、プルトニウムが含まれることからペレットの熱伝導度は低下し、また、微視的にプルトニウム濃度の高い部分の燃焼度は相対的に高くなることから、ペレット平均燃焼度で整理した FP ガス放出率は UO₂ 燃料より高くなる傾向にある。これらの結果として、運転中の炉内における燃料温度は UO₂ 燃料と大きく異ならない。

これまでの照射後試験結果等から、MOX 燃料の照射挙動は UO₂ 燃料と本質的に異なるものではなく、設計段階で MOX 燃料の特性を適切に解析モデルに取り込むことにより、UO₂ 燃料と同じく十分高い信頼性を有する設計が可能である。また、ペレット-被覆管相互作用の特性についてはヨーロッパの試験炉で出力急昇試験が行われ、破損しきい値は UO₂ 燃料棒と同等以上であることが示されている。

2) 軽水炉使用済 MOX 燃料組成の計算

(1) 計算条件の設定と計算手法

軽水炉使用済 MOX 燃料の再処理特性を検討するのに必要となる使用済燃料の組成、放射エネルギー及び発熱量についての概略を得るため、ORIGEN-2 を用いて燃焼計算を行った。また、比較用に UO₂ 燃料についても合わせて燃焼計算を実施するとともに、参考として、TRPにおける設計基準燃料についても合わせて行った。軽水炉用燃料のタイプとしては PWR用燃料を代表として選定した。計算に当たっては、JAEAで整備された ORIGEN-2.2-UPJ^{*3-2}及び JENDL3.3 に基づく ORLIBJ33⁽⁴³⁾を用いた。

計算条件の設定に当たっては、下記に留意した。

【軽水炉使用済 MOX 燃料】

- ウランの同位体組成、プルトニウム富化度及び同位体組成、比出力及び窒素含有量は、我が国の実用軽水炉 MOX 燃料に準拠
- 燃焼度は、現在運用されている仕様を代表して 42 GWd/t 及び将来の高燃焼度化を想定して 60 GWd/t を設定
- 再処理工場の各種設計を実施する際に必要となるパラメータ(放射エネルギー、重量、発熱量、 γ 線強度、中性子強度)を出力

*3-2 : NEA-1642 ZZ-ORIGEN2.2-UPJ, NEA Data Bank (2006))

【使用済 UO₂ 燃料】

- 燃焼度は、現在運用されている仕様を代表して 49 GWd/t 及び将来の高燃焼度化を想定して 60 GWd/t を設定

表 3.1.1 燃焼計算条件*3-3

炉型及び燃料の種類			PWR				TRP 設計基準		
							PWR	ATR	
			UO ₂ 燃料		MOX 燃料		UO ₂ 燃料	MOX 燃料	
燃焼前の初期組成	ウラン	U-235(%)	4.8	5.3	0.2	0.2	4	1.4	
		U-238(%)	95.2	94.7	99.8	99.8	96	98.6	
		全 U(%)	100	100	91	88.1	100	98.3	
	プルトニウム	Pu-238(%)	—	—	1.9	1.9	—	1.0	
		Pu-239(%)	—	—	58.6	58.6	—	63.9	
		Pu-240(%)	—	—	23.8	23.8	—	21.2	
		Pu-241(%)	—	—	10.2	10.2	—	11.1	
		Pu-242(%)	—	—	5.5	5.5	—	2.8	
		全 Pu(%)	—	—	8.9	11.7	—	1.7	
	MA	Am-241(%)	—	—	0.17	0.23	—	0.05	
	その他	不純物 N(ppm)	50	50	50	50	40	200	
	燃焼度(GWd/t)			49	60	42	60	28	17
	比出力(MW/t)			37.7		37.7		35	20
	冷却期間			5 年		5 年		180 日 5 年	2 年

(2) 計算結果

上述の計算条件及び計算手法に基づいて実施した燃焼計算の結果並びに使用済 UO₂ 燃料との比較結果を表 3.1.2～3.1.7 に示す。

*3-3: 日本原子力研究開発機構, 「平成 21 年度高速炉再処理回収ウラン等除染技術開発成果報告書」, 平成 22 年 3 月 を参考に設定

表 3.1.2 使用済燃料中の核種重量と組成の比較 (新燃料1t あたり)

炉型、燃料種類、燃焼度	PWR UO ₂ 燃料		PWR MOX 燃料		PWR UO ₂ 燃料		ATR MOX 燃料
	49 GWd/t	60 GWd/t	42 GWd/t	60 GWd/t	28 GWd/t (180 日)	28 GWd/t (5 年)	17 GWd/t
U (kg/初期 tHM)	936.5	924.0	881.9	844.2	963.2	962.7	968.9
U-232 (wt%)	2.7E-07	4.1E-07	1.1E-07	2.1E-07	2.9E-08	5.7E-08	8.3E-09
U-235 (wt%)	1.2	1.0	0.1	0.1	1.5	1.5	0.7
U-236 (wt%)	0.7	0.8	0.0	0.0	0.4	0.4	0.1
U-237 (wt%)	4.8E-09	5.3E-09	3.1E-08	4.0E-08	2.7E-09	2.2E-09	4.8E-09
U-238 (wt%)	98.2	98.3	99.8	99.9	98.0	98.0	99.2
Pu (kg/初期 tHM)	11.8	12.6	69.4	86.4	7.6	7.4	13.5
Pu-238 (wt%)	2.5	3.5	3.3	3.7	1.0	1.0	2.6
Pu-239 (wt%)	56.3	52.3	45.6	43.9	63.9	65.3	40.2
Pu-240 (wt%)	22.8	24.0	29.7	30.4	21.2	21.7	36.7
Pu-241 (wt%)	12.3	12.6	12.8	12.8	11.1	9.2	11.2
Pu-242 (wt%)	6.1	7.6	8.6	9.1	2.8	2.9	9.3
Np (kg/tHM)	7.3E-01	9.4E-01	1.9E-01	2.4E-01	3.6E-01	3.6E-01	7.5E-02
Am (kg/tHM)	6.1E-01	7.4E-01	5.2E+00	7.1E+00	7.2E-02	2.4E-01	6.2E-01
Cm (kg/tHM)	5.2E-02	9.6E-02	6.3E-01	1.1E+00	7.8E-03	4.7E-03	3.2E-02
アクチノイド Total (kg/tHM)	9.50E+02	9.38E+02	9.57E+02	9.39E+02	9.71E+02	9.71E+02	9.83E+02
不溶性 FP (kg/初期 tHM)							
Mo	5.0.E+00	6.1.E+00	3.9.E+00	5.6.E+00	2.9.E+00	2.9.E+00	1.7.E+00
Tc	1.1.E+00	1.3.E+00	9.7.E-01	1.3.E+00	6.8.E-01	6.9.E-01	4.3.E-01
Ru	3.3.E+00	4.1.E+00	3.4.E+00	5.0.E+00	1.8.E+00	1.7.E+00	1.3.E+00
Rh	6.1.E-01	6.8.E-01	9.9.E-01	1.3.E+00	3.9.E-01	4.0.E-01	3.6.E-01
Pd	2.0.E+00	2.6.E+00	3.3.E+00	4.8.E+00	7.9.E-01	8.7.E-01	9.9.E-01
白金族元素 Total	5.9.E+00	7.4.E+00	7.7.E+00	1.1.E+01	3.0.E+00	3.0.E+00	2.6.E+00
不溶性 FPTotal	1.2.E+01	1.5.E+01	1.3.E+01	1.8.E+01	6.5.E+00	6.6.E+00	4.7.E+00

表 3.1.3 使用済燃料中の核種重量と組成の比較

(PWR UO₂ 燃料 49 GWd/t を1としたときの比)

炉型、燃料種類、燃焼度	PWR UO ₂ 燃料		PWR MOX 燃料		PWR UO ₂ 燃料		ATR MOX 燃料
	49 GWd/t	60 GWd/t	42 GWd/t	60 GWd/t	28 GWd/t (180 日)	28 GWd/t (5 年)	17 GWd/t
U (kg/初期 tHM)	1	1.0	0.9	0.9	1.0	1.0	1.0
U-232 (wt%)	1	1.5	0.4	0.8	0.1	0.2	0.0
U-235 (wt%)	1	0.8	0.1	0.1	1.3	1.3	0.6
U-236 (wt%)	1	1.2	0.0	0.0	0.7	0.7	0.2
U-237 (wt%)	1	1.1	6.5	8.4	0.6	0.5	1.0
U-238 (wt%)	1	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0
Pu (kg/初期 tHM)	1	1.1	5.9	7.3	0.6	0.6	1.1
Pu-238 (wt%)	1	1.4	1.3	1.5	0.4	0.4	1.0
Pu-239 (wt%)	1	0.9	0.8	0.8	1.1	1.2	0.7
Pu-240 (wt%)	1	1.1	1.3	1.3	0.9	1.0	1.6
Pu-241 (wt%)	1	1.0	1.0	1.0	0.9	0.7	0.9
Pu-242 (wt%)	1	1.3	1.4	1.5	0.5	0.5	1.5
Np (kg/tHM)	1	1.3	0.3	0.3	0.5	0.5	0.1
Am (kg/tHM)	1	1.2	8.6	11.5	0.1	0.4	1.0
Cm (kg/tHM)	1	1.8	12.1	20.8	0.1	0.1	0.6
アクチノイド Total (kg/tHM)	1	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0
不溶性 FP (kg/初期 tHM)							
Mo	1	1.2	0.8	1.1	0.6	0.6	0.3
Tc	1	1.2	0.9	1.2	0.6	0.6	0.4
Ru	1	1.2	1.1	1.5	0.6	0.5	0.4
Rh	1	1.1	1.6	2.2	0.6	0.7	0.6
Pd	1	1.3	1.6	2.4	0.4	0.4	0.5
白金族元素 Total	1	1.2	1.3	1.9	0.5	0.5	0.4
不溶性 FPTotal	1	1.2	1.1	1.5	0.5	0.5	0.4

表 3.1.4 使用済燃料中の放射エネルギーの比較(新燃料1tあたり)

炉型、燃料種類、燃焼度	PWR UO ₂ 燃料		PWR MOX 燃料		PWR UO ₂ 燃料		ATR MOX 燃料
	49 GWd/t	60 GWd/t	42 GWd/t	60 GWd/t	28 GWd/t (180 日)	28 GWd/t (5 年)	17 GWd/t
Total α (Bq/初期 tHM)	4.3E+14	6.5E+14	3.9E+15	5.7E+15	3.7E+14	1.1E+14	8.5E+14
U(α)	3.3E+10	3.8E+10	4.1E+10	5.7E+10	8.1E+10	8.2E+10	4.0E+10
Np(α)	1.9E+10	2.4E+10	4.9E+09	6.4E+09	9.4E+09	9.5E+09	2.0E+09
Pu(α)	2.3E+14	3.2E+14	1.7E+15	2.3E+15	7.3E+13	7.2E+13	2.8E+14
Pu(α)比放射能(Bq/gPu)	1.9E+10	2.6E+10	2.5E+10	2.7E+10	9.5E+09	9.7E+09	2.1E+10
Am(α)	5.9E+13	6.6E+13	4.9E+14	6.5E+14	5.6E+12	2.6E+13	5.6E+13
Cm(α)	1.4E+14	2.6E+14	1.7E+15	2.8E+15	2.9E+14	1.4E+13	5.2E+14
その他 Ac(α)	6.9E+09	1.1E+10	2.7E+09	5.3E+09	3.0E+08	1.6E+09	1.2E+08
Total β (Bq/初期 tHM)	3.1E+16	3.6E+16	5.4E+16	6.9E+16	1.4E+17	1.8E+16	3.1E+16
H-3	2.2E+13	2.6E+13	2.4E+13	3.3E+13	1.6E+13	1.2E+13	1.0E+13
C-14	3.7E+10	5.4E+10	3.7E+10	4.4E+10	2.2E+10	2.2E+10	5.1E+10
Kr-85	4.9E+14	5.8E+14	2.3E+14	3.1E+14	3.2E+14	2.4E+14	1.3E+14
Sr-89	4.0E+05	3.5E+05	2.5E+05	2.4E+05	3.1E+15	4.8E+05	7.1E+11
Sr-90	3.6E+15	4.3E+15	1.5E+15	2.1E+15	2.5E+15	2.3E+15	1.0E+15
Zr/Nb-95	4.8E+08	4.6E+08	4.2E+08	4.1E+08	2.6E+16	5.0E+08	3.9E+13
Tc-99	7.0E+11	8.3E+11	6.1E+11	8.4E+11	4.3E+11	4.3E+11	2.7E+11
Ru-103	5.7E+02	5.7E+02	7.1E+02	6.9E+02	2.1E+15	5.2E+02	8.7E+10
Ru/Rh-106	1.7E+15	1.0E+16	3.0E+15	3.2E+15	2.0E+16	9.2E+14	8.1E+15
I-129	1.7E+09	2.1E+09	1.9E+09	2.7E+09	9.3E+08	9.3E+08	6.8E+08
I-131*	6.2E+06	1.1E+07	7.0E+07	1.2E+08	6.4E+09	5.8E+07	3.5E+06
Cs-134	1.9E+15	2.6E+15	1.4E+15	2.3E+15	3.3E+15	7.2E+14	7.7E+14
Cs-137	5.2E+15	6.2E+15	4.5E+15	6.4E+15	3.2E+15	2.9E+15	2.0E+15
Ce-141	6.8E-01	6.6E-01	6.7E-01	6.6E-01	1.3E+15	7.4E-01	5.7E+09
Ce/Pr-144	1.2E+15	1.2E+15	9.8E+14	1.0E+15	5.8E+16	1.0E+15	8.0E+15

* Cm-244 の自発核分裂により生成する I-131 を含む。

表 3.1.5 使用済燃料中の放射エネルギーの比較
(PWR UO₂ 燃料 49 GWd/t を1としたときの比)

炉型、燃料種類、燃焼度	PWR UO ₂ 燃料		PWR MOX 燃料		PWR UO ₂ 燃料		ATR MOX 燃料
	49 GWd/t	60 GWd/t	42 GWd/t	60 GWd/t	28 GWd/t (180 日)	28 GWd/t (5 年)	17 GWd/t
Total α (Bq/初期 tHM)	1	1.5	9.0	13.4	0.9	0.3	2.0
U(α)	1	1.1	1.3	1.7	2.5	2.5	1.2
Np(α)	1	1.3	0.3	0.3	0.5	0.5	0.1
Pu(α)	1	1.4	7.5	10.3	0.3	0.3	1.2
Pu(α)比放射能(Bq/gPu)	1	1.3	1.3	1.4	0.5	0.5	1.1
Am(α)	1	1.1	8.4	11.1	0.1	0.4	0.9
Cm(α)	1	1.8	11.5	19.2	2.0	0.1	3.6
その他 Ac(α)	1	1.5	0.4	0.8	0.0	0.2	0.0
Total β (Bq/初期 tHM)	1	1.2	1.8	2.3	4.6	0.6	1.0
H-3	1	1.2	1.1	1.5	0.7	0.6	0.5
C-14	1	1.5	1.0	1.2	0.6	0.6	1.4
Kr-85	1	1.2	0.5	0.6	0.6	0.5	0.3
Sr-89	1	0.9	0.6	0.6	7.7E+09	1.2	1.8.E+06
Sr-90	1	1.2	0.4	0.6	0.7	0.6	0.3
Zr/Nb-95	1	1.0	0.9	0.9	5.4.E+07	1.1	8.0.E+04
Tc-99	1	1.2	0.9	1.2	0.6	0.6	0.4
Ru-103	1	1.0	1.2	1.2	3.7E+12	0.9	1.5.E+08
Ru/Rh-106	1	6.1	1.8	1.9	12.0	0.5	4.8
I-129	1	1.2	1.1	1.6	0.5	0.5	0.4
I-131*	1	1.8	11.4	19.0	1.0.E+03	9.4	0.6
Cs-134	1	1.3	0.7	1.2	1.7	0.4	0.4
Cs-137	1	1.2	0.9	1.2	0.6	0.6	0.4
Ce-141	1	1.0	1.0	1.0	1.9.E+15	1.1	8.4E+09
Ce/Pr-144	1	1.0	0.8	0.9	49.2	0.9	6.8

* Cm-244 の自発核分裂により生成する I-131 を含む。

表 3.1.6 使用済燃料中の放射線強度と発熱量の比較 (新燃料1tあたり)

炉型、燃料種類、燃焼度	PWR UO ₂ 燃料		PWR MOX 燃料		PWR UO ₂ 燃料		ATR MOX 燃料
	49 GWd/t	60 GWd/t	42 GWd/t	60 GWd/t	28 GWd/t (180 日)	28 GWd/t (5 年)	17 GWd/t
γ (photon/sec/t)							
FP	1.9E+16	2.4E+16	1.6E+16	2.2E+16	1.3E+17	1.1E+16	2.2E+16
Ac	9.9E+13	1.4E+14	9.1E+14	1.3E+15	6.4E+13	3.1E+13	1.7E+14
Ap	1.3E+09	1.6E+09	9.9E+08	1.3E+09	6.4E+08	6.4E+08	1.5E+09
Total γ	2.0E+16	2.4E+16	1.7E+16	2.4E+16	1.3E+17	1.1E+16	2.2E+16
n (n/sec/t)							
自発 n	5.3E+08	9.7E+08	6.0E+09	1.0E+10	1.1E+08	5.2E+07	3.8E+08
α -n	1.2E+07	1.8E+07	1.1E+08	1.6E+08	1.2E+07	2.8E+06	2.7E+07
Total n	5.4E+08	9.9E+08	6.1E+09	1.0E+10	1.2E+08	5.5E+07	4.0E+08
(うち、Pu)	1.0E+07	1.4E+07	7.7E+07	1.0E+08	3.8E+06	3.7E+06	1.4E+07
(うち、Pu 以外)	5.3E+08	9.8E+08	6.1E+09	1.0E+10	1.2E+08	5.1E+07	3.9E+08
発熱 (kW/燃焼前 tHM)							
FP	2.3E+00	2.8E+00	1.8E+00	2.5E+00	1.5E+01	1.3E+00	2.7E+00
Ac	3.9E-01	6.0E-01	3.6E+00	5.3E+00	3.6E-01	1.0E-01	8.1E-01
(うち、Pu)	2.1E-01	2.9E-01	1.5E+00	2.1E+00	6.6E-02	6.5E-02	2.5E-01
Ap	3.5E-07	4.3E-07	2.6E-07	3.5E-07	1.7E-07	1.7E-07	4.0E-07
Total	2.7E+00	3.3E+00	5.4E+00	7.8E+00	1.6E+01	1.4E+00	3.5E+00

表 3.1.7 使用済燃料中の放射線強度と発熱量の比較

(PWR UO₂ 燃料 49 GWd/t を1としたときの比)

炉型、燃料種類、燃焼度	PWR UO ₂ 燃料		PWR MOX 燃料		PWR UO ₂ 燃料		ATR MOX 燃料
	49 GWd/t	60 GWd/t	42 GWd/t	60 GWd/t	28 GWd/t (180 日)	28 GWd/t (5 年)	17 GWd/t
γ (photon/sec/t)							
FP	1	1.2	0.8	1.2	6.44	0.56	1.14
Ac	1	1.4	9.1	13.2	0.64	0.31	1.76
Ap	1	1.2	0.7	1.0	0.48	0.48	1.13
Total γ	1	1.2	0.9	1.2	6.41	0.56	1.14
n (n/sec/t)							
自発 n	1	1.8	11.3	18.9	0.21	0.10	0.71
α -n	1	1.5	9.2	13.9	1.07	0.24	2.30
Total n	1	1.8	11.3	18.8	0.22	0.10	0.74
(うち、Pu)	1	1.4	7.7	10.4	0.37	0.37	1.43
(うち、Pu 以外)	1	1.8	11	19.0	0.22	0.10	0.73
発熱 (kW/燃焼前 tHM)							
FP	1	1.2	0.8	1.1	6.78	0.57	1.17
Ac	1	1.5	9.0	13.5	0.92	0.26	2.06
(うち、Pu)	1	1.4	7.5	10.3	0.32	0.32	1.22
Ap	1	1.2	0.7	1.0	0.48	0.48	1.13
Total	1	1.3	2.0	2.9	5.92	0.52	1.30

3) 軽水炉使用済 MOX 燃料の特徴

2) の使用済 UO₂ 燃料との比較結果から軽水炉使用済 MOX 燃料の主な特徴について整理した結果を表 3.1.8 に示す。また、同表にはこれらの特徴が影響を及ぼす再処理工程についても合わせて示す。

軽水炉使用済 MOX 燃料は、燃料の初期組成の相違や炉内燃焼挙動の相違（プルトニウム核分裂寄与の増大）から、FP、TRU 核種の収率が変化し、核種組成も UO₂ 燃料とは異なったものとなる。

主な特徴として、

- プルトニウムの含有量が大きく、その同位体組成が高次側に推移している、
- アクチニド含有量が大きく、それによる α 放射エネルギーや中性子発生率が高い、
- 核分裂生成物のうち不溶解残渣の成分となる白金族元素の含有量が高い、
等が挙げられる。

表 3.1.8 軽水炉使用済 MOX 燃料の主な特徴と影響を及ぼす工程

項目		主な特徴 (UO ₂ 燃料(49 GWd/t)と MOX 燃料 (42 GWd/t, 60 GWd/t)との比較)		貯蔵・せん断	溶解・清澄	抽出	濃縮・製品貯蔵	廃棄物	計装
燃料組成	Pu 含有率	増加する。	燃焼後：約 5.9~7.3 倍 (燃焼前：約 8.9~11.7 倍)	○	○	○	○	○	○
	Pu 組成	高次化する。	Pu-238：約 1.3~1.5 倍 Pu-239：約 0.8 倍 Pu-240：約 1.3 倍 Pu-241：約 1.0 倍 Pu-242：約 1.4~1.5 倍	○	○	○	○		○
	アクチニド	一部核種は増加する。	Total：約 1.0 倍 Np：約 0.3 倍 Am：約 8.6~11.5 倍 Cm：約 12.1~20.8 倍		○			○	○
	白金族元素重量	増加する。	Total：約 1.3~1.9 倍 Ru：約 1.1~1.5 倍 Rh：約 1.6~2.2 倍 Pd：約 1.6~2.4 倍		○			○	
放射能	α	増加する。	Total：約 9.0~13.4 倍 Pu：約 7.5~10.3 倍 U：約 1.3~1.7 倍 Am：約 8.4~11.1 倍 Cm：約 11.5~19.2 倍			○	○	○	○
	β	増加する。	Total：約 1.8~2.3 倍 H-3：約 1.1~1.5 倍 C-14：約 1.0~1.2 倍 Kr-85：約 0.5~0.6 倍 Ru-103：約 1.2 倍 Ru/Rh-106：約 1.8~1.9 倍 I-129：約 1.1~1.6 倍 I-131：約 11.0~19.0 倍					○	○
放射線源	γ	一部核種は増加する。	Total：約 0.9~1.2 倍 アクチニド：約 9.1~13.2 倍						○
	n	増加する。	Total：約 11.3~18.8 倍 Pu：約 9.1~13.2 倍 Cm：約 11.4~19.0 倍	○	○	○	○	○	○
発熱		増加する。	Total：約 2.0~2.9 倍 Pu：約 7.5~10.3 倍 アクチニド：約 9.0~13.5 倍 FP：約 0.8~1.1 倍 AP：約 0.7~1.0 倍	○	○	○	○	○	

3.2 使用済 MOX 燃料の再処理に係る知見の整理

1) 溶解性

(1) 初期に製造された軽水炉 MOX 燃料の溶解性

軽水炉MOX燃料の開発に最も早く着手したのはベルギー(Belgonucleaire社、1960年頃)とドイツ(Alkem社、現Siemens社)である。当初はFBR用MOX燃料の製造法と同様の機械混合法を採用していたが、プルトニウムを軽水炉にリサイクルする路線が本格化してきた1970年代中頃より再処理技術開発が始まるとともに、軽水炉使用済MOX燃料の溶解性悪化、特にプルトニウムの不溶解率が大きく問題となった。Belgonucleaire社等で行われた製造方法改良以前の軽水炉使用済MOX燃料の溶解性試験では、燃料の最大20%が溶け残り、その不溶解残渣中のプルトニウム含量が70%に達する結果⁽⁴⁴⁾や、30GWd/tの使用済燃料の場合プルトニウムの不溶解率が1.4~3.7%で⁽⁴⁵⁾、燃焼度が低いと不溶解率はさらに大きくなる結果などが得られている。

一方、FBR用MOX燃料の再処理では、軽水炉UO₂燃料と違い、溶解時の硝酸濃度を約10 mol/Lと高くする、フッ化水素酸を添加することにより燃料の溶解性を高めることができる。さらにFBR用MOX燃料ではUO₂とPuO₂とが均一に固溶していない場合にも、原子炉内での燃焼に伴って燃料温度が2,000℃を越える高温となるため、偏在していたプルトニウムの均一化が促進され、硝酸で溶解されやすくなる。フランスにおける約28 tHMのFBR用MOX燃料を溶解した経験では、第一世代ラプソディ炉燃料を除けば、溶解率は99.8~99.9%以上であり、何ら問題ないとされている⁽³⁾。

このように、軽水炉MOX燃料の溶解工程においては、燃料中のプルトニウム含有率の増加に伴い、一部のプルトニウムが硝酸に溶解せずに溶け残ることが最も大きな技術課題の一つである。PuO₂の硝酸による溶解性は、UO₂に比べ一般に悪く、FBR用MOX燃料の再処理では、10 mol/L程度の高濃度硝酸にフッ化水素酸を添加する等により燃料の溶解性を高めている^(8, 10, 46, 47)。軽水炉MOX燃料を従来の軽水炉用再処理施設において処理するためには、溶解槽の腐食を防ぐ観点から、5 mol/L程度の硝酸によりプルトニウムを十分に溶解させる必要がある^(1, 3, 4, 5, 24, 48)。

(2) MOX 燃料の溶解性の特徴（燃料製造条件、照射履歴等の影響）

軽水炉MOX燃料の溶解性を支配すると考えられる要因としては加工側の製造条件と炉側の照射条件があげられる。軽水炉UO₂燃料と比べて不溶性プルトニウムが増加する

原因と考えられるのは、軽水炉使用済MOX燃料中のプルトニウム含有量が軽水炉UO₂燃料中のプルトニウム含有量より多いことに加えて、主には燃料製造時からプルトニウムが存在することに伴ってUO₂とPuO₂とが均一に固溶されないことに係わっており、この固溶性は加工側の製造条件の改良によって改善できるものである。

プルトニウムの溶解性を支配する要因として、燃料加工側のプルトニウム富化度及び製造条件、炉側の照射履歴について以下に示す。

i) プルトニウム富化度

UO₂へのプルトニウム含有率が35%を超えるとUO₂-PuO₂固溶体の結晶構造が面心立方晶から体心立方晶に変化し⁽⁴⁹⁾、焼結時にUO₂中にPuO₂を固溶させることが困難となり、プルトニウムの偏在化が生じる⁽³⁾。プルトニウム富化度をパラメータとしたMOX燃料の溶解試験(7 mol/L沸騰硝酸中)では、プルトニウム富化度30%の場合で全量が溶解したが、プルトニウム富化度40%、45%及び50%の燃料では、プルトニウム富化度の増加により溶解性が低下する結果が確認されている^{*3-4}。

ii) 製造条件

PuO₂及びUO₂の粒径、それらの混合法、及び焼結条件等がPuO₂とUO₂の固溶性に影響する。また、ペレットの開気孔率が増加するほど溶解性は高まるが、良好な炉内挙動の維持は困難となる⁽⁴⁹⁾。従って開気孔率の割合については溶解性の増加と炉内挙動の維持との間で最適化を図る必要がある。

iii) 照射履歴(燃焼度と温度)

燃料温度及び燃焼度が高いと燃料製造時のPuO₂の偏在化が緩和されるとともに、照射後のペレットには割れが発生し、酸との接触面積が増える。また、照射中に空孔や不純物が粒界に集まってくるので、酸の粒界侵入が容易になり溶解性を高める効果となる。一方、未照射燃料の溶解では通常燃料被覆管は存在しないが、実際の溶解槽では、燃料被覆管(ハル)が存在しており、これが酸の流れを制約し、溶解を抑制する効果となる。これらの効果を総合すると、一般に未照射燃料より照射済燃料の方が溶解性は高まる。この溶解性向上をそれぞれの燃料におけるプルトニウムの不溶解率の比(照射前不溶解率/照射後不溶解率)で表したものを**erasing factor**と呼ぶことがある^(1, 3)。

軽水炉MOX燃料はプルトニウム富化度が10%以下なので、溶解性を高めるため

*3-4: 菅谷信一;栗田一郎;他, “高Pu富化度MOX燃料の溶解速度の評価”, サイクル機構技報 No.15 (2002)

には上記要因の中で UO_2 と PuO_2 との均一な固溶体を作ることと、燃料の炉内健全性を維持できる範囲内で開気孔率を増加させることが最も重要と考えられる。この観点から、不溶性プルトニウムを減少させるために燃料加工側における重要点をまとめると以下のようなになる。

- プルトニウム及びウラン酸化物の粉砕及び混合条件を最適化すること。
- 焼結条件を最適化すること。
- 開気孔率を最適化すること。

(3) 軽水炉 MOX 製造法の改良

プルトニウムの溶解性を高めるため、各国で軽水炉MOX燃料の製造法が見直され、プルトニウムの溶解性に優れた方法が開発されている。初期に用いられたMOX燃料製造法は、 UO_2 粉末と PuO_2 粉末を機械混合し、ペレットを製造する方法であった⁽²⁸⁾ が、この混合状態を改良するため、各国の加工側で行われた工業規模での燃料製造法の改良点をまとめる。Belgonucleaire社（ベルギー）では30%以下の PuO_2 を含む UO_2 - PuO_2 マスターブレンド微粉砕粉末を、高流動性の UO_2 粉末で再度希釈・混合する2ステップのMIMASプロセス（Micronized Masterblend）を開発している^(45, 48, 50, 51, 52)。フランスでは、最終的な富化度に調整した粉末を1ステップのボールミルで粉砕・混合を行うCOCAプロセス^(49, 52)、冷凍乾燥法により硝酸ウラニルと硝酸プルトニウムの混合溶液から混合酸化物へ転換するNITROXプロセス⁽⁵³⁾を開発したが、マルクールのMELOXプラントではベルギーで開発したMIMASプロセスが採用されている。アメリカやドイツでは共沈法が用いられることもあった^(8, 54)。また、Alkem社（ドイツ）では、混合、粉末化を徹底すべく、ウラン、プルトニウム酸化物を混合、焼結した後、もう一度これを粉末化し、混合を繰り返す方法⁽¹⁰⁾と、ウラン、プルトニウム炭酸アンモニウム塩共沈を用いて酸化物に共転換するAUPuC（Ammonium Uranyl Plutonyl Conversion）プロセス⁽⁵⁵⁾、 PuO_2 、 UO_2 回収粉末を一次混合・共粉砕した後 UO_2 及び回収粉末を再混合するOCOMプロセス（Optimized Comilling）を開発した^{*3-5}。BNFL（イギリス）ではバインダレス短プロセスを採用している⁽⁵⁶⁾。これは乾式粉末混合法で従来の自重混合から強制パドル混合に変えて時間短縮を図るものであり、ダイ潤滑油で粉末を顆粒状にする顆粒機を用いる。この他、溶解性に関してMOX製造法の違い、燃焼度の影響等を明らか

*3-5 : Nucl. Technol., Vol. 102, p.18 (1993)

にする目的で、FBR用MOX、軽水炉MOX燃料の再処理経験が各国で蓄積された。

(4) MOX燃料溶解特性と再処理プラントでの溶解経験

i) 溶解試験による溶解特性の把握

軽水炉用及びFBR用MOX燃料について、海外において未照射及び照射後燃料の溶解試験が、実験室スケール、パイロットプラントスケール、実プラント等で行われた(1, 3, 9, 34, 45, 48, 49, 51, 52, 54, 57, 58, 59, 60)。軽水炉MOX燃料の主な溶解試験結果を表3.2.1にまとめる。また、国内においてもFBR用及びATR用MOX燃料の溶解性に関する知見が得られている(61, 62, 63, 64)。MOX燃料の溶解性は、その製造方法に加え、燃焼度にも影響されることが知られており(3)、未照射燃料と照射済燃料に分けて溶解試験を記述する。

①未照射燃料の溶解試験

燃料製造法が溶解性に与える影響は、未照射燃料の溶解試験により把握することができる。製造段階で必ずしも均一性が確保されずにPuO₂の偏在があるMOX燃料については、定量的溶解条件を得るために溶解試験が実施されている(48, 65)。

従来は燃料溶解条件に関しては、定まった基準がなく各々の燃料加工業者に委ねられていた。改良後の軽水炉MOX燃料の溶解性試験では、統一のとれていなかった溶解条件を標準化することが試験データの相互比較の点で不可欠である(3, 49)。この観点から欧州において、製造後の未照射燃料に関する溶解試験方法の標準化が図られ、ペレットについて以下のようないくつかの試験方法が提案されている(51)。

- テスト 1 : ペレット全体を沸騰 10 mol/L 硝酸で 10 時間溶解する。
(Belgonucleaire 社の主工程で採用されている方法。)
- テスト 2 : ペレット全体を沸騰 5.5 mol/L 硝酸で 6 時間溶解する。(最終的な酸性度は 3 mol/L で、再処理の溶解条件に相当する。)
- テスト 3 : 照射による割れを模擬するため、縦半分に分けたペレットを使用し、5.5 mol/L の硝酸で、ハルの存在が沸騰による液かく拌を抑制することを模擬するために温度を沸点未満にして溶解する。

テスト 1 が良好な再現性を示すのに対し、テスト 2 は再現性の得られない場合も報告されている。テスト 3 は照射後燃料の挙動を模擬することに留意しており、テスト 2 と同じ条件で実質的にテスト 1 と同等な結果を出すことのできる統一的

なテスト条件設定に向けての第1歩と考えられている。

製造された軽水炉MOX燃料が合格か否かの判定基準についても、現在のところ統一的なものが制定されたという報告はない。再処理側からの要求として、『どの未照射集合体についてもプルトニウムが99.0%⁽⁵²⁾または99.5%以上^(1, 24, 48)溶解されること（製造キャンペーン全体ではさらに厳しく99.7%以上）。』が基準として提案されている。

②照射済燃料の溶解試験

照射済燃料の溶解試験は、前項の燃料製造法が溶解性に与える影響に加え、燃料燃焼度が溶解性に与える影響を把握するために実施されており、照射済燃料については、①に示した使用済軽水炉UO₂燃料の再処理溶解条件（テスト2に相当）またはこれに近いものが提案されている⁽³⁾。また、溶解試験に伴って得られる溶解液、不溶解残渣、ハルの特性を把握することも重要である。軽水炉MOX燃料に関して、上記の観点に基づく照射済燃料のフランス等での溶解試験の結果が部分的に公表されている⁽³⁾。

ii) 溶解条件及び測定項目

溶解試験の全容を図3.2.1に示す。照射済燃料を切断した後、溶液条件を調整してバッチ溶解し、一定溶解時間後の溶解液を分析して、溶解速度または溶解率を測定する。また、同時に適当な方法により溶解液をろ過してハルや不溶解残渣を回収し分析を行う。

①溶解条件として重要な項目

溶解条件として重要な項目は以下のようなものであると考えられる⁽⁶⁵⁾。

- せん断条件
- 溶解燃料重量
- 初期硝酸濃度
- 溶解液量
- 溶解温度
- 溶解時間

②重要測定項目

溶解試験における重要な測定項目は、以下であると考えられる⁽⁶⁵⁾。

- 溶解後の溶解液組成(酸濃度、ウラン濃度、プルトニウム濃度等)
- 溶解液の安定性

- ハルの特性(放射能、プルトニウム濃度等)
- 不溶解残渣の特性(発生量、組成、放射能、密度、粒径分布等)

iii) 燃料製造法と照射炉の種類

溶解試験に供せられた照射済燃料の燃料製造法と照射に使用された発電炉の例を表 3.2.2 及び表 3.2.3 にそれぞれまとめた。

iv) MOX 燃料の溶解試験結果

①溶解特性の概要

フランス、ドイツ、ベルギー等による試験結果により照射済MOX燃料の溶解率は、MOX燃料の製造方法、プルトニウム含有量、燃焼度によって変化することが報告されている。改良された方法で製造された軽水炉MOX燃料を 30 GWd/t程度以上照射した後、表 3.2.5 に示した条件で溶解することにより、1.5 時間以内で 99.9 %の溶解率を得られたことが報告されている^(3, 66)。典型的な溶解特性は、溶解液濃度と経過時間から図 3.2.2 のように示される。

実用条件では 3 時間の溶解時間でさらに不溶解残渣中のプルトニウム量を低減できるとされている⁽³⁾。

MOX 燃料に含まれるプルトニウムの存在形態は、以下の 4 種類に分けられ溶解速度も異なると考えられる。

- UO₂中に固溶体で存在するもの
- UO₂中に固溶体を形成せずに存在するもの
- 不溶解残渣（溶解ファイン）の主成分であるMo-Tc-Ru-Rh-Pdと合金を形成して存在するもの⁽³⁾
- ハルに同伴して存在するもの

照射済燃料ではプルトニウムが局所的に白金元素等と多元合金を形成する可能性もあり、この形態で存在するプルトニウム、及びUO₂中に固溶していないプルトニウムは、溶解試験においては同様の残渣として回収されるため、溶解試験の結果を、上記のa.、b.及びc.、並びにd.の 3 つに分類することにより、数値のとりうる範囲を整理できると考えられる。

上記区分のうち、MOX燃料製造法の改良によりプルトニウムの溶解性が改善されたのは、UO₂中に固溶していないために溶解が困難であったプルトニウムを顕著に低減できたためであると考えられる。フランスでの経験によれば、それぞれの上記分類に移行するプルトニウム量に関しては、概ね表 3.2.4 のような結果が得

られている⁽³⁾。

②照射の効果

MOX 燃料製造工程において、MOX ペレット内に固溶していないプルトニウムが一部でも存在する場合には、硝酸で完全に溶解できない可能性がある。しかし、このような場合でも、原子炉内での燃焼に伴いペレット温度が上昇することによって、偏在していたプルトニウムの均一化が促進され、硝酸による溶解性を改善する可能性がある。また、燃焼に伴いペレット内に亀裂が生じた結果、溶解用硝酸との固液接触面積が大きくなり溶解性が改善される可能性もある。これらの効果は表 3.2.4 に現れており、未照射燃料のプルトニウム未溶解率が 0.4~0.5 wt% であるのに対して、照射済燃料では 0.01~0.03 wt% 程度と改善されている。

このような観点から照射済 MOX 燃料の原子炉内での軸方向燃焼度分布(図 3.2.3)を考慮すると、燃料棒端部では相対的に溶解性が低下することが考えられる。実際に、未溶解のプルトニウムの最大 60 %が、燃料棒の全長のうち 1/4 に当たる端部に偏在しているとの報告がある⁽³⁾。また、図 3.2.3 に示される様に、通常の照射試験炉で用いられる燃料棒の長さは実用炉のそれよりも短いことが多いため、低燃焼度部分の寄与が大きく同様には扱えないことに注意が必要である⁽³⁾。

フランスではこのような点を考慮して、照射済燃料棒 1 本全体 (1.5~2 kgHM の MOX を含む) を試料とした溶解試験を実施している⁽³⁾。

③不溶解残渣の特性

プルトニウムを多く含む粒子の数量及び粒子径の燃料棒中の分布は、照射の効果により不均一となり、照射済燃料においては、燃料ペレットの軸方向位置により異なることが、フランスの研究結果から報告されている。

燃料棒中心部から発生するプルトニウムを多く含む粒子の径は 1~2 μm であって、数が少ないのに対し、端部より発生するものは最大 10~15 μm であり数も多いと報告されている⁽³⁾。また、初期の製造法による軽水炉 MOX 燃料の溶解性を高めるため、不溶解残渣をさらに 10 mol/L 硝酸で 6~12 時間溶解する補助溶解法も検討された⁽³⁾。

溶解液のろ過により回収される不溶解残渣の組成については、Mo、Tc、Ru、Rh、Pd が主成分であり、プルトニウムの重量割合は残渣重量の 0.3 % 以下であることが報告されている⁽³⁾。再処理工程では実験室規模の溶解試験に比較してジルコニウムの割合が多くなっているが、これは工業規模では燃料集合体の切断にせ

ん断機が使用されるために、ジルカロイの破片が多く含まれるものと考えられる⁽³⁾。また、不溶解残渣は溶解液中である程度凝集しており、凝集強度は清澄性に影響すると考えられている⁽³⁾。

④ハルの特性

フランスでの研究の結果、ハル 1 kgあたりに移行するプルトニウム量は、プルトニウム富化度が 1%の場合約 1 mg、プルトニウム富化度が 5 %の場合では約 5 mgと考えられている^(3, 59)。

⑤大型再処理施設での経験

フランスにおけるマルクルのAPMやラ・アーグのUP2-400 の様な大型再処理施設での溶解性に関する経験が報告されている。APMではバッチ式溶解槽が用いられ、1992年に約 2.1 tHMのMOX燃料の処理が行われた。処理されたMOX燃料は共粉砕法で製造され、燃焼度は約 34 GWd/tであり、炉取り出し後の冷却期間 3.5 年で処理された。プルトニウム富化度は 2~3.2 %であり、初期硝酸濃度 5.8 mol/L、溶解時間 3 時間で約 99.6 %の溶解率が得られている。不溶解残渣中のプルトニウム量は約 0.3 %であり、溶解特性は実験室規模での試験結果とよく一致していた⁽³⁾。

UP2-400 ではバッチ式溶解により 1992年に約 4.7 tHMのMOX燃料の処理が行われた。処理された燃料は当時MOX燃料として供給されていた代表的なものであり、プルトニウム富化度は 4.1~4.4 %、燃焼度は 33~41 GWd/t、冷却期間約 5 年の照射済燃料を 6 mol/L硝酸を使用して溶解している。溶解後の硝酸濃度は 4 mol/Lであった。ハルが溶解槽に滞留する時間は 4 時間であり、この 4 時間の溶解で 99.6~99.8 %の溶解率が得られた。また、不溶解残渣中のプルトニウム量は約 0.1 %であり、UO₂ 燃料の溶解性と特に差異はなかったと報告されている⁽³⁾。

UP2-800 では連続溶解により 2004年から 2008年にかけて約 60 tHMのMOX燃料の処理が行われた。この間、処理燃料の燃焼度、プルトニウム含有量、処理量を段階的に引き上げ、燃焼度は約 31~54 GWd/t、初期プルトニウム含有量は約 4~7 %の燃料を処理している。溶解条件は硝酸濃度 5.1 mol/L、92℃とし、プルトニウムの溶解率は約 99.97 %を超える結果を得た。また、不溶解残渣中のプルトニウムの割合は、約 0.2%であったと報告されている⁽⁴⁾。

⑥FBR用MOX燃料の溶解性

機械混合で製造されたフランスのラブソディ等のMOX燃料の場合には、照射後

燃料であっても硝酸に対する溶解性は良好ではなかった。溶解率が低くなる理由はPuO₂がUO₂中に固溶せず、PuO₂が偏在していたためと考えられ、FBR燃料ではプルトニウムの富化度が20～30%と高いために、影響が顕著に現れたものと考えられる。このため、硝酸濃度を10 mol/L程度まで上昇させたり、フッ化水素酸を用いたりして溶解する試みが行われた^(10、67、60)。このような、MOX粉末の混合に関する問題は現行のBelgonucleaire社のDessel施設⁽⁶⁰⁾、JAEAのプルトニウム燃料製造施設^(61、62、63)等ではすでに解決済みの技術であると考えられる。

また、MOX燃料の焼結温度は通常約1,700℃であるのに対し、FBRでの燃焼温度は約2,000℃以上に達し、PuO₂の固溶を促進すると考えられる⁽³⁾。一方で、軽水炉での燃焼条件では燃料温度は1,300～1,500℃程度とFBRよりも低く、温度上昇によるPuO₂の固溶促進効果は相対的には小さいと考えられる。このため、軽水炉MOX燃料においては、燃料製造時の品質がより重要であると考えられる⁽³⁾。

⑦その他

アメリカではFBR用MOX燃料の再処理として、TBPの劣化生成物であるDBPとジルコニウムとの錯体による沈殿生成物について、硝酸濃度、ジルコニウム濃度、温度等を変化させて実験し、生成沈殿物の性質、分離性能への影響、流路の閉塞等について検討している⁽⁶⁸⁾。なお、軽水炉MOX燃料の場合には、冷却期間が5年程度と長いため、半減期が短いZr-95（半減期64日）の放射能は溶媒劣化に影響しないと考えられる。

表 3.2.1 燃料製造法改良後の軽水炉 MOX 燃料溶解試験結果の例

試験実施場所 及び施設	製造法	照射の有無	溶解条件 (h)*	結 果 % Pu 未溶解	文 献
BN	MIMAS	未照射	1	0.02~0.2	51
BN	MIMAS	未照射	—	ペレット <0.1 集合体 <0.1	52
Cadarache DCFCa	COCA	未照射	2 (6h)	<0.5 バラツキあり	49
FAR CYRANO	—	未照射 照射	2 2	0.4~0.5 約 0.03	1, 3 3, 66
Marcoule APM	共粉碎	未照射	2	約 0.4	1, 3
Atalante	MIMAS	照射	2(at88°C~b.p.) (8h)	約 0.09 (残渣中濃度約 0.3-0.4)	5

*溶解条件

- 1 硝酸濃度:10 mol/L、回分式、沸騰、10 時間
- 2 硝酸濃度:初期約 6 mol/L、終了時 3 mol/L、回分式、沸騰、3 時間

BN : Belgonucleaire 社

DCFCa : COGEMA の Cadarache Nuclear Center

FAR : Fontenay aux Roses 研究所

CYRANO : FAR のホットセル

APM : Marcoule Pilot Facility, Atelier Pilote de Marcoule

表 3.2.2 主な MOX 燃料製造法

製造プロセス	開発国	プロセス概要	出典
機械混合法	ドイツ等	UO ₂ 粉末と PuO ₂ 粉末を機械的に混合する	28
共沈法	ドイツ、アメリカ	PuO ₂ ・UO ₂ 共沈粉末を得る	8、54
MIMAS 法	ベルギー、フランス	UO ₂ 粉末と PuO ₂ 粉末を共粉碎後 UO ₂ 粉末を添加して混合することにより均質化を促進する	45、51、54、69
COCA 法	フランス	UO ₂ 粉末と PuO ₂ 粉末を 1 ステップのボールミルで粉碎する方法	49
バインダレス短プロセス	イギリス	強制パドル混合により均質化を促進する	56
NITROX 法	フランス	冷凍乾燥法により硝酸ウラニルと硝酸プルトニウム混合溶液から混合酸化物に転換	53
AUPuC プロセス	ドイツ	U・Pu 炭酸アンモニウム共沈を用いて酸化物に共転換することにより均質化を図る	55
OCOM プロセス	ドイツ	UO ₂ 、PuO ₂ 及び回収粉末を共粉碎後、UO ₂ 粉末を再混合して均質化と Pu 富化度の最適化を図る	Nucl. Technol.. Vol. 102, p. 18 (1993)
PNC プロセス	日本	マイクロ波直接脱硝法で、得た混合酸化物原料と UO ₂ 粉末をボールミルで均一混合し、乾式造粒または無造粒により成型・焼結する	原子力安全研究協会、「核燃料の臨界安全」p. 117 (1984)

表 3.2.3 MOX 燃料の照射が行われた発電炉の例

炉名称	国	炉型・出力	文献
Obrigheim KWO	ドイツ	PWR 340MWe	8、9
Gundremmingen KR8	ドイツ	BWR 1240MWe	10
Chooz SENA	フランス	PWR 285MWe	3
St. Laurent-des-Eaux B1,B2	フランス	PWR 915、880MWe	14
Gravelines 3,4	フランス	PWR 890MWe	14
Dampierre 2,3	フランス	PWR 890MWe	14
Tricastin 1,2	フランス	PWR 915MWe	14
Daunreay PFR	イギリス	LMFBR 250MWe	8、70、71
Phénix	フランス	LMFBR 1200MWe	34、58、59、64
ふげん	日本	ATR 165MWe	61、63

表 3.2.4 MOX燃料中のPu溶解特性⁽³⁾

分類	Pu の移行量
溶解液中に移行するもの	燃焼度約 27~34 GWd/t の場合で Pu の 99.97~99.99 % 未照射の場合は 99.6~99.95 %
不溶解残渣に移行するもの	不溶解残渣量は燃焼度約 27~34 GWd/t の場合で最大 0.03 wt% Pu は不溶解残渣中の 0.3 wt%以下
ハルに同伴するもの	ハル洗浄後約 1 mgPu/kg (照射後 Pu 含有率約 1%)

表 3.2.5 照射燃料の溶解条件⁽³⁾

項目	条件
溶解量	燃料ピン 1 本(1.5~2 kgMOX)
せん断長	35 mm
初期硝酸濃度	6.2 mol/L
温度	沸騰
最終重金属濃度	250 g/L

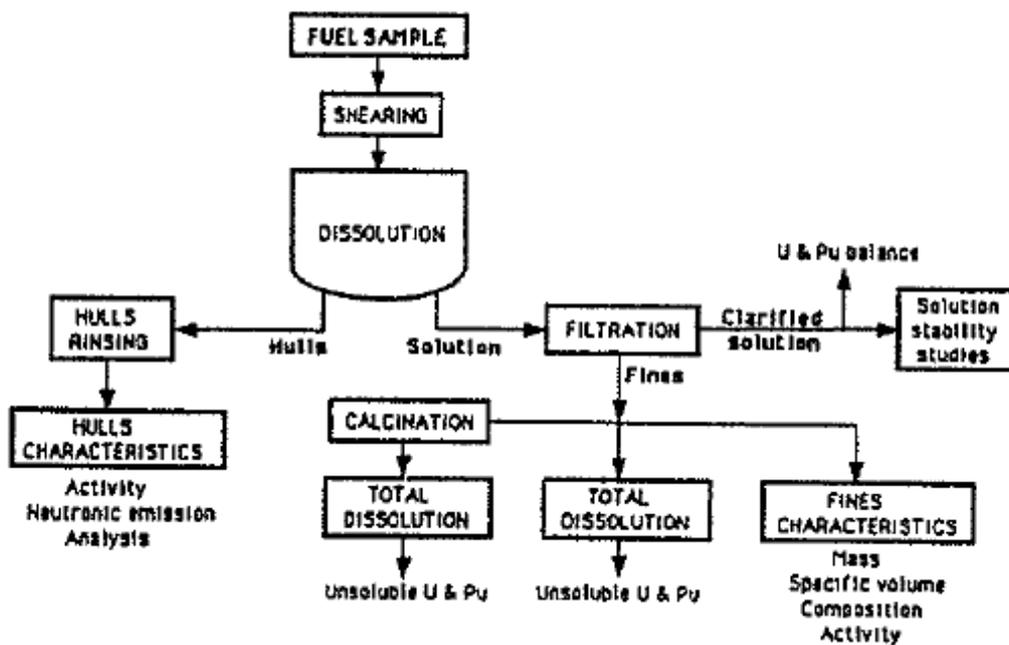


図 3.2.1 溶解試験の結果⁽⁶⁵⁾

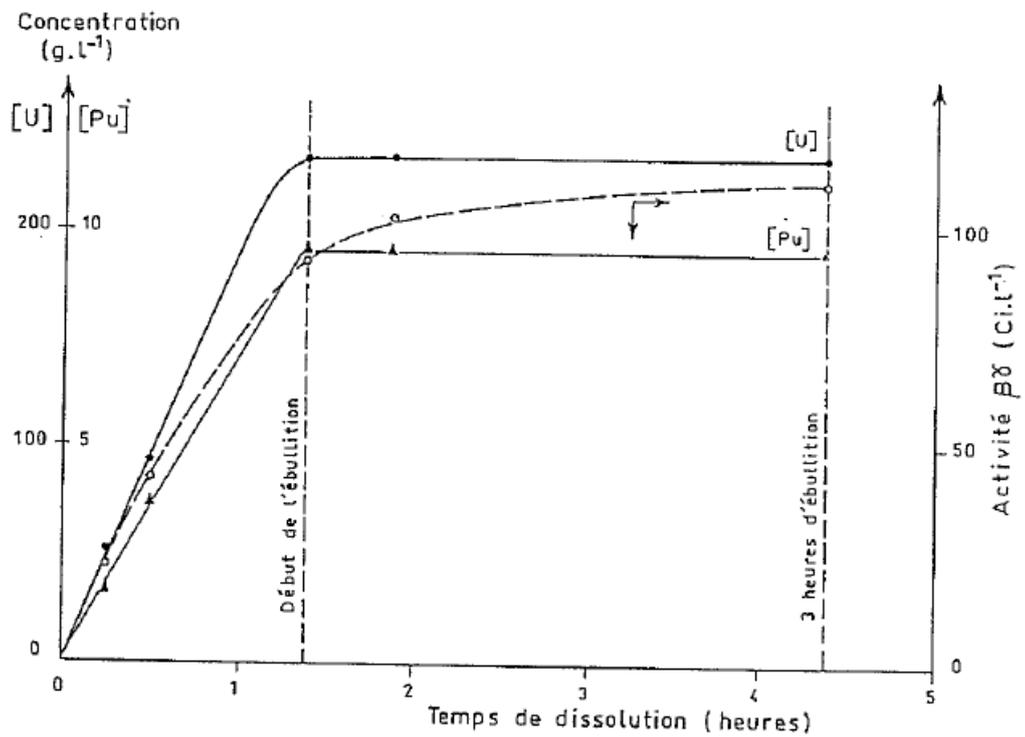


図 3.2.2 溶解試験におけるMOX燃料の溶解進展の典型例⁽⁶⁶⁾

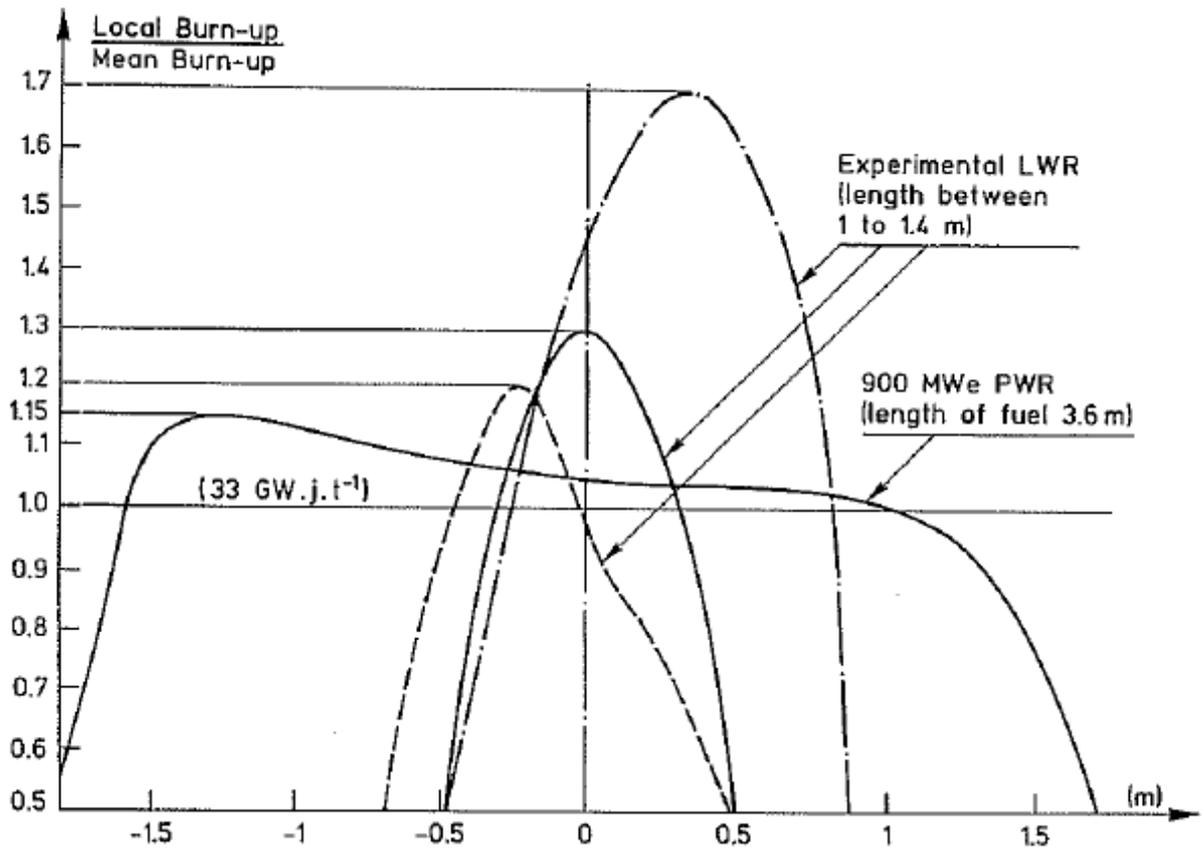


図 3.2.3 PWR燃料における軸方向燃焼度分布の例⁽³⁾

2) 臨界安全性

MOX燃料再処理においては、燃料中のプルトニウム量がUO₂燃料と比べて増加し、これらによる臨界の問題が各再処理工程において生じる。このためPuO₂-水混合系における球状、円筒状及び箱状での臨界形状寸法の計算⁽⁷²⁾、プルトニウム富化度 21 %及び 10 %の使用済FBR燃料を溶解した場合のプルトニウムの制限濃度の計算⁽⁷³⁾、及び連続溶解用の無限長さをもつ円筒形溶解槽の臨界計算がモンテカルロコードを用いて行われている⁽⁵⁴⁾。

また、MOX燃料の再処理においてはプルトニウム濃度の上昇に伴う第 3 相の形成及びプルトニウムリマーの生成に注意を払う必要がある。第 3 相形成に関して、有機相中プルトニウム濃度と硝酸濃度及びTBP濃度との関係が調査されている。また、プルトニウムポリマーの生成が問題となるのは水溶液中の硝酸濃度が低い場合であり、硝酸濃度とプルトニウムポリマー安定化濃度の関係等についても検討されている^(74, 75)

(1) 第 3 相形成

プルトニウム精製サイクルではプルトニウム第 3 相形成の可能性があるため、ORNL (米国・オークリッジ国立研究所) では硝酸濃度 (イオン強度)、TBP濃度等の操作条件を変化させ、第 3 相を形成しない有機溶媒相最高プルトニウム濃度を測定している^(54, 68, 69, 72, 73, 74, 75, 76, 77)。第 3 相を形成する有機溶媒中のプルトニウム濃度は、TBP/nDD-硝酸系においてTBP濃度が 30 %の場合の方が 15 %の場合と比べて約 1.7倍高くなる (図 3.2.4)。

(2) プルトニウムポリマー

逆抽出には、硝酸濃度を低くすると効率が良いが、0.3 mol/L未満の硝酸を使用するとプルトニウムポリマーが生成する可能性がある。そこでORNLでは、これを回避するため、ヒドロキシルアミン、ヒドラジン等の還元剤を使った逆抽出試験を実施している⁽⁷⁷⁾。

(3) 臨界濃度の評価

ORNLでは、様々なプルトニウムとウランの混合溶液及び、Pu(NO₃)₄・5H₂OとUO₂(NO₃)₂・6H₂Oの混合物について臨界濃度制限値の評価を行っている^(68, 69, 72, 73, 74, 75, 76, 77)。

(4) 過渡事象解析

ORNLでは、溶媒抽出計算コードSEPHISを利用して、抽出サイクルのシミュレーションにより、臨界安全解析、異常条件時の過渡挙動解析等を実施している⁽⁷³⁾。

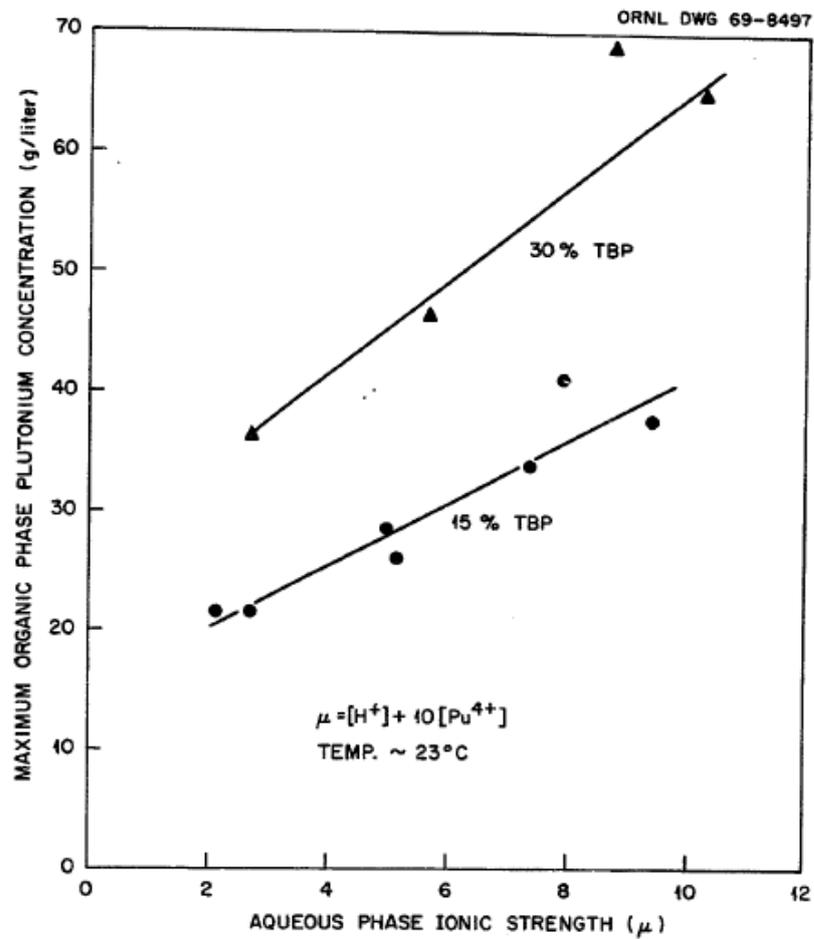


図 3.2.4 第3相を形成しない最高有機相Pu濃度⁽⁷⁴⁾

3) 遮へい対策

COGEMAでは、MOX燃料再処理の特徴としてTRU含有量が多いことから中性子放出量が多く(約 35 倍)、遮へいを強化する対策が必要としている⁽²³⁾。また、ベルギーのEurochemicプラントで処理する場合の概略評価としてPu-238、Pu-240、Pu-242 の濃度増加により、 α 線、 γ 線、中性子線が増加するためプルトニウム製品等を扱う施設においては遮へい機器や保守方法に影響があるとしている⁽⁴⁴⁾。

4) 発熱対策

COGEMAでは、MOX燃料再処理の特徴として全放射線量及び崩壊熱が大きい、冷却期間を長くすることで問題はないとしている。なお、 α 線放出量は約 15 倍と多く、溶解液の崩壊熱も大きい⁽²³⁾ことから冷却能力について確認する必要があるとしている。

TRPでは、ふげんMOX燃料再処理にて得られた製品については、Pu- α 比放射能(プルトニウム単位重量あたりの α 放射能)の増加によりプルトニウム発熱量が高くなるとして、プルトニウム製品濃度を低下させて貯蔵している⁽¹²⁾。

5) 溶媒劣化

TBP劣化物の中でDBP^(63, 75)は、ジルコニウムなどの核分裂生成物(FP)の一部と錯体を形成しやすく、ウランやプルトニウムの抽出特性に影響を招く。またTBP劣化物であるDBP、MBPやリン酸などが錯体を形成すると、有機相あるいは水相に完全には溶解しない固体沈殿物(界面クラッド^{註)})が蓄積し、運転の不安定化、流路の閉塞等を招く可能性があるとしている。UP2-800でのMOX燃料再処理に向けた検討では、 α 線放出量が約 15 倍と多いことから抽出工程の溶媒劣化が大きくなるとしている⁽²³⁾。

KfK(ドイツ・カールスルーエ原子力研究所)では、有機相流量を通常条件より 75%過剰とし、硝酸濃度を高めにし、かつ、有機相への装荷率を高くすることで、DBPの生成を抑制してジルコニウム錯体沈殿生成による流路閉塞を抑制できるとした⁽⁸⁾。BNFLでは、溶媒の吸収線量を評価し、それに基づいてDBPの発生量を計算してジルコニウムの除染係数(DF)を求めている⁽⁷⁸⁾。ORNLでは、溶媒劣化の影響を抽出廃液へのロスとして評価しており、ロス率はウランで 0.001%以下、プルトニウムで 0.02~0.05%であった。なお、溶媒洗浄の際の廃液へのロスの増加はTBPの劣化よりも希釈剤の劣化によるもの

註) ジルコニウムや鉄など種々の金属イオンと TBP 劣化物が錯体を生成する場合、生成した錯体が、有機相あるいは水相に完全には溶解しないで、固体沈殿物が析出する現象

としている⁽⁷⁶⁾。

文献(69)では、抽出工程におけるプルトニウム濃度上昇（ α 線発生量の増大）による溶媒劣化の増加の可能性が報告されている。また、燃料の高燃焼度化により燃焼度の2乗に比例して短半減期 α 線放出核種であるPu-238（0.57 W/g）が増加すると、プルトニウムによる溶媒劣化の寄与は増加するとしている^{*3-6}。

文献(79)では、TRPでのふげんMOX燃料の再処理実績が報告されており、抽出器内の溶媒劣化物（DBP濃度）は約100 mg/Lと低く、プルトニウム精製工程の運転上の問題は生じなかったことを報告している。また、溶媒劣化に係る評価試験を実施し、溶媒劣化が進行しDBP濃度が1000 mg/Lのオーダーになると希硝酸のみでは溶媒からのプルトニウム逆抽出が困難になるが、還元剤（硝酸ウラナス）を用いた場合は問題なくプルトニウムを逆抽出することができることを報告している。

文献(78、80)では溶媒劣化に影響する接触時間、運転操作の柔軟性、フローシート変更の難易性、遠隔保守等の立場から抽出器形式の比較検討が行われ、ミキサセトラと比較してパルスカラムや遠心抽出器が優れているとの結果が報告されている。

6) 高レベル放射性廃液ガラス固化

使用済燃料の再処理の過程で発生する高レベル放射性廃棄物については、我が国ではガラス固化して地層処分するとの方針が立てられ、JAEAを中核として研究開発が進められてきている^{*2-2}。

ガラス固化体の製造装置としては、主に誘導加熱式と直接通電加熱式の熔融炉が考えられ、我が国では、直接通電加熱式による液体供給式直接通電型セラミックメルター（Liquid Fed joule-heated Ceramic Melter：LFCM）方式の熔融炉が採用されている。LFCM方式では、高レベル放射性廃液をガラス原料とともに熔融炉内に供給・混合して、熔融炉内の電極を介してガラスに直接通電することによって生じるジュール熱で加熱し、水分は蒸発させ核分裂生成物等を熔融ガラスに封じ込めてステンレス容器に流し込み、ガラス固化体としている。

ガラス固化体の組成管理は、固化ガラス中の全廃棄物含有率（管理値<30 wt%：目標値25 wt%）及び酸化ナトリウムの含有率（管理値8～12 wt%：目標値10 wt%）を熔融炉の前段の前処理プロセスにおいて高レベル放射性廃液の組成を管理することで行って

*3-6：再処理プロセス・化学ハンドブック第2版

おり^{*3-7}、ガラス中に含まれる廃棄物含有率を現行の 25 wt%から 30 wt%以上に増加させる「高減容化」の研究も行われている。高減容化においては、核分裂生成物のモリブデン等による水溶性の低粘性流体（イエローフェーズ）の析出抑制が重要であり、ガラス中へのモリブデン溶解性に関する基礎試験等も進められている^{*3-8}。

また、地層処分されるガラスは、水への浸出率を基準値以下に保つ必要があるため、ガラス組成の健全性（均質性）を担保する必要がある。均質なガラスとするためには、結晶化させないことが重要であり、ガラス固化体温度をガラス転移温度以下となるよう、1本当たりの発熱量は 2.3 kW以下（六ヶ所再処理工場）を目標としている^{*3-9}。

溶融炉の運転においては、高レベル放射性廃液中に含まれる金属元素のうち、ガラスマトリクスに溶解せず、酸化物などの形態で溶解ガラス中に懸濁する白金族元素（Ru、Rh、Pd）の考慮が重要である。これら白金族元素は導電率が溶融ガラスよりも高い（約 10⁶倍）ことから、溶融炉内で偏析や堆積が生じた場合、電極間でガラスに通電する電流が白金族に迂回することにより、加熱効率を低下させる可能性がある^{*3-10}。このため、溶融炉底部のガラス温度を低温維持しガラス粘性を増加させ、白金族元素の沈降を抑制する運転手法（炉底低温運転）が試験されている。

軽水炉使用済 MOX 燃料を再処理した場合の高レベル放射性廃棄物のガラス固化においては、まず白金族元素が増加することから、ガラス溶融炉内への沈降量や炉底部への堆積量が増加し加熱効率の低下が予想され、現在進めている白金族対策が一層重要になる。今後、溶融炉運転性やガラス固化体組成管理への影響を評価しておく必要がある。また、軽水炉使用済 MOX 燃料に含まれるキュリウムやアメリシウムによる発熱が顕著になるため、ガラス固化体の製造は廃棄物含有率で制限されるよりも、むしろ発熱量 2.3 kW が律速となることも考えられる。このような発熱量による影響を回避すべく、マイナーアクチニド元素の回収機能を再処理に適用することも考えられる。

*3-7: 「ガラス固化技術開発施設における高レベル放射性廃液のガラス固化処理技術開発」, 核燃料サイクル開発機構（現日本原子力研究開発機構）廃棄物処理処分課題評価委員会資料, (2004)

*3-8: 「未来を抱く原子力 110P (8-2 将来サイクルから発生する高レベル放射性廃棄物の特徴)」, 日本原子力研究開発機構, (2006)

*3-9: 「高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）の安全規制について」, 原子力安全・保安院 (2008)

*3-10: ” ガラス固化溶融炉における白金族元素粒子挙動解析” , 日本原子力学会和文論文誌, Vol. 7, No. 3, p. 297-307 (2008)

7) 環境への放出放射能

環境中に放出される放射性核種はできるだけ低減することが望まれる。ここで問題とされる核種は、主にトリチウム（半減期 12.33 年）、希ガス（Kr-85：半減期 10.76 年、Xe-133：半減期 5.243 日）、ヨウ素（I-129：半減期 1.57×10^7 年、I-131：半減期 8.021 日）等である。希ガス、及びヨウ素はせん断及び溶解工程でほとんどオフガス系に移行することがTRPにおける挙動調査^{*3-11}やFBR燃料の再処理試験で報告されており⁽⁶²⁾、ヨウ素は一部が溶解液中に残存する。このため、既設の再処理工場では溶解液からヨウ素を追い出すため、溶解槽の後にヨウ素追出し槽を設け、できるだけオフガス中に追出し溶解槽オフガス処理工程でHEPAフィルタやヨウ素フィルタ等の吸着剤に固定することが行われている。

軽水炉使用済 MOX 燃料を再処理することを考えた場合、主に Cm-244 の自発核分裂に起因する I-131 の生成量が使用済 UO₂ 燃料の場合に比べ大幅に増加する。I-131 の半減期は 8.021 日と短いものの、運転管理を着実に実施しつつ対策を検討しておく必要がある。

8) 核計装技術

使用済燃料再処理施設の各工程において使用されている主な測定装置と目的は以下のとおりである。

再処理工程	主な測定装置	主な目的
受入れ・貯蔵工程	燃焼度モニタ	臨界安全、核分裂性物質の計量管理のための受入使用済燃料の特性把握
せん断・溶解工程	ハルモニタ	ハルやエンドピースに同伴する核分裂性物質の計量管理
抽出・製品貯蔵工程	中性子線モニタ	再処理工程における Pu 等の蓄積・滞留の監視（臨界安全監視）
	中性子線モニタ、濃度モニタ	溶液中の U、Pu 濃度監視（プロセス管理）
	α線モニタ、γ線モニタ	リーク監視

UP2-800 でMOX燃料を処理するにあたり、フランスのCEAではMOX燃料再処理の影響を検討し、技術的対応策を作成している⁽⁶⁵⁾。計装技術に関しては、キュリウムや高次化プルトニウムの濃度が高くなることに対する中性子測定技術（アクティブ中性子計測

^{*3-11}：「東海再処理施設の安全性確認に係る基本データの確認」, JNC TN8410 99-002(1999) 法) の開発、使用済燃料の燃焼度測定（燃焼度モニタ）、ハル・エンドピース収納ドラム

内核分裂性物質測定（ハルモニタ）、貯槽下部の核分裂性物質の蓄積検出（中性子モニタ）を指摘している。

燃焼度モニタは、臨界安全設計に燃焼度クレジット概念を採用した場合に受入燃料の燃焼度測定のために必要となる。国内外の燃焼度の測定装置の調査結果は表 3.2.6 のとおりであり、使用されている測定手法は表 3.2.7 のとおりである。使用済燃料再処理施設としては、六ヶ所再処理施設やラ・アーク再処理施設で使用されている。

ハルモニタはハルやエンドピースに同伴する核分裂性物質の量の計量管理、あるいはハル廃棄体の受入施設の安全設計評価（インベントリ評価）のために設置される。調査した代表的な開発実績を表 3.2.8 にまとめた。

TRPでは、ハルからの中性子のほとんどがCm-244 から放出されるものであることから、予め計算または分析から使用済燃料中のCm-244 と核分裂性物質の比を求めておき、中性子計数をCm-244 対核分裂性物質の比で換算することで、ハルに付着する核分裂性物質量を測定している。ATR用MOX燃料を再処理した際に、Cm-244 はMOX燃料の方がUO₂燃料より多いことが報告されており⁽⁸¹⁾、MOX燃料再処理ではUO₂燃料再処理よりもハルモニタが受けるCm-244 からの即発中性子の影響は大きくなることが予想される。

THORPでは、BWR燃料のバッチでCs-137 の残留率がウランより高いものが観測され、ハルにCs-137 が付着等した結果であるものと推定している⁽⁸²⁾。Cs-137 に着目したγ線スペクトロメトリではCs-137 がハルへ移行していないか注意する必要がある。また、燃焼度 40 GWd/t以上の高燃焼燃料やMOX燃料では、Cm-244 からの即発核分裂中性子の発生量が高いため、アクティブ中性子法での測定における信号対雑音比（S/N比）改善のために中性子発生源の高強度化などを計画している⁽⁸²⁾。

ラ・アークでは、ハル及びエンドピースを圧縮して廃棄物を減容化している⁽²⁷⁾。このハル廃棄体に使用しているハルモニタは、THORPと同じく、高分解能γ線スペクトロメトリにより燃焼度、冷却期間及びプルトニウムの同位体比、β放射エネルギーを評価し、アクティブ中性子法、パッシブ中性子測定法及びγ線測定結果の相関からU-235、U-238、Pu-239、Pu-241 の量を求め、両者の結果からα放射能、発熱量を求めている⁽⁸³⁾。

UO₂燃料の再処理のプロセス管理のために中性子線モニタでプルトニウム等の蓄積・滞留を監視できるのは、Cm-244 からの中性子の影響が十分小さく、かつプルトニウム濃度の監視レベルが通常の 3 倍以上の場合であるとされている⁽⁸⁴⁾。また、ウラン濃度も中性子増倍率に影響することから一定レベルのウラン濃度に制限する必要があるとされている⁽⁸⁴⁾。MOX燃料の再処理で中性子線モニタをプルトニウム濃度の監視に用いる場合に

は、プルトニウム量の増加、プルトニウム同位体組成の高次化及び中性子増倍率に影響する核種の増加の影響を考慮し、プルトニウム濃度監視が有効となる範囲や再処理工程での中性子増倍効果の評価が必要である。今回のORIGENによる使用済燃料の組成の解析では、MOX燃料では中性子線量が11～19倍に増加するとの計算結果が得られていることから、中性子線モニタの測定レンジや信号対雑音比（S/N比）の確認も必要である。

プルトニウムの濃度監視のために、溶液をサンプリングして蛍光X線分析を行う濃度モニタも開発されている^(81, 85, 86)。また、プルトニウム自体から放出される γ 線、X線を利用することでサンプリングを必要としないプアマンズデシメトリーの開発も試みられている⁽⁸⁷⁾。

再処理工程の溶液中の α 放出核種の濃度をモニタする α 線モニタでは、回転ドラム式と溶液接触式が製品化されている^{*3-12, *3-13, *3-14, *3-15}

α 線モニタではパルス計数回路を使用しているため、 α 線放出核種の濃度が高い溶液では数え落しを起こす。使用済MOX燃料ではUO₂燃料よりプルトニウム、アメリシウム、キュリウム等の α 線放出核種が増加することから、使用範囲の確認が必要である。

*3-12 : Experience Gained from the Operation of two α -Monitors in "PUTE", KfK 3533

*3-13 : Test of the α -Monitor OLAM, KfK3471

*3-14 : In-Line Monitoring in nuclear fuel cycle plants - Rotating Alpha Analyzer -, SGN
カタログ

*3-15 : In-Line Monitoring in nuclear fuel cycle plants - Measuring U and/or Pu concentration-, SGN カタログ

表 3.2.6 各国の燃焼度モニタに関する技術開発の概要

国	装置	設置形態	目的	対象燃料	測定法 ^{注)}	実績・検証	関連文献
日本	六ヶ所燃焼度計測装置	固定型	燃焼度クレジット用燃焼度、核分裂性物質質量測定	UO ₂ (LWR)	GG、GS、PN、AN、PM	約10000体測定	88、89、90、91
	Ge検出器	—	燃焼度等測定	UO ₂ 、MOX	GS	R&D検証(JAEA)	*3-16、*3-17
	Ge検出器	—	燃焼度等測定	MOX	GS	PIE検証(電中研)	92
フランス	La Hague装置	固定型	受入燃料の燃焼度測定、炉データ検証	UO ₂ 、MOX	GG、GS、PN	UO ₂ 約10000体測定、MOXテスト実施	93、94、95
	NAJA	固定型	炉心装荷燃料の自動識別、MOXとUOXの判別と燃焼度等測定	UO ₂ 、MOX	GS、PN、AN	開発中 (CEA/COGEMA/AREVA)	94、95、96
	PYTHON	可搬型	燃焼度クレジット用燃焼度等測定	UO ₂ 、MOX	GG、GS、PN、AN	欧州プラントで実績	94、95、97
	SMOPY (Safeguards MOX Rython)	可搬型	UO ₂ とMOX識別UO ₂ の燃焼度等測定	UO ₂ 、MOX	GS、PN	開発中 (CEA・Cadarache)	95、98
米国	MDAS	固定型	最終処分燃料の測定	UO ₂	GS、PN、AN	開発中 (EPRI、INEEL)	99
	FORK	可搬型	保障措置、燃焼度クレジット用燃焼度等測定	UO ₂	GG、GS、PN	欧米で実績多数	97、99、100
	Ge検出器	—	燃焼度等測定	MOX	GS	R&D(ミズーリ大)	101
ドイツ	FAMOS	可搬型	燃焼度、核分裂性物質質量測定	UO ₂ 、MOX	PN、AN	東欧中心に実績	102
	CdTeプローブ	—	燃焼度等測定	MOX燃料棒	GS	R&D(超U研究所)	103
イギリス	THORP-FPFM	固定型	受入燃料の燃焼度等測定	UO ₂ (LWR)	GS、PN、AN	実績あり	104
スウェーデン	SKB CLAB-Ge装置	固定型	保障措置用燃焼度測定	UO ₂ (LWR)	GS	実績あり	105
その他	TVO-Ge装置	固定型	保障措置用燃焼度測定	UO ₂ (LWR)	GS	実績あり	*3-18

注) GG: グロスγ線測定法 (Gross Gamma)、GS: γ線スペクトル測定法 (Gamma Spectrometry)、PN: パッシブ中性子測定法 (Passive Neutron Counting)、AN: アクティブ中性子法 (Active Neutron Method)、PM: 自発中性子増倍法 (Passive Neutron Multiplication Interogation)

*3-16: Nondestructive Gamma-Ray Spectrometry on Spent Fuels of Boiling Water Reactor, Journal of Nucl. Sci. Technol. Vol.12, No.1

*3-17: Profiles of Activity Ratios of Fission Products Cesium-134, Cesium-137 and Ruthenium-106 in Low Enriched PuO₂-UO₂ Fuel Assemblies, Journal of Nucl. Sci. Technol. Vol.14 No.1

*3-18: Verification of Spent BWR Fuel Burnup in a Long Term Wet Storage, INMM-29th

表 3.2.7 燃焼度モニタに用いられる主な測定方法

測定方法	文献調査結果の概要	文献
γ線スペクトル法	日本でも古くから研究されており、Ge 検出器や CdZnTe 検出器で使用済燃料の着目する核分裂生成物のγ線スペクトルを測定し、使用済燃料の燃焼度を相関関係から求める。単独の核種に着目する他、複数の核種に着目する方法 (Isotope Correlation Method) がある。 Cs-137 は寿命が比較的長く、また、U-235 や Pu-239 の収率と近く燃焼度に比例して蓄積する。Ru-106 の核分裂収率は Pu-239 の方が U-235 より 1 桁高い。 核分裂生成物のペレット内径方向分布 (Cs は燃焼中にペレット内で外周方向に再配置する) は、自己遮へい効果により着目核種のγ線スペクトル測定に影響する。	92、94、101、103、104、105
グロスγ線測定法	多くの核分裂生成物から出るγ線の線総量を電離箱などで測定し、使用済燃料の燃焼度を相関関係から求める。グロスγ線は Cs-137 等が主なものである。六ヶ所再処理施設の燃焼度計測装置では、グロスγ線で燃料集合体の軸方向燃焼度相対分布を測定している。	88
パッシブ中性子測定法 (放出中性子測定法)	燃焼度測定技術として古くから研究開発されており、使用済燃料の放出中性子計数率が燃焼度のべき乗に比例することを用いて燃焼度を求める。 使用済燃料の放出中性子には Cm-242 と Cm-244 の寄与が大きい。冷却期間が長いと、Cm-244 からほとんどの中性子が放出される (Cm-242 の半減期は 163 日)。 使用済燃料の側面はγ線量も高いため、比較的高γ線場で使用できる核分裂計数管や B-10 検出器を用いる例が多い。検出器に Cd シートを巻くなどして熱外中性子や高速中性子を測定する例もある。 MOX 燃料の中性子放出率は UO ₂ 燃料よりかなり高く、また、UO ₂ 燃料の中性子放出率が燃焼度の 4 乗に比例するのに対し、MOX 燃料では燃焼度の 2 乗に比例する。	90、100、102
アクティブ中性子法 (増倍中性子測定法)	Cf-252 等の外部中性子源からの中性子の照射の有無での使用済燃料からの中性子の計数率比を求め、中性子計数率比が燃料の濃縮度や体系の中性子増倍率に応じて変化することから、燃焼度を評価する。	88、91、102

表 3.2.8 ハルモニタの主な開発実績

国	設置施設	測定方法	文献
日本	東海再処理施設	パッシブ中性子法	81、106、107
イギリス	THORP	高分解能γ核種分析 アクティブ中性子法 パッシブ中性子法	82、108
フランス	La Hague (UP2、UP3)	FPγ線相関法 アクティブ中性子法 パッシブ中性子法	83、109

9) 燃焼計算コード

使用済 MOX 燃料の再処理を行うにあたり、使用済燃料の組成を設定し、発熱量、中性子放出量等の放射線強度、放出放射エネルギーなどを評価し再処理工程の検討や安全評価を行う必要がある。このために MOX 燃料の原子炉内での燃焼計算が必要となる。

燃焼計算コードは大別して、軽水炉の核設計や運転及び評価を目的とした炉心設計解析コードと、照射後燃料の核種組成、放射能、崩壊熱等の評価を目的とした核種組成計算コードがある^(110、111、112、113、114、115、116)。

炉心設計解析コードはその目的のために取扱う核種が反応度に影響する核種に限定されることから、燃料サイクルの核種組成評価のためには ORIGEN に代表される核種組成計算コードを使用した燃焼計算が行われる。

ORIGEN コードは、燃料サイクルの核種組成評価が容易にできるように断面積ライブラリを一群化しており⁽¹¹⁰⁾、対象とした燃料の中性子スペクトルを考慮したライブラリが必要となる。

「3.1 軽水炉使用済 MOX 燃料の特性整理」で述べたとおり、MOX 燃料では UO₂ 燃料より中性子スペクトルが硬化することから、MOX 燃料用のライブラリが必要となる。MOX 燃料を含むライブラリを整備したことが米国や日本で報告されており^(43、117、118、119)、対象燃料の条件に合わせたライブラリの作成、使用の重要性が指摘されている⁽¹¹⁸⁾。

フランスではラ・アーク再処理施設のために CESAR を開発し、利用している^(111、115)。CESAR コード開発の際に、実験データと比較して燃焼コードの妥当性を検証する必要があることが指摘されており⁽⁶⁵⁾、軽水炉 MOX 燃料の照射後試験結果は国内外で報告されている^(120、121、122、123、124、125、126)。

4 使用済 MOX 燃料の再処理に与える影響

4.1 受入れ・貯蔵・せん断

1) 使用済燃料の受入れ・貯蔵

(1) プロセス・設備への影響

軽水炉使用済 MOX 燃料は UO₂ 燃料と同じ部材を用いて組み立てられることから外観の差異はなく、取り扱い上の影響はない。

しかし、軽水炉使用済 MOX 燃料は UO₂ 燃料と比較してプルトニウム含有量が大幅に増加し、また、プルトニウム同位体組成も異なることから、プルトニウムの量と組成に対応した臨界安全管理に対する考慮が必要となる。

また、軽水炉使用済 MOX 燃料はアクチニドの発熱量が大幅に増加することから、貯蔵プールの冷却能力に対する考慮が必要となる。

(2) 今後の検討課題

貯蔵プール等の臨界安全管理及び冷却能力について確認が必要である。

また、燃焼度モニタを用いた燃焼度クレジットを臨界安全管理に採用する場合は、燃焼度モニタの軽水炉使用済 MOX 燃料への適用性について確認が必要である。

2) せん断工程

(1) プロセス・設備への影響

軽水炉使用済 MOX 燃料は UO₂ 燃料と同じ部材を用いて組み立てられることから外観の差異はなく、取り扱い上の影響はない。

軽水炉使用済 MOX 燃料からの中性子放出は UO₂ 燃料に比較して大幅に増加するため、遮へいに対する考慮が必要となる。

(2) 今後の検討課題

UO₂ 燃料を取り扱う場合に比べ、中性子遮へいを補強する必要があり、遮へい体に鉄、鉛、鉛ガラスを用いる場合は、遮へい能力について確認が必要である。

4.2 溶解・清澄

(1) プロセス・設備への影響

溶解工程においては、プルトニウム含有量の高い燃料を処理するため溶解速度の低下、溶解率の低下が起こることが懸念されるが、改良された製造法によるMOX燃料でかつ30 GWd/t程度以上燃焼した燃料は、UO₂燃料の場合と同様の溶解性を示すと考えられており^③、溶解性に起因する特に顕著な影響は生じないものと考えられる。

また、軽水炉使用済MOX燃料はUO₂燃料と比較してプルトニウム含有量が増加し、また、プルトニウム同位体組成も異なることから、プルトニウムの量と組成に対応した臨界安全管理に対する考慮が必要となる。

また、軽水炉使用済MOX燃料は中性子発生量がUO₂燃料と比較して大幅に増加することから、局部遮へいに鉄板等を用いている機器では中性子遮へいに対する考慮が必要である。さらに、アクチニドによる発熱が増加することから、貯槽等の冷却能力に対する考慮が必要となる。

(2) 今後の検討課題

i) 使用済MOX燃料の溶解性に対する検討課題

使用済MOX燃料の溶解性に関しては、基本的に使用済UO₂燃料と大差ないとの分析結果が報告されているが、実際の運転にあたっては、未照射燃料の溶解試験データの確認や必要に応じ実機の溶解条件による溶解性についての確認を行う必要がある。また、プルトニウム含有率及び白金族元素重量の増加に伴うMOX燃料の不溶解残渣特性も含め、連続運転時に溶解槽内へプルトニウムが蓄積する可能性について検討を行うことが望ましい。

ii) 臨界安全管理技術に対する検討課題

臨界安全対策の具体的例としてはガドリニウム添加運転を行うことが考えられる。なお、ガドリニウム添加はガラス固化体発生量増加への影響が考えられるため、ガドリニウム使用にあたっては、燃焼度モニタの活用も含め合理的な添加方法を検討しておく必要がある。

iii) 遮へい・発熱に対する検討課題

UO₂燃料を取り扱う場合に比べ、中性子遮へいを補強する必要があり、遮へい体に鉄、鉛、鉛ガラスを用いる場合は、遮へい能力について確認が必要である。

また、発熱量の増加に伴う貯槽等の冷却能力について確認する必要がある。

4.3 抽出

1) 分離工程（共除染・分配）

(1) プロセス・設備への影響

軽水炉使用済 MOX 燃料は UO₂ 燃料と比較してプルトニウム含有量が増加し、また、プルトニウム同位体組成も異なることから、プルトニウムの量と組成に対応した臨界安全管理に対する考慮が必要となる。また、 α 線発生量の増加に伴う溶媒劣化（界面クラッド生成等）への影響やキュリウム等の増加による中性子発生量の増加に伴う遮へいに対する考慮が必要になる。さらに、プルトニウム含有量増加に伴う第 3 相形成や高レベル廃液側へのプルトニウム移行量の増加に対する考慮が必要となる。

(2) 今後の検討課題

MOX 燃料溶解液を UO₂ 燃料溶解液等を用いて希釈しプルトニウム濃度を下げる希釈法も含め、抽出フローシートを検討する必要がある。また、抽出フローシートに応じた臨界安全性について確認する必要がある。さらに、MOX 燃料処理時の溶媒劣化の影響や中性子遮へい能力について確認する必要がある。

2) 溶媒洗浄工程

(1) プロセス・設備への影響

軽水炉使用済 MOX 燃料は UO₂ 燃料と比較して α 線発生量が増加することから溶媒劣化物の増加に伴う溶媒洗浄に対する考慮が必要となる。

(2) 今後の検討課題

溶媒劣化の度合いと、必要となる溶媒洗浄能力について確認する必要がある。

3) プルトニウム精製工程

(1) プロセス・設備への影響

軽水炉使用済 MOX 燃料は UO₂ 燃料と比較してプルトニウム含有量が増加し、また、プルトニウム同位体組成も異なることから、プルトニウムの量と組成に対応した臨界安全管理に対する考慮が必要となる。また、 α 線発生量の増加に伴う溶媒劣化への影響及び放射線分解による水素発生に係る評価、並びに中性子発生量の増加に伴う遮へいに対する考慮が必要となる。さらに、プルトニウムによる発熱量が大きくなることから冷却に対する考慮が必要となる。

(2) 今後の検討課題

プルトニウムの量と組成の変化に伴う臨界安全性について確認する必要がある。また、MOX 燃料処理時の溶媒劣化の影響や水素発生に対する貯槽等の水素掃気流量の確認、中性子遮へい能力について確認する必要がある。さらに、貯槽等の冷却能力についても確認する必要がある。

4) ウラン精製工程

(1) プロセス・設備への影響

軽水炉使用済 MOX 燃料は UO₂ 燃料と比較してプルトニウム含有量が増加し、プルトニウム同位体である Pu-241 の絶対量も増加するため、Pu-241 の放射平衡により生成される U-237 (半減期:6.75 日, γ :144.9 keV) の絶対量も増加する。このため、U-237 の増加に対応する γ 線発生に対する考慮が必要となる。

(2) 今後の検討課題

遮へい能力について確認する必要がある。

4.4 製品貯蔵

1) プルトニウム関連工程 (プルトニウム製品貯蔵、ウラン・プルトニウム混合脱硝)

(1) プロセス・設備への影響

軽水炉使用済 MOX 燃料は UO₂ 燃料と比較して α 線発生量が増加することから、溶液

の放射線分解による水素発生に係る評価及び中性子発生量の増加に伴う遮へいに対する考慮が必要になる。また、プルトニウムによる発熱量が大きくなることから、貯蔵時の製品の冷却に対する考慮が必要となる。

(2) 今後の検討課題

溶液貯槽の水素発生に対しては、水素掃気流量について確認する必要がある。また、プルトニウム製品を取り扱う設備（グローブボックス）に対しては、中性子遮へい能力について確認する必要がある。さらに、溶液貯槽での液温上昇に対しては、管理濃度や冷却能力の確認、MOX 粉末の温度上昇に対しては、O/M 比の増加を招く可能性があるため、貯蔵容量管理や冷却能力について確認する必要がある。

2) ウラン関連工程（ウラン脱硝、ウラン製品貯蔵）

(1) プロセス・設備への影響

Pu-241 の放射平衡により生成される U-237（半減期:6.75 日, γ :144.9 keV）の絶対量が増加することから、U-237 の増加に対応する γ 線発生に対する考慮が必要となる。

(2) 今後の検討課題

遮へい能力について確認する必要がある。

4.5 廃棄物

1) 気体廃棄物処理

(1) プロセス・設備への影響

軽水炉使用済 MOX 燃料では UO₂ 燃料と比較して α 放射能が増加し、 β 放射能は、主に I-129、H-3 及び Ru/Rh-106 が増加する。また、Cm 等の自発核分裂が増加するため、工程内で I-131 及びその他の希ガスの発生量が増加する。さらに、C-14 は増加し、Kr-85 は減少する。これら主要核種の環境への放出量及び被ばくに対する考慮が必要となる。

(2) 今後の検討課題

軽水炉使用済 MOX 燃料の処理に伴うオフガス処理工程の処理能力について確認する必要がある。

また、 α 放射能、I-129、I-131、Ru-106 などの増加と Kr-85 の減少など主要核種の放射エネルギーの増減による被ばく評価への影響を確認する必要がある。

2) 低レベル放射性廃棄物処理

(1) プロセス・設備への影響

軽水炉使用済 MOX 燃料では UO₂ 燃料と比較して Pu(α) 放射能が増加することから、海洋放出に対する被ばくに対する考慮が必要となる。

また、 α 放射能増加による溶媒劣化の促進が予想され、アルカリ溶媒洗浄廃液及び廃溶媒の発生量の増加等、 α 放射能の増加に伴う放射性液体廃棄物に対する考慮が必要となる。

さらに、プルトニウムの含有率が増加することから、ハルに付着するプルトニウムが増加すると推定されるため、ハルモニタの測定精度に対する考慮が必要となる。

(2) 今後の検討課題

Pu(α) 放射能増加による被ばく評価への影響を確認する必要がある。

溶媒洗浄能力について確認するとともに、アルカリ溶媒洗浄廃液及び廃溶媒の増加に伴う廃液処理工程への影響（処理能力等）について確認する必要がある。

また、ハルに付着するプルトニウム量測定のための精度向上策について検討を行う必要がある。

3) 高レベル放射性廃棄物処理

(1) プロセス・設備への影響

軽水炉使用済 MOX 燃料では UO₂ 燃料と比較して高レベル放射性廃液中のアメリカシウム、キュリウムが増加し、これに伴い発熱量及び中性子量も大幅に増加することから、貯槽の冷却や溶液の放射線分解による水素発生に係る評価及び遮へいに対する考慮が必要となる。また、高レベル放射性廃液中の白金族が増加することから、ガラス固化処理運転に対する考慮が必要となる。

(2) 今後の検討課題

アメリカシウム、キュリウム等の増加に伴い発熱量が増加することから、高レベル放射性廃液貯槽の冷却能力及び水素掃気能力を検討しておくことが必要である。また、高レベル放射性廃液濃縮・貯蔵、ガラス固化工程での中性子遮へい能力について確認する必要がある。

また、白金族元素濃度上昇に伴うガラス熔融炉の運転性への影響を評価し、運転管理方法について検討を行うことが必要である。

4.6 核計装技術、燃焼計算コード

1) 核計装技術

(1) プロセス・設備への影響

表 4.1 に MOX 燃料再処理における核計装への影響を示す。MOX 燃料再処理では、核計装に対して以下の点を考慮する必要がある。

- 使用済燃料再処理施設の各工程での臨界管理、計量管理、プロセス管理あるいはリーク監視等の目的のための核計装技術に対する測定精度や測定レンジ等の要求仕様が、MOX 燃料で異なる可能性がある。
- 表 3.1.8 においては MOX 燃料では放出中性子量が増加しており、その影響を考慮する必要がある。例えば、
 - －中性子計測系の測定レンジを越える方向である。
 - －アクティブ中性子法では中性子計測系の信号対雑音比（S/N 比）が低下し計測精度を悪くする方向である。
 - －二次 γ 線により γ 線測定系の S/N 比が低下し計測精度を悪くする方向である。
- 表 3.1.8 においては燃料組成が異なっており（プルトニウム含有率の増加、プルトニウム同位体組成の高次化、アクチニドの増加、核分裂生成物の収率の相違）、プルトニウム量測定に用いる相関式（アルゴリズム）が UO₂ 燃料とは異なる。

(2) 今後の検討課題

表 4.2 に MOX 燃料再処理での核計装の検討課題をまとめた。主な検討課題は次のとおりであり、技術的には解決可能と考えられる。

- 各工程で使用される核計装技術に対する要求仕様（測定対象核種や測定精度等）の確認。
- 燃料組成の相違に基づく測定アルゴリズムの見直し。
- 中性子測定系の計測レンジや放出中性子量の増加の S/N 比への影響の確認。検出器周辺機器や遮へい体中で発生する二次 γ 線の増加の γ 線検出器の S/N 比への影響の確認。

2) 燃焼計算コード

燃料サイクルの核種組成評価のための燃焼計算に使用する ORIGEN に代表される核種組成計算コードは、MOX 燃料を含めた断面積ライブラリが国内外で整備されている。また、軽水炉 MOX 燃料の照射後試験結果の報告も国内外で行われており、核種組成計算コードによる燃焼計算結果と照射後試験結果等を比較することで、燃焼計算の妥当性が検証されている。

これらの計算結果を許認可における安全評価に用いる場合、十分な保守性が確保されているか確認を行うことが必要である。

我が国では、マイナーアクチノイド (MA) や核分裂生成物 (FP) のデータの信頼性向上に重点をおいた、JENDL-4.0 の完成が報告されており*4-1、近い将来、ORIGEN等の核種組成計算コードの断面積ライブラリとしてはJENDL-4.0 に基づくライブラリが整備されることも予想される。使用する核種組成計算コードや断面積ライブラリの選定の際には、引き続き燃焼計算コードの整備状況に注意を払う必要がある。

*4-1：柴田他、”原子力開発のための中性子核反応データベース 評価済み核データライブラリ-JENDL-4.0 の完成”、日本原子力学会誌, vol.52, No.12(2010)

表 4.1 MOX 燃料再処理の核計装への影響

工 程	測定装置		影 響
全 体	臨界安全管理用のモニタ		受入貯蔵施設のコンパクト化及び溶解工程の効率化のために、臨界安全管理に燃焼度クレジットを採用する場合、臨界管理のための燃焼度モニタ等の核計装に対する測定精度の要求は燃焼計算コードを用いた計算結果に基づく
受入れ ・貯蔵	燃焼度モニタ	γ線スペクトル法	Cs-137 のみに着目する場合には影響がない。測定精度の要求などから他の核種にも着目する場合、γ線からフィッサイル量を求める相関式が異なる 放出中性子増加により、検出器周辺の機器や遮へい体での二次γ線が増加する
		パッシブ中性子法	放出中性子と燃焼度との相関関係が、UO ₂ 燃料と MOX 燃料とで相違する
		アクティブ中性子法	燃料からの放出中性子の増加により、S/N 比（外部中性子源からの照射の有無での中性子測定結果の差）が異なる
せん断 ・溶解	ハルモニタ	γ線スペクトル法	着目核種のγ線測定結果とフィッサイル量との相関式の見直し
		パッシブ中性子法	Pu 量の測定に Cm-244/Pu 比を用いる場合、Cm-244 が増加していることから、自発核分裂中性子の発生量が高くなるため低い感度の検出器とできる可能性がある。 Cm-244/Pu 比を用いた相関関係が UO ₂ 燃料と異なる
		アクティブ中性子法	外部中性子源からの照射が無い場合の中性子の計数率（バックグラウンド）が大きくなる
抽 出・ 製品貯蔵	中性子線モニタ		Pu 組成や Pu 富化度の違いにより、MOX 燃料での中性子放出量と Pu 量との相関関係が UO ₂ 燃料と異なる Pu の増加や Cm-244 の増加に伴い中性子線量が増加するため、計測レンジに対して考慮する必要がある 使用済 MOX 燃料では UO ₂ 燃料より Am や Cm 等のアクチニドや Pu が増加するため、Pu 濃度監視の有効範囲や再処理工程での中性子増倍効果を考慮する必要がある
	濃度モニタ		溶液に混入している Am や Cm により低エネルギー部分の蛍光 X 線や吸収端が増加する
	α線モニタ		α 放出率から Pu 量に換算するにあたり、Am や Cm 等から放出される α 線と Pu から放出される α 線の弁別ができない Am、Cm 等の α 線放出核種の濃度が大きい溶液では、パルス計数回路で数え落しを考慮する必要がある
	γ線モニタ		放出中性子量が増加するので、検出器周辺の機器や遮へい体での二次γ線の発生が増える

表 4.2 MOX 燃料再処理の核計装での検討課題

工 程	測定装置		検討課題
全 体	モニタ全般		モニタに対する要求仕様（測定対象核種や測定精度等）の確認 測定アルゴリズムのための燃焼計算に使用する計算コードと断面積ライブラリの整備及び妥当性の検証
受入れ ・貯蔵	燃焼度モニタ	γ線スペクトル法	適切な校正方法の検討 検出器周辺の機器や遮へい体での二次γ線を評価し S/N 比を確認
		パッシブ中性子法	燃焼計算結果に基づく放出中性子と燃焼度の相関関係（中性子計数率から燃焼度を求めるアルゴリズム）の見直し UO ₂ 燃料とは相関関係が相違するので、求める燃焼度の相対誤差が要求精度を満足することの確認
		アクティブ中性子法	S/N 比を考慮した外部中性子源の線源強度の検討
せん断 ・溶解	ハルモニタ	パッシブ中性子法	燃焼計算に基づく Cm-244 と Pu 量の相関関係の把握 計測レンジの確認とレンジが不足する場合には高レンジ化の検討
		アクティブ中性子法	S/N 比を考慮した中性子源とする加速器の強度等の仕様の検討 加速器の設置スペースや電源負荷等の確認
抽 出・ 製品貯蔵	中性子線モニタ		妥当性が検証された燃焼計算コードによる中性子放出量と Pu 量との相関関係の再評価 計測レンジの確認（計測レンジが不足する場合には高レンジ化を検討） 検出器周辺の機器や遮へい体での二次γ線を評価し n/γ 感度比を確認（必要な場合には遮へいを強化） Pu 濃度監視の有効範囲の確認と再処理工程での中性子増倍効果を再評価
	濃度モニタ		測定対象とするエネルギーレベルでの S/N 比の確認
	α線モニタ		UO ₂ 燃料との U、Pu の同位体比が相違するため、α放出率から Pu 量に換算式の見直し
	γ線モニタ		検出器周辺の機器や遮へい体での二次γ線を評価し S/N 比を確認

5 まとめ

本年度は、国内外の公開文献を中心に軽水炉使用済 MOX 燃料再処理に関する実績及び技術開発等の調査を行い、196 件の文献についてその詳細を調査した。今後は、本年度入手したが着手していない文献を含め、MOX 燃料再処理に関連する文献調査を継続し、これらの情報を基に国内再処理実証に向けた必要な技術要件について整理していく必要がある。

特に、フランスでは工業規模での再処理実績があり、この際、MOX 燃料の溶解性や臨界安全等を考慮した溶解運転方法の改善や放射線モニタの適合性の検討など各種対策技術の検討がなされており、これらに関する詳細な調査を行うことは、今後の国内でのプルサーマル燃料再処理実証に向けた技術要件の整理に極めて有用である。

再処理を行うに当たっての軽水炉使用済 MOX 燃料の特性（溶解、臨界等）を把握するため、燃焼計算コードを用いた計算を実施し、UO₂ 燃料との比較検討を行った。比較結果によると、軽水炉使用済 MOX 燃料は使用済 UO₂ 燃料と比べ、概ねプルトニウム含有率が 6 倍以上に、 α 放射能及び中性子線が 9 倍以上に、また、発熱量は 2 倍以上に増加する。さらに、白金族元素についても 2 倍程度増加する。

これらの特性に基づき、再処理プロセスに与える影響を溶解性、臨界、遮へい、発熱といった観点から概略評価し、今後検討すべき課題を整理した。再処理施設で MOX 燃料を処理する場合には、上記特性を勘案した設備対応や運転操作上の配慮が必要である。表 5.1 に主な検討課題を示す。

今後は、軽水炉使用済 MOX 燃料の再処理実証に係る許認可要求事項に必要な情報の整理・収集を行うとともに、国内再処理実証に向けた具体的対応策の検討も必要と考える。

表 5.1 プルサーマル燃料再処理に関する主な検討課題

項目	主な検討課題
溶解性	MOX 燃料の溶解性は、燃料製造方法、Pu 含有量及び炉内照射履歴に依存するが、現在の燃料製造法で製造された使用済燃料については、適切な溶解条件により UO ₂ 燃料と同等の溶解性を示すとされており基本的に問題はない。なお、実際の運転にあたっては、未照射燃料の溶解試験データの確認や必要に応じ実機の溶解条件による溶解性についての確認を行うとともに、連続運転時に溶解槽内へ Pu が蓄積する可能性について検討を行うことが望ましい。
臨 界	Pu 含有量の増加に伴う臨界安全を担保する対策を行うことで基本的に問題はない。なお、実際の運転にあたっては、可溶性中性子吸収剤や燃焼度モニタの活用等による合理的な対応策の検討を行うことが望ましい。
遮へい	FP の放射能は UO ₂ 燃料と同レベルであるものの、Pu 及び MA 量の増加による中性子線増加に対する考慮が必要。なお、主に、コンクリート遮へい以外の設備（サンプリング設備等）における遮へい能力の評価、対策を行うことで対応は可能と考えられる。
発 熱	FP の発熱は UO ₂ 燃料と同レベルであるものの、Pu 及び MA 量の増加による発熱に対する考慮が必要。なお、主に、Pu 製品貯蔵、高放射性廃液系における冷却能力や、MOX 製品粉末、ガラス固化体製造への影響についての評価、対策を行うことで対応は可能と考えられる。
α 放射能	Pu の含有量と α 比放射能増加に対する考慮が必要。なお、主に、溶媒劣化（放射線分解、Pu イオン触媒による加水分解）の進行による抽出工程や廃液濃縮工程及び溶媒洗浄工程の洗浄能力に係る評価、対策を行うとともに、Pu 製品溶液貯槽等における水素発生に係る評価、対策を行うことで対応は可能と考えられる。
白金族	白金族元素の増加に対する考慮が必要。なお、白金族を多く含む不溶解残渣についてガラス固化処理を行う場合の運転管理方法の検討を行うことが必要。
核計装	中性子線、α 線の増加への対応や燃料組成の複雑化に伴う測定結果に対する評価アルゴリズムの検討を行うことが必要。
燃焼計算コード	これまでに開発されている燃焼計算コード及びライブラリによる計算結果を、許可における安全評価に用いる場合、十分な保守性が確保されているか確認を行うことが必要。

6 参考文献

今年度調査した文献を以下に示す。

- 1) B. GILLET, et al., “French Experience in MOX Fuel Reprocessing“, RECOD '94, 4A-4 (1994)
- 2) “TECHNICAL REPORT SERIES NO.415 Status and Advances in MOX Fuel Technology“, IAEA, Technical Reports Series No.415 p.93-107 (2003)
- 3) J.P. Gue, M. Philippe, et al., ” FRENCH EXPERIENCE IN MOX FUEL DISSOLUTION” , GLOBAL'93; INTL CONF. ON FUTURE NUCLEAR SYSTEMS: EMERGING FUEL CYCLES & WASTE DISPOSAL OPTIONS, SEATTLE
- 4) JL. Emin, et al., “AREVA NC Experience of Industrial Scale MOX Treatment in UP2-800”, Global2009, p.9024 (2009)
- 5) JL. Emin, et al., “MOX Reprocessing : the success of the first industrial campaign on UP2-800 COGEMA Plant”, Global2005, 6A 150 (2005)
- 6) A.Gay, “MOX fuels Recycling”, RECOD'98, p198-p205 (1998)
- 7) F. Carre and J. M. Delbecq, “Overview on the French Nuclear Fuel Cycle Strategy and Transition Scenarios Studies”, Global2009, 9439 (2009)”
- 8) W. Ochsenfeld, et al., “Experience with the Reprocessing of LWR, Pu Recycle, and FBR Fuel in the MILLI Facility”, KfK2588 (1977)
- 9) H. Kleykamp, “The Composition of Residues from the Dissolution of Irradiated LWR Fuels in Nitric Acid”, International Conference on Nuclear Fuel Reprocessing and Waste Management, Paris, (1987)
- 10) H.J. Schenk, et al.,” Experience with the Use of Recycle Plutonium in Mixed Oxide Fuel in Light Water Reactors in the Federal Republic of Germany”, Nuclear Technology, Vol.43 p.174-185(1979)
- 11) H. O. Willax, et al., “Neuere betriebsergebnisse der WAK”, KfK4476 p.116-143, (1988)
- 12) K. Taguchi, et al., “MOX Reprocessing at Tokai Reprocessing Plant”, Global2007, p.217 (2007)
- 13) Patrice Bernard, “Fuel cycle optimization : French industry experience with recycling and perspectives”, Global2005, Paper No.592 (2005)

- 14) M. Galimberi, et al., "The EDF Strategy of Uranium and Plutonium Recycling in PWRs", Recycling of Plutonium and Uranium in Water Reactor Fuels(IWGFPT/35), IAEA, France, 13-15 Nov. 1989
- 15) P. Daures, "The Back End of the Nuclear Fuel Cycle", Proceedings of RECOD'94, vol. I , Session 1 (1994)
- 16) A. Chotard, et al., "PROMOX: the French R&D Programme on MOX Fuel", Recycling of Plutonium and Uranium in Water Reactor Fuels(IWGFPT/35), IAEA, France, 13-15 Nov. 1989
- 17) M. Arslan, et al., "MOX Fuel Recycling : Present Status and Prospects", GLOBAL 2009, p.9279 (2009)
- 18) J. P. Giraud, "Spent Fuel Reprocessing; the Progressive Industrial Route", International Conference on the Management of Irradiated Nuclear Fuel, Manchester, (1992)
- 19) Patrice Bernard, "French experiences and perspectives on plutonium recycling in the existing power fleet ", Progress in Nuclear Energy, 49, 583-588 (2007)
- 20) P. Bkanoain and G. Chiarelli, "MOX Fuel Experience : Present Status and Future Improvement", GLOBAL2001, 251 (2001)
- 21) C. Cavarec, et al., "Plutonium Recycle Ration Increase in the French PWRs", International Conference on the Management of Irradiated Nuclear Fuel, Manchester, (1992)
- 22) "Status and trend in spent fuel reprocessing", IAEA, IAEA-TECDOC-1467, p51-97 (2005)
- 23) J. L. Guillet, "MOX Fuel Reprocessing and Recycling", Recycling of Plutonium and Uranium in Water Reactor Fuels(IWGFPT/35), IAEA, France, 13-15 Nov. 1989
- 24) A. Bekiarian, et al., "MOX Manufacturing Perspectives in a Fast Growing Future and the MELOX Plant", International Conference on Nuclear Fuel Reprocessing and Waste Management, Sendai, (1991)
- 25) D. Alexandere, et al., "Operational Performance of the Reprocessing Plants of Cogema La Hague Site", RECOD '94 (1994) 4A-2
- 26) S.D.Misra, "Development in back end of the fuel cycle of Indian thermal reactors", 2nd International Conference on ASIAN NUCLEAR PROSPECTS 2010, IL-29(2010)
- 27) E. Blanc, et al., "Spent Nuclear Fuel Cladding Management : The La Hague Reprocessing Plant Experience", GLOBAL 2003, New Orleans, LA, Nov. 16-20, 2003

- 28) W. Ochesenfeld, et al., "Studies on Fast Reactor Fuel Reprocessing in Karlsruhe", Proceeding of Symposium on Fast Reactor Fuel Reprocessing Dounreay, (1979)
- 29) J. R. Stanbridge, "Re-use of Plutonium and Uranium", RECOD'94 6A-1 (1994)
- 30) J. Edwards, "Fuel Cycle Management in the UK - the Past, Present and Future", Global2005, 2C IL004 (2005)
- 31) M. J. Bullock, "A Status Report on the Sellafield THORP Project", International Conference on the Management of Irradiated Nuclear Fuel, Manchester, (1992)
- 32) D. R. Bonser, "THORP - an Approach to the Reprocessing Challenge at Sellafield", International Conference on the Management of Irradiated Nuclear Fuel, Manchester, (1992)
- 33) R. H. Allardice, et al., "Fast Reactor Fuel Reprocessing Experience in the United Kingdom", Nuclear Power Experience Vol.5 p.247-259 (1983)
- 34) J. D. Frew, et al., "Operational Experience in Reprocessing Fast Reactor Fuel at Dounreay", International Conference on Fast Reactor and Related Fuel Cycles, Kyoto, (1991)
- 35) Jennifer L. Alwin, et al., "Plutonium oxide polishing for MOX fuel fabrication", Journal of Alloys and Compounds 444-445 (2007) 565-568
- 36) D.N. Sah, et al., "Post irradiation examination of thermal reactor fuels", Journal of Nuclear Materials 383 (2008) 45-53
- 37) M. Venkataraman, et al., "Operating Experience of Fast Reactor Spent Fuel Reprocessing Facility, CORAL", Global 2009, p.9126(2009)
- 38) Jing CHEN, "Status and future of nuclear fuel cycle in China", 2nd International Conference on ASIAN NUCLEAR PROSPECTS 2010 (2010)
- 39) T.Tsukada, H.Yokoyama, et al., "Dissolution Studies on High Burn-up UO₂ Fuel and MOX LWR Fuel", RECOD 98, Proceedings of 5th International Nuclear Conference on Recycling, Conditioning and Disposal, 1998, in Nice, France, P274
- 40) 根本慎一 他, "高速炉照射済燃料の溶解に関する研究", 動燃技報No.95 (1995)
- 41) H. Yamana, et al., "Perspective on the Japanese next reprocessing for the future transitional period from LWR to FBR", Global2009, 9545 (2009)
- 42) Y. S. Fedorov, et al., "Multiple Recycle of Uranium-Plutonium Fuel in Thermal Reactor WWER-1000", GLOBAL 2009, p.9054 (2009)

- 43) “JENDL-3.3 に基づく ORIGEN2 用断面積ライブラリセット; ORLIBJ33”, JAERI-Data/Code 2004-015, 日本原子力研究所, 2004/11
- 44) E. J. Detileux, et al., “Reprocessing of Plutonium-Enriched Light Water Reactor Fuels”, Nuclear Technology, Vol.61 (1983)
- 45) H. Bairot, et al., “LWR MOX Fuel Experience I Belgium and France with Special Emphasis on Results Obtained in the BR3 PWR”, International Symposium on Improvements in Water Reactor Fuel Technology and Utilization, Stockholm, (1986)
- 46) N.REYNIER TRONCHE, et al., “CEA Preliminary Studies for Industrial MOx Reprocessing: From Laboratory Results to Successful First Industrial Campaign on UP2-800 Areva Plant”, Proceedings of the 16th International Conference on Nuclear Engineering ICONE16-48198(2008), Orlando, Florida, USA
- 47) H.Bairiot and P.Deramaix, “MOX fuel development: yesterday, today and tomorrow”, Journal of Nuclear Materials, Volume 188, June 1992, p.10-18
- 48) H. Bairot, et al., “30 Years Experience on MOX Fuel from R&D to Industrial Utilization”, International Conference on Nuclear Fuel Reprocessing and Waste Management, Sendai, (1991)
- 49) M. Bech, et al., “Problem encountered in MOX Fabrication with Respect to Solubility Criterion”, Recycling of Plutonium and Uranium in Water Reactor Fuels (IWGFPT/35), IAEA, France, 13-15 Nov.1989
- 50) H. Bernard, et al., “Advanced Fuel Fabrication”, Journal of Nuclear Materials, 166(1989)
- 51) J. van Vliet, et al., “MOX Fuel Quality and Reprocessing Requirements”, Recycling of Plutonium and Uranium in Water Reactor Fuels(IWGFPT/35), IAEA, France, 13-15 Nov.1989
- 52) D. Haas, et al., “Mixed-Oxide Fuel Fabrication Technology and Experience at the Belgonucleaire and CFCa Plants and Further Development for the MELOX Plant”, Nuclear Technology, vol. 106, p.60 (1994)
- 53) D. Warin, et al., “Application of the NITROX Process (Thermal Denitration) to Scrap Recycling in a MOX Fabrication Line”, Recycling of Plutonium and Uranium in Water Reactor Fuels(IWGFPT/35), IAEA, France, 13-15 Nov. 1989
- 54) W. E. Unger, et al., “LMFBR Fuel Cycle Studies Progress Report for September 1970, No.19”, ORNL-TM-3180 (Oct. 1970)

- 55) Horst Roepenack, et al., "Experience with the Ammonium Uranyl Carbonate Conversion Process for Mixed-Oxide Fuel Fabrication", American Ceramic Society Bulletin, Vol.63 No.8(1984)
- 56) J. P. Patterson, "Re-use of Uranium and Plutonium - the Benefits of Recycling", International Conference on the Management of Irradiated Nuclear Fuel, Manchester, (1992)
- 57) M. A. Mair, et al., "The Measurement of Neptunium in Fast Reactor Fuel Reprocessing", International Conference on Analytical Chemistry in Nuclear Technology, Karlsruhe(1985)
- 58) J. J. Fabre and F. Rouches, "FBR Fuel Design, Manufacture and Reprocessing Experience in France", International Conference on Fast Reactor and Related Fuel Cycles, Kyoto, (1991)
- 59) J. A. Crofts, et al., "Fast Reactor Oxide Fuel Dissolution Studies in the UK", Symposium on Fast Reactor Fuel Reprocessing, Dounreay, 15-18 May 1979
- 60) P. De Regge, et al., "Dissolution of Mechanically Mixed UO₂-PuO₂ and Insoluble Residue Characteristics: Fast Reactor Fuel Reprocessing", Symposium on Fast Reactor Fuel Reprocessing, Dounreay, 15-18 May 1979
- 61) "「ふげん」MOX燃料の再処理", 動燃技報 No.69、PNC TN1340 89-001
- 62) J. Ohuchi, et al., "Reprocessing Experiments on FBR Spent Fuel in CPF", ANS International Meeting Fuel Reprocessing and Waste Management, Jackson, (1984)
- 63) N. Sasao, et al., "Development of FBR Reprocessing Technology in PNC", International Conference on Nuclear Fuel Reprocessing and Waste Management, Paris, (1987)
- 64) H. Sanyoshi, et al., "Dissolution of Mixed Oxide Spent Fuel from FBR", International Conference on Nuclear Fuel Reprocessing and Waste Management, Sendai, (1991)
- 65) P. Maynadier, "Problems Encountered in MOX Fuel Reprocessing", Recycling of Plutonium and Uranium in Water Reactor Fuels(IWGFPT/35), IAEA, France, 13-15 Nov. 1989
- 66) J. P. Goumondy, et al., "Dissolution des Combustibles MOX programme d'etudes et premiers resultas", International Conference on Nuclear Fuel Reprocessing and Waste Management, Paris, (1987)

- 67) J. C. Boudry and P. Miquel, “Adaptation of the PUREX Process to the Reprocessing of Fast Reactor Fuels”, Proceeding of International Solvent Extraction Conference, Lyon(1974)
- 68) W. E. Unger, et al., “Aqueous Processing of LMFBR Fuels Process Report April 1969, No.2”, ORNL-TM-2585 (May 1969)
- 69) W. E. Unger, et al., “LMFBR Fuel Cycle Studies Progress Report for November, No.9”, ORNL-TM-2795 (Dec. 1969)
- 70) T. R. Barrett, “The Reconstruction of the Fast Reactor Reprocessing Plant, Dounreay”, Symposium on Fast Reactor Fuel Reprocessing, Dounreay(1979)
- 71) H.T. Baker, et al., “The Characterization of insoluble Dissolver Residues and the Development of Treatment Method”, EUR-10823(1986)
- 72) W. E. Unger, et al., “LMFBR Fuel Cycle Studies Progress Report for September, No.7”, ORNL-TM-2748 (Nov.1969)
- 73) W. E. Unger, et al., “Aqueous Processing of LMFBR Fuels Process Report May 1969, No.3”, ORNL-TM-2624 (June 1969)
- 74) W. E. Unger, et al., “LMFBR Fuel Cycle Studies Progress Report for August, No.6”, ORNL-TM-2710 (Oct. 1969)
- 75) W. E. Unger, et al., “LMFBR Fuel Cycle Studies Progress Report No.5”, ORNL-TM-2671 (Aug. 1969)
- 76) W. E. Unger, et al., “LMFBR Fuel Cycle Studies Progress Report for October, No.8”, ORNL-TM-2764 (Nov. 1969)
- 77) W. E. Unger, et al., “LMFBR Fuel Cycle Studies Progress Report for January 1970, No.11”, ORNL-TM-2871 (Feb. 1970)
- 78) B. F. Warner, “A Review of the Suitability of Solvent Extraction for the Reprocessing of Fast Reactor Fuels”, Proceeding of International Solvent Extraction Conference, Lyon(1974)
- 79) Y. Kawaguchi, et al., “MOX 燃料再処理における溶媒劣化(Pu 精製工程における溶媒劣化とその影響)”, 日本原子力学会和文論文誌 (2009)
- 80) H. Goldacker, “Design and Evaluation of Extractors in the First Cycle of a Fast Breeder Reactor Fuel Reprocessing Plant”

- 81) 鈴木豊、他、“ふげん MOX 使用済燃料再処理試験;(8)ハルモニタ適用性評価 (その 1) - 破壊分析によるハルピース中の Pu,Cm,U 測定-”, 日本原子力学会[2010 年秋の大会]要旨集,B57
- 82) P. A. Clark, et al., “Improved Assay of Highly Active Reprocessing Waste by the use of a Linear Accelerator based Neutron Source”, <http://www.pajaritoscientific.com/>
- 83) H. Toubon, et al., “Innovative nuclear measurement techniques used to characterize waste produced by COGEMA’s new compaction facility”, Waste Management 2001, Tucson (USA), February 2001
- 84) K. Matsuda, et al., “The Feasibility Study on Plutonium Concentration Monitoring”, RECOD'91 Proc. Vol.1, p131-140, 1991
- 85) J. L. Szabo, et al., “Non-destructive analysis of uranium and/or plutonium using X-ray(K or L band) Fluorescence excited by sealed sources or X-ray tubes”, Nucl. Instr. And Meth. In Phys. Res. A353, p.668-671, 1994
- 86) 石川和夫、他、“東海再処理工場におけるウラン濃縮度モニタの開発”, 動燃技報 No.66, p.77-81, 1988
- 87) 西田恭輔、他、“プルトニウム濃度測定法の開発ープアマンズデンシメトリーの開発ー”, 動燃技報 No.86, 1993
- 88) “再処理施設における燃焼度計測装置”, TLR-R001, 東芝
- 89) T.Onishi, et al. “Development of Burnup Monitor of LWR Fuel Assemblies for Reprocessing Plant”, ICNC'91, p. II -91, 1991
- 90) M.Ueda, et al., “Basic Studies on Neutron Emission Rate Method for Burnup Measurement of Spent Light-Water-Reactor Fuel Bundle”, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.30 no.1, 48 (Jan.1993)
- 91) M.Ueda, et al., “Active Neutron Multiplication Method for Fuel Lattices in Water”, Nucl. Technol. Vol.97, p.131, 1992
- 92) A.Sasahara, et al., “Neutron and Gamma Ray Source Evaluation of LWR High Burn-up UO₂ and MOX Spent Fuels”, Journal of Nucl. Sci. Technol, Vol.41 No.4, p.448, 2004
- 93) H. Toubon, et al, “Burnup Credit Methodology for UO₂ and MOX Fuel Assemblies in AREVA/COGEMA”, IAEA-TECDOC-1378, p.395, 2003
- 94) A. Lebrun, et al., “Non Destructive Assay of Nuclear LEU Spent Fuels for Burnup Credit Application”, IAEA-TECDOC-1241, p.251, 2001

- 95) A. Lebrun, et al., "Cross-Checking of the Operator Data Used for Burnup Measurements", IAEA-TECDOC-1378, p.402, 2003
- 96) G. Bibnan, et al., "NAJA: A New Non-Destructive Automatic On-Line Device for Fuel Assembly Characterisation and Core Loading Conformity Control", Proc. Am. Nucl. Soc. Top. Meet. Adv. Nucl. Fuel Manag, p,30, 1997
- 97) G. Bignan, et al., "Comparison of Spent-Fuel Assembly Control Devices: The Cadarache Python and LANL's Fork", Trans. Am. Nucl. Soc. Vol.63, p.32, 1991
- 98) A. Lebrum, et al., "SMOPY a New NDA Tool for Safeguards of LEU and MOX Spent Fuel", IAEA-SM-367/14/03, 2003
- 99) T.Doering, et al., "Status of the Multi-Detector Analysis System (MDAS) and the FORK Detector Research Programs", IAEA-TECDOC-1241, p.286, 2001
- 100) R. Ewing, "Burnup Verification Measurements at US Nuclear Utilities Using the FORK System", ICNC'95, p.11-64, 1995
- 101) M. Dennis, et al., "Feasibility of ^{106}Ru peak measurement for MOX fuel burnup analysis", Nucl. Eng. and Design 240, p.3687, 2010
- 102) H. Wurz, et al., "A Nondesutuctive Method for Light Water Reactor Fuel Assembly Identification", Nucl. Technol. Vol. 90, p.191, 1990
- 103) G. Nicolaou, et al., "The use of a CdTe detector under dry conditions on spent nuclear fuel", ESARDA. 17th, p.519, 1995
- 104) G. Fox, et al., "The Development of Radiometric Instrumentation in Support of Sellafield Plants - Session Jo(80)", RECOD'87, p.1015, 1987
- 105) A. Hakansson, et al., "Results of Spent-Fuel NDA with HRGS", ESARDA 15th, p.371, 1993
- 106) 鹿志村卓男、他, "実践!放射線計測応用技術 No.4、核燃料分野、再処理施設", 原子力 eye, Vol.45, No.4, 1999
- 107) 須田静香、他, "ふげん MOX 使用済燃料再処理試験;(8)ハルモニタ適用性評価 (その2) -破壊分析と非破壊測定との比較・評価-", 日本原子力学会[2010 年秋の大会]要旨集, B59, 2010
- 108) A. P. Simpson, et al., "Advanced Non-Destructive Assay Systems and Special Instrumentation Requirements for Spent Nuclear Fuel Recycling Facilities", WM2008 Conf, 2008

- 109) H. Toubon, et al., "Calibration and hot testing of the advanced nuclear measurement systems used for waste characterization in COGEMA's new ACC compaction facility", Waste Management 2003, Tucson(USA), February 2003
- 110) A.G.Croff, "ORIGEN 2: A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristics of Nuclear Materials", Nuclear Technology, 62, 335 (1983)
- 111) Agrenius, L. et al., "Implementation of burnup credit in spent fuel management systems", Proceedings of an Advisory Group meeting held in Vienna, IAEA-TECDOC-1013, 20 - 24 October 1997
- 112) "OECD NEA web site (Data Bank > Computer program services)", http://www.nea.fr/dbprog/cpsabs_d.html
- 113) O. W. Hermann and R. M. Westfall, "ORIGEN-S: SCALE System Module to Calculate Fuel Depletion, Actinide Transmutation, Fission Product Buildup and Decay, and Associated Radiation Source Terms", NUREG/CR-0200, Revision 6, Volume 2, Section F7, ORNL/NUREG/CSD-2 /V2 /R6, September 1998
- 114) "燃焼度クレジットガイド原案", JAERI-Tech 2001-055, 日本原子力研究所, 2001/07
- 115) J. M. Vidal, et al., "CESAR: A Code for Nuclear Fuel and Waste Characterisation", Waste Management Conference, February 26 - March 2, Tucson, AZ, 2006
- 116) I. C. Gauld, et al., "ORIGEN-ARP: Automatic Rapid Processing for Spent Fuel Depletion, Decay, and Source Term Analysis", ORNL/TM-2005/39, Version 6, Vol. I, Sect.D1, January 2009
- 117) A. G. Croff, et al., "Revised Uranium-Plutonium Cycle PWR and BWR Models for the ORIGEN Computer Code", ORNL/TM-6051, Oak Ridge National Laboratory, September 1978
- 118) 須山賢也、他, "JENDL-3.2 に基づく軽水炉 MOX 燃料用 ORIGEN2 ライブラリ", JAERI-Data-Code-2000-036, 日本原子力研究所, 2000/11
- 119) I. C. Gauld, "MOX Cross-Section Libraries for ORIGEN-ARP", ORNL/TM-2003/2, Oak Ridge National Laboratory, July 2003
- 120) "平成 18 年度 全 MOX 炉心核設計手法信頼性実証試験成果報告書", 原子力安全基盤機構, 07 基炉報-0001, 平成 19 年 7 月
- 121) Plerre D'houdt, et al., "The REBUS Experimental Programme for Burn-Up Credit", ICONE12(2004)

- 122) “REBUS 計画の試験結果及び解析”, 原子力安全基盤機構、JNES-SS-0904、2009年11月
- 123) Marc Lippens, et al., “Source Term Assessment: ARIANE Programme”, Proceedings of 8th International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation (ICEM 01), Sep 30 -Oct4 (2001)
- 124) B. Lance, et al., “VALMOX: validation of nuclear data for high burn-up MOX fuels”, Nuclear Engineering and Design 235 (2005) 369-378
- 125) 笹原昭博、他, “高燃焼度 UO₂ 燃料と MOX 燃料の照射後試験と解析コードの評価性能の検討”, 電力中央研究所報告 T:95012, 平成 8 年 1 月
- 126) 松浦文生、他, “MALIBU における高燃焼度 MOX 燃料等の核種組成データ採取と評価
 (1)照射後試験 (MALIBU) における核種組成データ採取
 (2)MALIBU 核種組成データによる原燃工 BWR 設計コードの検証
 (3) MALIBU 核種組成データによる原燃工 PWR 設計コードの検証
 (4) MALIBU 核種組成データによる三菱 PWR 炉心設計コードの検証”,
 日本原子力学会 2008 年秋の大会, A48~A51
- 127) Z. Lovasic and R. Einziger, “International Atomic Energy Agency (IAEA) Activity on Technical Influence of High Burnup UOX and MOX Water Reactor Fuel o Spent Fuel Management”, WM2009 Session59
- 128) L.H. Baetsle and Ch. De Raedt, “Limitations of actinide recycle and fuel cycle consequences. A global analysis Part 2: Recycle of actinides in thermal reactors: impact of high burn up LWR-UO₂ fuel irradiation and multiple recycle of LWR-MOX fuel on the radiotoxic inventory”, Nuclear Engineering and Design 168 (1997) 203-210
- 129) “Mixed Oxide (MOX) Fuel”, Encyclopedia of Materials:Science and Technology (2001) p.5687-5689
- 130) P.Desmoulins, et al., “French MOX Fuel Irradiation Experience and Development”, GLOBAL1997 p.271
- 131) A. L. Mills and E. Lillyman, “A Review of Metallic Reactor Fuel Reprocessing at Dounreay”, Proceeding of International Solvent Extraction Conference, Lyon(1974)
- 132) W. S. Groenier and W. D. Burch, “Fast Reactor Fuel Reprocessing Development in the United States- An Overview”, Symposium on Fast Reactor Fuel Reprocessing, Dounreay (1979)

- 133) E. D. Collins, et al., "Coproducting Solvent-Extraction Flowsheet Studies for LWR and FBR Fuels", International Topical Meeting on Nuclear Fuel Cycle and Waste Disposal, Brussels, Belgium, (1982)
- 134) M. Puyou, et al., "Conditioning of Nuclear Cladding Wastes by Melting", International Conference on Fast Reactor and Related Fuel Cycles, Kyoto, (1991)
- 135) A. C. Fryer, et al., "The Plant Safety Case for the Thermal Oxide Reprocessing Plant at Sellafield", International Conference on the Management of Irradiated Nuclear Fuel, Manchester (1992)
- 136) D. L. Lamberd, et al., "Development of the FFTF Rotary Shear", International Conference on Nuclear Fuel Reprocessing and Waste Management, Paris, (1987)
- 137) J. P. Glantz, et al., "Dissolution of Different Types of Nuclear Fuels in Nitric Acid", International Conference on Nuclear Fuel Reprocessing and Waste Management, Paris, (1987)
- 138) G. Malterre, et al., "Remise en etat apres 20 ans d'exploitation et redemarrage de l'atelier pilote de retraitement marcoule", International Conference on the Management of Irradiated Nuclear Fuel, Manchester (1992)
- 139) J. P. Goumondy, et al., "Mesure de la vitesse de dissolution de pastilles d'oxyde d'uranium gainees non irradiees", CEA-N-1341(1969)
- 140) W. Anspach, et al., "Transport / Storage Cask for Long Cooled Spent Fuel Elements", High Level Radioactive Waste and Spent Fuel Management, Vol.2(1989)
- 141) L. Cecille, et al., "Decategorisation of Alpha Waste in Terms of Disposal Route-Main Achievements and Prospects", Safe Management and Disposal of Nuclear Waste (SAFEWASTE '93), Avignon, 13-18 June 1993
- 142) Ph. Pradel, et al., "Recent Achievements and Further Waste Minimization at La Hague Plants", Safe Management and Disposal of Nuclear Waste (SAFEWASTE '93), Avignon, 13-18 June 1993
- 143) S. Runge, et al., "Advanced Purex Process and Reduction of Waste Volume at La Hague", ASME International Conference on Nuclear Waste Management and Environmental Remediation, Czech, 5-11 Sep. 1993
- 144) "Study on Effect of Multiple Recycling of Plutonium on Problem Pertaining to Radiation Protection in a Mixed Oxide Fuel Fabrication Plant", EUR-7354, Journal of Nuclear Science and Technology, pp.1-30, (1981)

- 145) W. Hauser, et al., "Thermal Loading of a Repository for Vitrified High Level Radioactive Wastes from Reprocessed LWR Spent Fuel Including Plutonium-Recycling, and from FBR Spent Fuel", Waste Management Vol.1989, No.1 p.635-659
- 146) A. V. Bychkov, et al., "Pyroelectrochemical Reprocessing of Irradiated Uranium Oxide Fuel for Fast Reactors", International Conference and Technology Exhibition (GLOBAL '93), Seattle, Sep. 12-17 (1993)
- 147) O. V. Skiba, et al., "Technology of Pyroelectrochemical Reprocessing and Production of Nuclear Fuel", International Conference and Technology Exhibition (GLOBAL '93), Seattle, Sep. 12-17 (1993)
- 148) C. Phillips, et al., "Commissioning of the Solvent Extraction Process in the Thermal Oxide Reprocessing Plant", International Solvent Extraction Conference (ISEC), York, Sep. 9-15 (1993)
- 149) I. S. Denniss, et al., "Process Development for a Future Reprocessing Plant", International Solvent Extraction Conference (ISEC), York, Sep. 9-15 (1993)
- 150) T. Usami, et al., "Photochemical Reduction of U(IV) at Low Temperature in Aqueous Nitric Acid Solution and Its Application Feasibility to Solvent Extraction Process", International Solvent Extraction Conference (ISEC), York, Sep. 9-15 (1993)
- 151) D. S. Wisnubroto, et al., "Extraction Behaviour of Nitric Acid and Neptunium Using CMPO + TBP Mixtures", International Solvent Extraction Conference (ISEC), York, Sep. 9-15 (1993)
- 152) J. Constant, et al., "Experience acquise a La Hague sur le controle des coques", Nuclear Safeguards Technology II , 669(1978) IAEA-SM-231/46
- 153) J. Malherbe, et al., "Influence of High Burn Up Nuclear Fuel and MOX on the High Level Reprocessing Waste", International Topical Meeting on High Level Radioactive Waste Management, Las Vegas, Apr. 8-12 (1990)
- 154) J. Colas, et al., "Fast Breeder Reactor Fuel Reprocessing R&D Technological Development for a Commercial Plant", International Conference on Fast Breeder System: Experience Gained and Path to Economic Power Generation, Paxco, Wash. (1987)
- 155) H. Kleykamp, "The Composition of Residues from the Dissolution of Irradiated LWR Mixed Oxide with Recycling Plutonium", Atomwirtschaft-Atomtechnik, vol.27, 385 (1982)

- 156) H. Kleykamp, "Studies of the Composition of Solution Residues from the Reprocessing of LWR Fuel Pins", KfK-2665 (1978)
- 157) J. Edwards, et al., "MOX Fuel Production in the UK's MOX Demonstration Facility", Proceedings of RECOD'94, vol. I , 6A (1994)
- 158) H. Bairiot, et al., "Commercial MOX Fuel; The Experiment and Demonstration Background", IWGFPT/35, IAEA, Vienna, p.181(1990)
- 159) J. L. Charles, et al., "Transportation of Nuclear Material in France, COGEMA and EDF Policy", Proceedings of RECOD'94, Vol. I ,5B (1994)
- 160) B. Herrmann, et al., "Iodine-131 in the Off-gas of Karlsruhe Reprocessing Plant (WAK)", Proceedings of RECOD'94, Vol.III, Session. Dissolver Off-Gas Treatment and Iodine Retention (1994)
- 161) 山本俊弘、他, "溶解工程の臨界安全解析における安全裕度の検討", JAERI-TR-93-218(1993)
- 162) 大村博志、他, "廃棄物の臨界に及ぼす超ウラン元素の影響", KURRI-TR-257, 68-72 (1984)
- 163) "Final Generic Environmental Statement on the Use of Recycle Plutonium in Mixed Oxide Fuel in Light Water Cooled Reactor", NUREG-002
- 164) H.Kleykamp, "Residues from the dissolution of KNK I /II fuel in nitric acid after different burnups up to 18.5 %", RECOD'94
- 165) J.Noïrot, et al., "Detailed characterisations of high burn-up structures in oxide fuels", Journal of Nuclear Materials 372(2008) 318-339
- 166) A.S.Gerasimov, et al., "Long-term behavior of radiotoxicity and decay heat power of spent uranium-plutonium and thorium fuel", State Scientific Center of the Russian Federation, ATALANTE2000 P5-7
- 167) Didier Haas and Marc Lippens, "MOX Fuel Fabrication and In-Reactor Performance", GLOBAL'97, p.489
- 168) Marc Lippens, et al., "Plutonium ageing and MOX fuel performance", GLOBAL 2005, p.23
- 169) A. Sasahara et al., "Post Irradiation Examinations of MOX Spent Fuel for Interim Dry Storage", GLOBAL1997 p.504

- 170) Arthur Roberts, “Progress in MOX fuel Fabrication”, GLOBAL1997, p.1111
- 171) A. Vandergheynst and Y. Vanderborck, “MIMAS, a Mature and Flexible Process to Convert the Stockpile of Separated Civil and Weapon Grade Plutonium into MOX Fuel for Use in LWR's”, GLOBAL2001, p.217
- 172) Denis Hugelmann and Jurgen Krellmann, “MOX Fuel Fabrication in France : a Mature Industry”, RECOD'98, p.167
- 173) Hiroyuki OIGAWA et al., “Parametric Survey on Possible Impact of Partitioning and Transmutation of High-Level Radioactive Waste”, GLOBAL2005, p.266
- 174) 宝徳忍、他, “使用済 MOX 燃料による抽出分離試験”, 日本原子力学会「2005 年秋の大会」
- 175) 清野、他, “燃料集合体の非破壊燃焼度測定技術の現状”, 日本原子力学会誌 Vol.28, No.8, p.736, 1986,
- 176) 佐野明、他, “中性子消滅時間差法によるハルモニタの開発”, 第 9 回核物質管理学会年次大会論文集、p.42(1988)
- 177) C. Bernard, et al., “Advanced Purex Process for the New French Reprocessing Plants”, GLOBAL'93, p57-62, 1993
- 178) Tracy S. Rudisill, “Decontamination of Zircaloy cladding hulls from spent nuclear fuel”, Journal of Nuclear Materials, Volume 385, Issue1, p.193-195, 15 March 2009
- 179) M. M. Pickrell and P. K. Kendall, “The Synchronous Active Neutron Detection Assay System”, LA-UR-94-2501, 1994
- 180) H. Wurz, et al., “Nondestructive determination of residual fuel on leached hulls and dissolver sludges from LWR fuel reprocessing”, Nuclear Engineering and Design, Volume118, Issue1, p.123-131, 1 March 1990
- 181) NUKEM, “Fissile Element Monitoring Systems (FEMOS)”, Nuclear Monitoring Systems and their Application
- 182) A. Bushuev, et al., “Gamm-Spectroscopy Methodology for Simultaneous Determination of Mass and Isotopic Composition of Large Plutonium Samples”, Nucl. Tech. Vol.170, May 2010
- 183) K. J. Hofstetter, et al., “On-Line Radiation Monitoring at a Nuclear Fuel Reprocessing Plant”, Nucl. Tech. Vol. 49, p.443-457, Aug. 1980
- 184) 小田哲三、他, “廃棄物・核物質管理における放射線計測”, 放射線, Vol.23, p.63-79, 1997

- 185) K. R. Whitehouse and C. H. Orr, "Provision of NDA Instrumentation for the Control of Operations on Plutonium Finishing and Waste Plants at the Sellafield Nuclear Fuel Reprocessing Facility", <http://www.pajaritoscientific.com/>
- 186) Mary Bliss, et al., "A MOX fuel attribute monitor", Nucl. Instr. and Meth. in Phys. & Res. A570, Issue1.21, p.305-308, 2007
- 187) 白田重和、他, "回転ドラム式アルファモニターの改良とその性能試験", 第18回核物質管理学会日本支部年次大会 論文集, 1997
- 188) 安田健一郎、他, "核燃料施設の安全性に関する研究、3.1.9 放射性物質の監視技術の開発", JAERI-Conf 2001-015, p.46, 2001
- 189) Kazumi Asahi, et al., "Irradiation and Post Irradiation Testing Program of BWR MOX Fuel Rods", Proc. of International Topical Meeting on Light Water Reactor Fuel Performance, West Palm Beach, April, 1994
- 190) S. Inoue, et al., "The Results of PIE on MOX Fuel Rods Irradiated in MIHAMA Unit 1", Proc. of International Topical Meeting on Light Water Reactor Fuel Performance, West Palm Beach, April, 1994
- 191) 市川達生、他, "わが国における MOX 燃料の照射実証および照射後試験", 日本原子力学会誌, Vol.39, No.2, 1997
- 192) "Measurement of Burnup and Neutron Emission Rates from a Spent MOX Fuel", Proceedings ICNC'99, Sixth International Conference on Nuclear Criticality Safety, September, 1999
- 193) 安藤良平、高野秀機, "使用済軽水炉燃料の核種組成評価", JAERI-Research 99-004, 1999/2
- 194) "軽水炉次世代燃料の炉物理に関するベンチマーク問題の提案及び解析結果", 日本原子力研究所 炉物理研究委員会, JAERI-Research 2001-046, 2001/10
- 195) "軽水炉次世代燃料の炉物理ベンチマーク解析結果の検討", 日本原子力研究所 炉物理研究委員会, JAERI-Research 2004-004, 2004/3
- 196) P. Cousinou, et al., "Taking burnup credit into account in criticality studies: the situation as it is now and the prospect for the future", Nuclear Engineering and Design, Volume 208, Issue 2, 1 Sep. 2001, p.205-214

7 要旨集

文献番号 1	タイトル French Experience in MOX Fuel Reprocessing
出典	B. GILLET, et al., RECOD '94, 4A-4 (1994)
大分類	<input checked="" type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input checked="" type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input checked="" type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	処理実績、溶解性、APM、UP2-400、分配、ハル、ウラン希釈

文献番号 2	タイトル TECHNICAL REPORT SERIES NO.415 Status and Advances in MOX Fuel Technology
出典	IAEA, Technical Reports Series No.415 p.93-107 (2003)
大分類	<input checked="" type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	処理実績、フランス、イギリス、日本、ロシア、ドイツ、溶解

文献番号 3	タイトル FRENCH EXPERIENCE IN MOX FUEL DISSOLUTION
出典	J.P. Gue, M. Philippe, et al., GLOBAL'93; INTL CONF ON FUTURE NUCLEAR SYSTEMS: EMERGING FUEL CYCLES & WASTE DISPOSAL OPTIONS, SEATTLE
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input checked="" type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	不溶解残渣、再処理経験

文献番号 4	タイトル AREVA NC experience of industrial scale MOX treatment in UP2-800
出典	JL. Emin, et al., Global2009, p.9024 (2009)
大分類	<input checked="" type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input checked="" type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input checked="" type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	UP2、処理実績、溶解、抽出、ウラン希釈

文献番号 5	タイトル MOX reprocessing: The success of the first industrial campaign on UP2-800 COGEMA Plant
出典	JL. Emin et al., Global2005, 6A 150 (2005)
大分類	<input checked="" type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input checked="" type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input checked="" type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input checked="" type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	溶解条件、UP2-800、未溶解 Pu、ウラン希釈、Gd

文献番号 6	タイトル MOX Fuels Recycling
出典	A.Gay, RECOD'98, p198-p205 (1998)
大分類	<input checked="" type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	spent MOX fuel, MOX solubility, La Hague, MELOX, flexibility

文献番号 7	タイトル Overview on the French Nuclear Fuel Cycle Strategy and Transition Scenario Studies
出典	F. Carre and J. M. Delbecq, Global2009, 9439 (2009)
大分類	<input checked="" type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	フランス、展望、移行シナリオ、Am、Np

文献番号 8	タイトル Experience with the Reprocessing of LWR, Pu Recycle, and FBR Fuel in the MILLI Facility
出典	W. Ochsenfeld, et al., KfK2588 (1977)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input checked="" type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input checked="" type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	Zr-DBP(分配係数、溶解度、析出、クラッド)、Np 挙動、MILLI

文献番号 9	タイトル The Composition of Residues from the Dissolution of Irradiated LWR Fuels in Nitric Acid
出典	H. Kleykamp, International Conference on Nuclear Fuel Reprocessing and Waste Management, Paris, (1987)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input checked="" type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	不溶解残渣(組成,化学状態,構造)

文献番号 10	タイトル Experience with the Use of Recycle Plutonium in Mixed Oxide Fuel in Light Water Reactors in the Federal Republic of Germany
出典	H.J. Schenk, et. al., Nuclear Technology, Vo1.43 p.174-185(1979)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input checked="" type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	溶解、再処理経験

文献番号 11	タイトル Neuere betriebsergebnisse der WAK
出典	H. O. Willax, et al., KfK4476 p.116-143, (1988)
大分類	<input checked="" type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	WAK、再処理実績

文献番号 12	タイトル MOX Reprocessing at Tokai Reprocessing Plant
出典	K. Taguchi et al., Global2007, p.217 (2007)
大分類	<input checked="" type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input checked="" type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input checked="" type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	ふげん、TRP、溶解、不溶解残渣、溶媒劣化

文献番号 13	タイトル Fuel cycle optimization : French industry experience with recycling, and perspective
出典	Patrice BERNARD, Global2005, Paper No.592 (2005)
大分類	<input checked="" type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input checked="" type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input checked="" type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	フランス、MOX 利用、核燃料サイクル、運転経験、展望、廃棄物処理

文献番号 14	タイトル The EDF Strategy of Uranium and Plutonium Recycling in PWRs
出典	M. Galimberi, et al., Recycling of Plutonium and Uranium in Water Reactor Fuels(IWGFPT/35), IAEA, France, 13-15 Nov. 1989
大分類	<input checked="" type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	Pu 利用、回収ウラン、バックエンド、MOX 装荷割合

文献番号 15	タイトル The Back End of the Nuclear Fuel Cycle
出典	P. Daures, Proceedings of RECOD'94, vol. I , Session 1 (1994)
大分類	<input checked="" type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	プルトニウム利用 (軽水炉)、再処理、燃料製造、中間貯蔵

文献番号 16	タイトル PROMOX: the French R&D Programme on MOX Fuel
出典	A. Chotard, et al., Recycling of Plutonium and Uranium in Water Reactor Fuels(IWGFPT/35), IAEA, France, 13-15 Nov. 1989
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	照射試験、照射後試験、FP ガス、破壊分析、粉末混合

文献番号 17	タイトル MOX FUEL RECYCLING : Present status and prospects
出典	M. Arslan, et al., GLOBAL 2009, p.9279 (2009)
大分類	<input checked="" type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	MOX, Recycling, La Hague, MELOX

文献番号 18	タイトル Spent Fuel Reprocessing; the Progressive Industrial Route
出典	J. P. Giraud, International Conference on the Management of Irradiated Nuclear Fuel, Manchester, (1992)
大分類	<input checked="" type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input checked="" type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	再処理経験

文献番号 19	タイトル French experience and perspectives on plutonium recycling in the existing fleet
出典	Patrice Bernard, Progress in Nuclear Energy, 49, 583-588 (2007)
大分類	<input checked="" type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	MOX 燃焼度、燃料製造、廃棄物量、展望

文献番号 20	タイトル MOX FUEL EXPERIENCE: PRESENT STATUS AND FUTURE IMPROVEMENTS
出典	P. Bkanoain and G. Chiarelli, GLOBAL2001, 251 (2001)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	燃料製造、高燃焼度、Pu クラスタ

文献番号 21	タイトル Plutonium Recycle Ratio Increase in the French PWRs
出典	C. Cavarec, et al., International Conference on the Management of Irradiated Nuclear Fuel, Manchester, (1992)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	Pu リサイクル比、運転サイクル

文献番号 22	タイトル Status and trends in spent fuel reprocessing
出典	IAEA, IAEA-TECDOC-1467, p51-97 (2005)
大分類	<input checked="" type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	方針、中国、ロシア、フランス、イギリス、日本、アメリカ

文献番号 23	タイトル MOX Fuel Reprocessing and Recycling
出典	J. L. Guillet, Recycling of Plutonium and Uranium in Water Reactor Fuels(IWGFPT/35), IAEA, France, 13-15 Nov. 1989
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input checked="" type="checkbox"/> 臨界 <input checked="" type="checkbox"/> 遮へい <input checked="" type="checkbox"/> 発熱 <input checked="" type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input checked="" type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input checked="" type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	Pu リサイクル、UP2、希釈処理、MOX 特徴 放射エネルギー、中性子放出量、Pu 含有量、 α 線放出量、Pu-238

文献番号 24	タイトル MOX Manufacturing Perspectives in a Fast Growing Future and the MELOX Plant
出典	A.Bekiarian, et al., International Conference on Nuclear Fuel Reprocessing and Waste Management, Sendai, (1991)
大分類	<input checked="" type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	Pu 生産量予測、燃料製造(同位体均一性,溶解性)、 MELOX プラント

文献番号 25	タイトル OPERATIONAL PERFORMANCE OF THE REPROCESSING PLANTS OF COGEMA LA HAGUE SITE
出典	D. Alexandere, et al., RECOD '94 (1994) 4A-2
大分類	<input checked="" type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	MOX 再処理、UP2、UP3、廃棄物

文献番号 26	タイトル Development in back end of the fuel cycle of Indian thermal reactors
出典	S.D. Misra, 2nd International Conference on ASIAN NUCLEAR PROSPECTS 2010, IL-29, (2010)
大分類	<input checked="" type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料特性 <input type="checkbox"/> 再処理特性 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物処理 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	インド、再処理工場、タラプール、カルパカム、トロンベイ

文献番号 27	タイトル Spent Nuclear Fuel Cladding Management: The La Hague Reprocessing Plant Experience
出典	E. Blanc, et al., GLOBAL 2003, New Orleans, LA, Nov. 16-20, 2003
大分類	<input checked="" type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input checked="" type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input checked="" type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	ハル、減容化、せん断機、 Dosing separator

文献番号 28	タイトル Studies on Fast Reactor Fuel Reprocessing in Karlsruhe
出典	W. Ochesenfeld, et al., Proceeding of Symposium on Fast Reactor Fuel Reprocessing Dounreay, (1979)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input checked="" type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input checked="" type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	せん断・溶解・清澄(不溶解残渣)、抽出(FP/TRU の移行量)

文献番号 29	タイトル RE-USE OF PLUTONIUM AND URANIUM
出典	J. R. Stanbridge, RECOD'94 6A-1 (1994)
大分類	<input checked="" type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	イギリス、回収ウラン、燃料製造、Pu 利用方針

文献番号 30	タイトル Fuel cycle management in the UK – The Past, Present and Future
出典	J. Edwards, Global2005, 2C IL004 (2005)
大分類	<input checked="" type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	PFR、AGR、Magnox、ドーンレイ、セラフィールド、D1206、THORP、

文献番号 31	タイトル A Status Report on the Sellafield THORP Project
出典	M. J. Bullock., International Conference on the Management of Irradiated Nuclear Fuel, Manchester, (1992)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	THORP, U 回収率, 建設

文献番号 32	タイトル THORP - an Approach to the Reprocessing Challenge at Sellafield
出典	D. R. Bonser, International Conference on the Management of Irradiated Nuclear Fuel, Manchester, (1992)
大分類	<input checked="" type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input checked="" type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input checked="" type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input checked="" type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input checked="" type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input checked="" type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	THORP, せん断機、遠心清澄機、パルスカラム、溶媒洗浄、ソルトフリー、ガラス固化、セメント固化

文献番号 33	タイトル Fast Reactor Fuel Reprocessing Experience in the United Kingdom
出典	R. H. Allardice, et al., Nuclear Power Experience Vol.5 p.247-259 (1983)
大分類	<input checked="" type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input checked="" type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	ドーンレイ、DFR、PFR

文献番号 34	タイトル Operational Experience in Reprocessing Fast Reactor Fuel at Dounreay
出典	J. D. Frew, et al., International Conference on Fast Reactor and Related Fuel Cycles, Kyoto, (1991)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input checked="" type="checkbox"/> 放出放射能 <input type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input checked="" type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input checked="" type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input checked="" type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input checked="" type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	ドーンレイ, PFR, 機械的処理, 遠心清澄, オフガス, ヨウ素, Kr-85, 除染係数(Zr-95/Nb-95, Ru-106/Rh)

文献番号 35	タイトル Plutonium oxide polishing for MOX fuel fabrication
出典	Jennifer Louise Alwin et al., Journal of Alloys and Compounds 444-445 (2007) 565-568
大分類	<input checked="" type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input checked="" type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input checked="" type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	兵器プルトニウム、溶解、清澄

文献番号 36	タイトル Post irradiation examination of thermal reactor fuels
出典	D.N. Sah et al., Journal of Nuclear Materials 383 (2008) 45-53
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	PIE

文献番号 37	タイトル Operating experience of Fast Reactor Spent Fuel Reprocessing facility, CORAL
出典	M. Venkataraman, et al., Global 2009, p.9126 (2009)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input checked="" type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input checked="" type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input checked="" type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	インド、高速増殖炉、シュウ酸沈殿、炭化物燃料

文献番号 38	タイトル Status and future of nuclear fuel cycle in China
出典	Jing CHEN, 2nd International Conference on ASIAN NUCLEAR PROSPECTS 2010 (2010)
大分類	<input checked="" type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料特性 <input type="checkbox"/> 再処理特性 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物処理 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	中国、LNFC、再処理工場、ロードマップ、TRPO、核変換

文献番号 39	タイトル DISSOLUTION STUDIES ON HIGH BURN-UP UO2 FUEL AND MOX LWR FUEL
出典	T.Tsukada, H.Yokoyama, et al., RECOD 98, Proceedings of 5th International Nuclear Conference on Recycling, Conditioning and Disposal, 1998, in Nice, France, P274
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input checked="" type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	溶解挙動試験、不溶解残渣

文献番号 40	タイトル 高速炉照射済燃料の溶解に関する研究
出典	根本慎一 他、動燃技報No.95 (1995)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input checked="" type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input checked="" type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	溶解速度、不溶解残渣、開口率、 ⁸⁵ Kr、放出率、表面積

文献番号 41	タイトル Perspective on the Japanese next reprocessing for the future transitional period from LWR to FBR
出典	H. Yamana et al., Global2009, 9545 (2009)
大分類	<input checked="" type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料特性 <input type="checkbox"/> 再処理特性 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物処理 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	日本、展望、再処理工場、LWR、FBR、MOX、移行期、再処理需要

文献番号 42	タイトル Multiple Recycle of Uranium-Plutonium Fuel in Thermal Reactors WWER -1000
出典	Y. S. Fedorov, et al., GLOBAL 2009, p.9054 (2009)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	WWER-1000, REMIX fuel, Multiple recycle

文献番号 43	タイトル JENDL-3.3に基づく ORIGEN2 用ライブラリセット : ORLIBJ33
出典	日本原子力研究所, JAERI-Data-Code-2004-015, 2004/11
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関係 <input type="checkbox"/> 再処理関係 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	ORIGEN2、軽水炉 MOX 燃料、ORIGEN ライブラリ、JNDL3.3、ORLIBJ33

文献番号 44	タイトル Reprocessing of Plutonium-Enriched Light Water Reactor Fuels
出典	E. J. Detileux, et al., Nuclear Technology, Vol.61 (1983)
大分類	<input checked="" type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input checked="" type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input checked="" type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input checked="" type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	ユーロケミックプラント、MOX 使用済燃料の特性、MOX 使用済燃料再処理特性

文献番号 45	タイトル LWR MOX Fuel Experience in Belgium and France with Special Emphasis Placed on Results Obtained in the BR3 PWR
出典	H. Bairot, et al., International Symposium on Improvements in Water Reactor Fuel Technology and Utilization, Stockholm, (1986)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	燃料製造プロセス(Pu 溶解性、燃焼時の発熱率、不溶解残渣)

文献番号 46	タイトル CEA PRELIMINARY STUDIES FOR INDUSTRIAL MOX REPROCESSING: FROM LABORATORY RESULTS TO SUCCESSFUL FIRST INDUSTRIAL CAMPAIGN ON UP2-800 AREVA PLANT
出典	N.REYNIER TRONCHE, et al., Proceedings of the 16th International Conference on Nuclear Engineering ICONE16-48198 (2008), Orlando, Florida, USA
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input checked="" type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	CEA、UP2-800、溶解速度、Pu 不溶性

文献番号 47	タイトル MOX fuel development: yesterday, today and tomorrow
出典	H.Bairiot and P.Deramaix, Journal of Nuclear Materials, Volume 188, June 1992, p.10-18
大分類	<input checked="" type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	燃料製造技術、Pu 同位体組成比

文献番号 48	タイトル 30 Years Experience on MOX Fuel from R&D to Industrial Utilization
出典	H. Bairot, et al., International Conference on Nuclear Fuel Reprocessing and Waste Management, Sendai, (1991)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	Belgonuclaire、製造プラント(Puの高次化,同位体均一性,溶解性)

文献番号 49	タイトル Problem encountered in MOX Fabrication with Respect to Solubility Criterion
出典	M. Bech, et al., Recycling of Plutonium and Uranium in Water Reactor Fuels(IWGFPT/35), IAEA, France, 13-15 Nov. 1989
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	COGEMA、溶解性(未溶解Pu)、燃料加工(COCAプロセス、MIMASプロセス)

文献番号 50	タイトル Advanced Fuel Fabrication
出典	H. Bernard, et al., Journal of Nuclear Materials, 166(1989)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	Marcoule、Melox、U,Pu 酸化物粉末混合、溶解性(不溶解残渣)

文献番号 51	タイトル MOX Fuel Quality and Reprocessing Requirements
出典	J. van Vliet, et al., Recycling of Plutonium and Uranium in Water Reactor Fuels(IWGFPT/35), IAEA, France, 13-15 Nov.1989
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input checked="" type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	ベルゴニュークリア社、MIMASプロセス、燃料品質、溶解性

文献番号 52	タイトル Mixed-Oxide Fuel Fabrication Technology and Experience at the Belgonucleaire and CFCa Plants and Further Development for the MELOX Plant
出典	D. Haas, et al., Nuclear Technology, vol. 106, p.60 (1994)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 解・ <input type="checkbox"/> 溶清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	MIMAS 法、COCA 法、DEMOX、MELOX、CFCa

文献番号 53	タイトル Application of the NITROX Process (Thermal Denitration) to Scrap Recycling in a MOX Fablication Line
出典	D. Warin, et al., Recycling or Plutonium and Uranium in Water Reactor Fuels(IWGFPT/35), IAEA, France, 13-15 Nov. 1989
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	MELOX 施設、NITROX 法、製品化(転換)

文献番号 54	タイトル LMFBR Fuel Cycle Studies Progress Report for September 1970, No.19
出典	W. E. Unger, et al., ORNL-TM-3180 (Oct. 1970)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input checked="" type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input checked="" type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input checked="" type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	せん断・溶解・清澄(臨界,不溶解残渣)、廃棄物処理(ガス)

文献番号 55	タイトル Experience with the Ammonium Uranyl Carbonate Conversion Process for Mixed-Oxide Fuel Fabrication
出典	Horst Roepenack, et al., American Ceramic Society Bulletin, Vol.63 No.8(1984)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	ALKEM、PuO ₂ スポット、炭酸アンモニウム塩、転換プロセス、AUPuCプロセス

文献番号 56	タイトル Re-use of Uranium and Plutonium - the Benefits of Recycling
出典	J. P. Patterson, International Conference on the Management of Irradiated Nuclear Fuel, Manchester, (1992)
大分類	<input checked="" type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料特性 <input type="checkbox"/> 再処理特性 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	再処理経験(サイクルコスト)

文献番号 57	タイトル The Measurement of Neptunium in Fast Reactor Fuel Re-processing
出典	M. A. Mair, et al., International Conference on Analytical Chemistry in Nuclear Technology, Karlsruhe(1985)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input checked="" type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input checked="" type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	抽出(溶媒再生、FP/TRU の移行量)、製品化(精製、Np の除去)、再処理経験

文献番号 58	タイトル FBR Fuel Design, Manufacture and Reprocessing Ex-perience in France
出典	J. J. Fabre and F. Rouches, International Conference on Fast Reactor and Related Fuel Cycles, Kyoto, (1991)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	再処理経験

文献番号 59	タイトル Fast Reactor Oxide Fuel Dissolution Studies in the UK
出典	J. A. Crofts, et al., Symposium on Fast Reactor Fuel Reprocessing, Dounreay, 15-18 May 1979
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input checked="" type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input checked="" type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	せん断・溶解・清澄：溶解挙動、不溶性残渣、ハル

文献番号 60	タイトル Dissolution of Mechanically Mixed UO ₂ -PuO ₂ and Insoluble Residue Characteristics: Fast Reactor Fuel Reprocessing
出典	P.De Regge, et al., Symposium on Fast Reactor Fuel Reprocessing, Dounreay, 15-18 May 1979
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input checked="" type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input checked="" type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	せん断・溶解・清澄：溶解挙動、不溶解残渣

文献番号 61	タイトル 「ふげん」MOX燃料の再処理
出典	動燃技報 No.69、PNC TN1340 89-001
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input checked="" type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input checked="" type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input checked="" type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	MOX燃料の貯蔵、せん断・溶解・清澄、抽出、製品化(精製)、再処理経験(ふげん,ATR,MOX使用済燃料,東海再処理工場)

文献番号 62	タイトル Reprocessing Experiments on FBR Spent Fuel in CPF
出典	J. Ohuchi, et al., ANS International Meeting Fuel Reprocessing and Waste Management, Jackson, (1984)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input checked="" type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input checked="" type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	CPF、溶解特性(不溶解残渣)、抽出特性(界面クラッド,抽出溶媒)、再処理試験(高速実験炉「常陽」(Mk-I))

文献番号 63	タイトル Development of FBR Reprocessing Technology in PNC
出典	N. Sasao, et al., International Conference on Nuclear Fuel Reprocessing and Waste Management, Paris, (1987)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input checked="" type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input checked="" type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	CPF、溶解特性(不溶解残渣)、抽出特性(U,Puのロス率,FP除染係数)、再処理試験(高速実験炉「常陽」(Mk-I/II))

文献番号 64	タイトル Dissolution of Mixed Oxide Spent Fuel form FBR
出典	H. Sanyoshi, et.al., International Conference on Nuclear Fuel Reprocessing and Waste Management, Sendai, (1991)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input checked="" type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	CPF、溶解特性(溶解速度,不溶解残渣)、再処理試験(高速実験炉「常陽」(Mk-II),Phenix 炉)

文献番号 65	タイトル Problems Encountered in MOX Fuel Reprocessing
出典	P. Maynadier, Recycling of Plutonium and Uranium in Water Reactor Fuels(IWGFPT/35), IAEA, France, 13-15 Nov. 1989
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input checked="" type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	CEA、UP2-800、MOX燃料再処理の影響(燃料性状,溶解,抽出分離, ²³⁸ Pu,廃棄物,測定技術)

文献番号 66	タイトル Dissolution des Combustibles MOX programme d'etudes et premiers resultas
出典	J. P. Goumondy, et al., International Conference on Nuclear Fuel Reprocessing and Waste Management, Paris, (1987)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input checked="" type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	CYRANO、溶解試験(溶解挙動,不溶解残渣への U・Pu ロス,溶解液中の FP・超ウラン元素)

文献番号 67	タイトル Adaptation of the PUREX Process to the Reprocessing of Fast Reactor Fuels
出典	J. C. Boudry and P. Miquel, Proceeding of International Solvent Extraction Conference, Lyon(1974)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input checked="" type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input checked="" type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	せん断・溶解・清澄(不溶解残渣)、抽出(FP/TRU の移行量、Zr 沈澱抑制、HF 添加の影響)

文献番号 68	タイトル Aqueous Processing of LMFBR Fuels Process Report April 1969, No.2
出典	W. E. Unger, et al., ORNL-TM-2585 (May 1969)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input checked="" type="checkbox"/> 臨界 <input checked="" type="checkbox"/> 遮へい <input checked="" type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input checked="" type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input checked="" type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input checked="" type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input checked="" type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	せん断・溶解・清澄(不溶解性残渣、ポロキシデーション)、抽出(クラッド、Pu 不均化)、廃棄物処理(ガス、ヨウ素)

文献番号 69	タイトル LMFBR Fuel Cycle Studies Progress Report for November, No.9
出典	W. E. Unger, et al., ORNL-TM-2795 (Dec. 1969)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input checked="" type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input checked="" type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input checked="" type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	抽出(クラッド、FP/TRU の移行量)、廃棄物処理(ガス)

文献番号 70	タイトル The Reconstruction of the Fast Reactor Reprocessing Plant, Dounreay
出典	T. R. Barrett, Symposium on Fast Reactor Fuel Reprocessing, Dounreay(1979)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	せん断・溶解・清澄、抽出(溶媒再生、FP/TRU の移行量)、製品化(精製)、再処理経験

文献番号 71	タイトル The Characterization of insoluble Dissolver Residues and the Development of Treatment Method
出典	H.T. Baker, et al., EUR-10823(1986)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input checked="" type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	不溶解残渣特性、セメント固化

文献番号 72	タイトル LMFBR Fuel Cycle Studies Progress Report for September, No.7
出典	W. E. Unger, et al., ORNL-TM-2748 (Nov.1969)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input checked="" type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input checked="" type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input checked="" type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	せん断・溶解・清澄(ボロキシデーション、揮発性 FP 除去、ヨウ素追い出し)、抽出(臨界、ウラン/プルトニウム抽出係数、TBP 分解速度/溶解性)、廃棄物処理(ガス、ヨウ素捕集効率、有機ヨウ素、銀ゼオライト、硝酸水銀洗浄液、チオ硫酸洗浄液、活性炭、Hopcalito 触媒)

文献番号 73	タイトル Aqueous Processing of LMFBR Fuels Process Report May 1969, No.3
出典	W. E. Unger, et al., ORNL-TM-2624 (June 1969)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input checked="" type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input checked="" type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input checked="" type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input checked="" type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input checked="" type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	せん断・溶解・清澄(臨界、ボロキシデーション)、抽出(クラッド、溶媒劣化、第3相、抽出計算コード)、廃棄物処理(ガス、ヨウ素)

文献番号 74	タイトル LMFBR Fuel Cycle Studies Progress Report for August, No.6
出典	W. E. Unger, et al., ORNL-TM-2710 (Oct. 1969)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input checked="" type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input checked="" type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input checked="" type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	せん断・溶解・清澄(ボロキシデーション、揮発性 FP 除去、燃料溶解性) 抽出(第 3 相)、廃棄物処理(ガス、ヨウ素捕集効率、硝酸水銀洗浄、銀ゼオライト、 有機ヨウ素捕集)、製品化(ゾルーゲル法、CUSP 法、APEX 法)

文献番号 75	タイトル LMFBR Fuel Cycle Studies Progress Report No.5
出典	W. E. Unger, et al., ORNL-TM-2671 (Aug. 1969)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input checked="" type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input checked="" type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input checked="" type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	せん断・溶解・清澄(臨界、揮発性 FP 除去)、抽出(クラッド、第 3 相)、廃棄物処 理(ガス、ヨウ素)、製品化(遮蔽、精製、ガス発生、放射能)

文献番号 76	タイトル LMFBR Fuel Cycle Studies Progress Report for October, No.8
出典	W. E. Unger, et al., ORNL-TM-2764 (Nov. 1969)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input checked="" type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input checked="" type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input checked="" type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	せん断・溶解・清澄(ボロキシデーション、揮発性 FP 除去、ヨウ素追い出し)、抽 出(溶媒再生、ウラン/プルトニウム回収率、相分離時間、TBP 分解速度、DBP 分 配係数)、廃棄物処理(ガス、ヨウ素捕集効率、有機ヨウ素、銀ゼオライト、硝酸水 銀洗浄液、ヨウ素吸着容量、ヨウ素分配係数)

文献番号 77	タイトル LMFBR Fuel Cycle Studies Progress Report for January 1970, No.11
出典	W. E. Unger, et al., ORNL-TM-2871 (Feb. 1970)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input checked="" type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input checked="" type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input checked="" type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input checked="" type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	せん断・溶解・清澄(臨界、不溶解残渣)、抽出(臨界、クラッド)、廃棄物処理(ガス)、キャスク

文献番号 78	タイトル A Review of the Suitability of Solvent Extraction for the Reprocessing of Fast Reactor Fuels
出典	B. F. Warner, Proceeding of International Solvent Extraction Conference, Lyon(1974)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input checked="" type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	抽出(溶媒の放射線による劣化、パルスカラムおよび遠心抽出器の適用性)

文献番号 79	タイトル MOX 燃料再処理における溶媒劣化(Pu 精製工程における溶媒劣化とその影響)
出典	Y. Kawaguchi, et al., 日本原子力学会和文論文誌 (2009)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input checked="" type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	溶媒劣化、DBP 生成速度、ふげん MOX 燃料、TRP

文献番号 80	タイトル Design and Evaluation of Extractors in the First Cycle of a Fast Breeder Reactor Fuel Reprocessing Plant
出典	H. Goldacker
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input checked="" type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	抽出(抽出器)

<u>文献番号</u> 81	<u>タイトル</u> ふげん MOX 使用済燃料再処理試験;(8)ハルモニタ適用性評価 (その1) -破壊分析によるハルピース中の Pu,Cm,U 測定-
<u>出典</u>	鈴木豊、他、日本原子力学会[2010 年秋の大会]要旨集,B57
<u>大分類</u>	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input checked="" type="checkbox"/> その他
<u>小分類</u>	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
<u>工程・設備</u>	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出
<u>分類</u>	<input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
<u>キーワード</u>	ハル、プルトニウム、キュリウム、破壊分析、ふげん MOX、再処理

<u>文献番号</u> 82	<u>タイトル</u> Improved Assay of Highly Active Reprocessing Waste by the use of a Linear Accelerator based Neutron Source
<u>出典</u>	P. A. Clark, et al., http://www.pajaritoscientific.com/
<u>大分類</u>	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input checked="" type="checkbox"/> その他
<u>小分類</u>	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
<u>工程・設備</u>	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出
<u>分類</u>	<input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
<u>キーワード</u>	ハル、ハルモニタ、DDT

<u>文献番号</u> 83	<u>タイトル</u> Innovative nuclear measurement techniques used to characterize waste produced by COGEMA's new compaction facility
<u>出典</u>	H. Toubon, et al., Waste Management 2001, Tucson (USA), February 2001
<u>大分類</u>	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input checked="" type="checkbox"/> その他
<u>小分類</u>	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
<u>工程・設備</u>	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出
<u>分類</u>	<input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
<u>キーワード</u>	Gamma spectrometry、 active and passive neutron measurement、 hulls and end pieces、 Cs-137、 Pu、 CSD-C、 CESAR

文献番号 84	タイトル The Feasibility Study on Plutonium Concentration Monitoring
出典	K. Matsuda, et al., RECOD'91 Proc. Vol.1, p131-140, 1991
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input type="checkbox"/> その他
工程・設備	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出
分類	<input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	臨界管理、Pu 濃度モニタ、中性子線モニタ

文献番号 85	タイトル Non-destructive analysis of uranium and/or plutonium using X-ray(K or L band) Fluorescence excited by sealed sources or X-ray tubes
出典	J. L. Szabo, et al., Nucl. Instr. And Meth. In Phys. Res. A353, p.668-671, 1994
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input checked="" type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出
分類	<input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	L-Xray, K Xray

文献番号 86	タイトル 東海再処理工場におけるウラン濃縮度モニタの開発
出典	石川和夫、他、動燃技報 No.66, p.77-81, 1988
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input checked="" type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出
分類	<input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	非破壊測定、インライン、U 濃度、U濃縮度、パッシブγ線法、γ線透過法

文献番号 87	タイトル プルトニウム濃度測定法の開発ープアマンズデンシメトリーの開発ー
出典	西田恭輔、他、動燃技報 No.86, 1993
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input checked="" type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出
分類	<input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	Kーエッジ吸収端、デンシトメトリ

文献番号 88	タイトル 再処理施設における燃焼度計測装置
出典	TLR-R001, 東芝
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input checked="" type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	軽水炉、使用済燃料、燃料集合体、再処理施設、非破壊測定、燃焼度モニタ、燃焼度、残留濃縮度、グロスガンマ線、ガンマ線スペクトル、パッシブ中性子、アクティブ中性子

文献番号 89	タイトル Development of Burnup Monitor of LWR Fuel Assemblies for Reprocessing Plant
出典	T.Onishi, et al., ICNC'91, p. II -91, 1991
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input checked="" type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	LWR, spent fuel assembly, non-destructive measurement, reprocessing plant, burnup monitor, residual enrichment, gross gamma-ray, gamma spectrometry, passive neutron, active neutron

文献番号 90	タイトル Basic Studies on Neutron Emission Rate Method for Burnup Measurement of Spent Light-Water-Reactor Fuel Bundle
出典	M.Ueda, et al., Journal of Nuclear Science and Technology, vol.30 no.1, 48 (Jan.1993)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input checked="" type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	neutron emission rates, burnup, measuring methods, light water, spent fuel bundles, fresh fuel, experiment, uranium238, subcritical neutron flux, neutron count rates

文献番号 91	タイトル Active Neutron Multiplication Method for Fuel Lattices in Water
出典	M.Ueda, et al., Nucl. Technol. Vol.97, p.131, 1992
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input checked="" type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	LWR, fuel assembly, multiplication factor, active neutron, measurement, californium 252, neutron source, experiment

文献番号 92	タイトル Neutron and Gamma Ray Source Evaluation of LWR High Burn-up UO ₂ and MOX Spent Fuels
出典	A.Sasahara, et al., Journal of Nucl. Sci. Technol, Vol.41 No.4, p.448, 2004
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input checked="" type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	high burn-up uranium dioxide fuel, MOX fuel, ORIGEN2/82, gamma ray source measurement,neutron source measurement, gamma ray self-shielding factor, JENDL-3.2, ORLIBJ32, cesium radial migration

文献番号 93	タイトル Burnup Credit Methodology for UO ₂ and MOX Fuel Assemblies in AREVA/COGEMA
出典	H. Toubon, et al, IAEA-TECDOC-1378, p.395, 2003
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input checked="" type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	burnup credit, UO ₂ , MOX, fuel assembly, fission products, measurement, gamma ray, PYTHON, CdZnTe detector, neutron

文献番号 94	タイトル Non Destructive Assay of Nuclear LEU Spent Fuels for Burnup Credit Application
出典	A. Lebrun, et al., IAEA-TECDOC-1241, p.251, 2001
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input checked="" type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	spent fuel, UO ₂ , MOX, nondestructive assay, neutron measurement, total gamma ray, gamma spectrometry, PYTHON, NAJA,

文献番号 95	タイトル Cross-Checking of the Operator Data Used for Burnup Measurements
出典	A. Lebrun, et al. , IAEA-TECDOC-1378, p.402, 2003
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input checked="" type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	Burnup credit, UO ₂ , MOX, spent fuel assembly, burnup measurement, gamma spectrometry, neutron

文献番号 96	タイトル NAJA: A New Non-Destructive Automatic On-Line Device for Fuel Assembly Characterisation and Core Loading Conformity Control
出典	G. Bibnan, et al., Proc. Am. Nucl. Soc. Top. Meet. Adv. Nucl. Fuel Manag, p,30, 1997
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input checked="" type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	NAJA, PWR, UO ₂ , MOX, burnu, initial enrichment, measurement, active neutron, gamma spectrometry

文献番号 97	タイトル Comparison of Spent-Fuel Assembly Control Devices: The Cadarache Python and LANL's Fork
出典	G. Bignan, et al., Trans. Am. Nucl. Soc. Vol.63, p.32, 1991
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input checked="" type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	PYTHON,FORK, spent fuel assembly, burnup measurement, neutron, gamma ray, Cf-252 neutron source

文献番号 98	タイトル SMOPY a New NDA Tool for Safeguards of LEU and MOX Spent Fuel
出典	A. Lebrum, et al., IAEA-SM-367/14/03, 2003
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input checked="" type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	SMOPY, UO ₂ , LEU, MOX, irradiated fuel, safeguards, NDA, neutron, gamma ray,

文献番号 99	タイトル Status of the Multi-Detector Analysis System (MDAS) and the FORK Detector Research Programs
出典	T.Doering, et al., IAEA-TECDOC-1241, p.286, 2001
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input checked="" type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	FORK, MDAS, spent fuel, measurement, neutron, gross gamma ray, gamma spectrometer, neutron generator

文献番号 100	タイトル Burnup Verification Measurements at US Nuclear Utilities Using the FORK System
出典	R. Ewing, ICNC'95, p.11-64, 1995
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input checked="" type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	FORK, burnup credit, fuel assembly, epi-thermal neutron, gross gamma ray

文献番号 101	タイトル Feasibility of ¹⁰⁶ Ru peak measurement for MOX fuel burnup analysis
出典	M. Dennis, et al., Nucl. Eng. and Design 240, p.3687, 2010
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input checked="" type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	MOX, fuel, gamma spectrometry, Ru-Rh-106, ORIGEN-ARP

文献番号 102	タイトル A Nondestructive Method for Light Water Reactor Fuel Assembly Identification
出典	H. Wurz, et al., Nucl. Technol. Vol.90, p.191, 1990
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input checked="" type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	BWR, PWR, MOX, FAMOS, measurement, neutron source, active neutron, passive neutron, multiplication factor, fissile

文献番号 103	タイトル The use of a CdTe detector under dry conditions on spent nuclear fuel
出典	G. Nicolaou, et al., ESARDA. 17th, p.519, 1995
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input checked="" type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	PWR, MOX, gamma spectrometry, CdTe detector, burnup, cooling time

文献番号 104	タイトル The Development of Radiometric Instrumentation in Support of Sellafield Plants – Session Jo(80)
出典	G. Fox, et al., RECOD'87, p.1015, 1987
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input checked="" type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	THORP, gamma spectrometry, burnup, cooling time, neutron source, active neutron, passive Neutron

文献番号 105	タイトル Results of Spent-Fuel NDA with HRGS
出典	A. Hakansson, et al., ESARDA 15th, p.371, 1993
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input checked="" type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	BWR, spent fuel, gamma spectrometry, Cs-137

文献番号 106	タイトル 実践！放射線計測応用技術 No.4、核燃料分野、再処理施設
出典	鹿志村卓男、他、原子力 eye, Vol.45, No.4, 1999
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input checked="" type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	インライン核計装、工程試料分析、保障措置、臨界モニタ

文献番号 107	タイトル ふげん MOX 使用済燃料再処理試験(8) ハルモニタ適用性評価 (その2) - 破壊分析と非破壊測定との比較・評価 -
出典	須田静香、他、日本原子力学会 [2010 年秋の大会] 要旨集, B59, 2010
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input checked="" type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	東海再処理施設(TRP)、再処理、MOX 燃料、ハル、ハルモニタ

<u>文献番号</u> 108	<u>タイトル</u> Advanced Non-Destructive Assay Systems and Special Instrumentation Requirements for Spent Nuclear Fuel Recycling Facilities
<u>出典</u>	A. P. Simpson, et al., WM2008 Conf, 2008
<u>大分類</u>	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input checked="" type="checkbox"/> その他
<u>小分類</u>	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
<u>工程・設備</u>	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出
<u>分類</u>	<input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
<u>キーワード</u>	NDA, spent fuel, THORP, FPFM, Hull

<u>文献番号</u> 109	<u>タイトル</u> Calibration and hot testing of the advanced nuclear measurement systems used for waste characterization in COGEMA's new ACC compaction facility
<u>出典</u>	H. Toubon, et al., Waste Management 2003, Tucson(USA), February 2003
<u>大分類</u>	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input checked="" type="checkbox"/> その他
<u>小分類</u>	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
<u>工程・設備</u>	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出
<u>分類</u>	<input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
<u>キーワード</u>	Gamma spectrometry, active and passive neutron measurement, hulls and end pieces, Cs-137, Pu, CSD-C, CESAR

<u>文献番号</u> 110	<u>タイトル</u> ORIGEN 2: A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristics of Nuclear Materials
<u>出典</u>	A. G. Croff, Nuclear Technology, 62, 335(1983)
<u>大分類</u>	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
<u>小分類</u>	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
<u>工程・設備</u>	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出
<u>分類</u>	<input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
<u>キーワード</u>	ORIGEN2, Nuclear Material Characteristics, Matrix exponential method

文献番号 111	タイトル Implementation of burnup credit in spent fuel management systems
出典	Agrenius, L. et al., Proceedings of an Advisory Group meeting held in Vienna, IAEA-TECDOC-1013, 20-24 October 1997
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関係 <input type="checkbox"/> 再処理関係 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	depletion code

文献番号 112	タイトル OECD NEA web site (Data Bank > Computer program services)
出典	http://www.nea.fr/dbprog/cpsabs_d.html
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関係 <input type="checkbox"/> 再処理関係 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	OECD/NEA, Data Bank, Catalog of Programs in Category D, Depletion

文献番号 113	タイトル ORIGEN-S: SCALE System Module to Calculate Fuel Depletion, Actinide Transmutation, Fission Product Buildup and Decay, and Associated Radiation Source Terms
出典	O. W. Hermann and R. M. Westfall, NUREG/CR-0200, Revision 6, Volume 2, Section F7, ORNL/NUREG/CSD-2/V2/R6, September 1998
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	ORIGEN, SCALE, multi-energy-group XS, source term, SAS2

文献番号 114	タイトル 燃焼度クレジットガイド原案
出典	JAERI-Tech 2001-055, 日本原子力研究所, 2001/07
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関係 <input type="checkbox"/> 再処理関係 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	燃焼計算コード、ORIGEN2.1、SWAT、SCALE

文献番号 115	タイトル CESAR: A Code for Nuclear Fuel and West Characterisation
出典	J. M. Vidal, et al., Waste Management Conference, February 26 – March 2, Tucson, AZ, 2006
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関係 <input type="checkbox"/> 再処理関係 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	CESAR, depletion code, Radioactive Waste, La Hague, CEA, COGEMA

文献番号 116	タイトル ORIGEN-ARP: AUTOMATIC RAPID PROCESSING FOR SPENT FUEL DEPLETION, DECAY, AND SOURCE TERM ANALYSIS
出典	I. C. Gauld, et al., ORNL/TM-2005/39, Version 6, Vol. I, Sect. D1, January 2009
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	SCALE6, ORIGEN-S, Depletion-Analysis, MOX-Library

文献番号 117	タイトル Revised Uranium-Plutonium Cycle PWR and BWR Models for the ORIGEN Computer Code
出典	A. G. Croff, et al., ORNL/TM-6051, Oak Ridge National Laboratory, September 1978
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関係 <input type="checkbox"/> 再処理関係 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	ORIGEN Library, PWR-U, PWR-PuU, PWR-PuPu, BWR-U, BWR-PuU, BWR-PuPu

文献番号	タイトル
118	JENDL-3.2に基づく軽水炉 MOX 燃料用 ORIGEN2 ライブラリ
出典	須山賢也、他, JAERI-Data-Code-2000-036, 日本原子力研究所, 2000/11
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関係 <input type="checkbox"/> 再処理関係 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出
分類	<input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	ORIGEN2、軽水炉 MOX 燃料、ORIGEN ライブラリ、JNDL3.2、ORLIBJ32

文献番号	タイトル
119	MOX Cross-Section Libraries for ORIGEN-ARP
出典	I. C. Gauld, ORNL/TM-2003/2, Oak Ridge National Laboratory, July 2003
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関係 <input type="checkbox"/> 再処理関係 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出
分類	<input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	SCALE, ORIGEN-ARP, MOX-Library, ARIANE

文献番号	タイトル
120	平成 18 年度 全 MOX 炉心核設計手法信頼性実証試験成果報告書
出典	原子力安全基盤機構, 07 基炉報-0001, 平成 19 年 7 月
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関係 <input type="checkbox"/> 再処理関係 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出
分類	<input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	(アイランド型)BWR MOX 燃料、照射後試験、組成分析、Nd-148 法

文献番号	タイトル
121	The REBUS Experimental Programme for Burn-Up Credit
出典	ICONE12(2004)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関係 <input type="checkbox"/> 再処理関係 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出
分類	<input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	REBUS, MOX spent fuel, VENUS critical facility, Burn-up credit

文献番号	タイトル
122	REBUS 計画の試験結果及び解析
出典	原子力安全基盤機構、JNES-SS-0904、2009年11月
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関係 <input type="checkbox"/> 再処理関係 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出
分類	<input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	REBUS、MOX、燃焼度クレジットBR3、Gundlmingen、破壊試験、同位体核種組成、FIMA

文献番号	タイトル
123	Source Term Assessment: ARIANE Programme
出典	Marc Lippens, et al., Proceedings of 8th International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation (ICEM 01), Sep 30 -Oct4 (2001)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関係 <input type="checkbox"/> 再処理関係 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出
分類	<input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	ARIANE、使用済軽水炉燃料、核種組成分析、PWR、BWR、UO ₂ 、MOX

文献番号	タイトル
124	VALMOX: validation of nuclear data for high burn-up MOX fuels
出典	B. Lance, et al., Nuclear Engineering and Design 235 (2005) 369-378
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出
分類	<input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	高燃焼度 MOX 燃料、JEF2.2

文献番号	タイトル
125	高燃焼度 UO ₂ 燃料と MOX 燃料の照射後試験と解析コードの評価性能の検討
出典	笹原昭博、他、電力中央研究所報告 T:95012, 平成8年1月
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関係 <input type="checkbox"/> 再処理関係 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出
分類	<input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	照射後試験、PWR、高燃焼度UO ₂ 燃料、MOX燃料、ORIGEN-2、VIM-BURN

<u>文献番号</u> 126	<u>タイトル</u> MALIBU における高燃焼度 MOX 燃料等の核種組成データ採取と評価 (1)照射後試験(MALIBU)における核種組成データ採取 (2)MARIBU 核種組成データによる原燃工 BWR 設計コードの検証 (3) MARIBU 核種組成データによる原燃工 PWR 設計コードの検証 (4) MARIBU 核種組成データによる三菱 PWR 炉心設計コードの検証
<u>出典</u>	松浦文生、他、日本原子力学会 2008 年秋の大会, A48~A51
<u>大分類</u>	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関係 <input type="checkbox"/> 再処理関係 <input type="checkbox"/> その他
<u>小分類</u>	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
<u>工程・設備</u> <u>分類</u>	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
<u>キーワード</u>	MALIBU、高燃焼度 MOX 燃料、照射後試験、核種組成データ、推奨値、NEUPHYS1、NULIF、PHOENIX-P、ORIGEN-2

<u>文献番号</u> 127	<u>タイトル</u> International Atomic Energy Agency (IAEA) Activity on Technical Influence of High Burnup UOX and MOX Water Reactor Fuel on Spent Fuel Management
<u>出典</u>	Z. Lovasic and R. Einziger, WM2009 Session59
<u>大分類</u>	<input checked="" type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
<u>小分類</u>	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
<u>工程・設備</u> <u>分類</u>	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
<u>キーワード</u>	UOX燃料、MOX燃料、高燃焼度化、潜在的影響

<u>文献番号</u> 128	<u>タイトル</u> Limitations of actinide recycle and fuel cycle consequences. A global analysis Part 2: Recycle of actinides in thermal reactors: impact of high burn up LWR-UO2 fuel irradiation and multiple recycle of LWR-MOX fuel on the radiotoxic inventory
<u>出典</u>	L. H. Baetsle and Ch. De Raedt, Nuclear Engineering and Design 168 (1997) 203-210
<u>大分類</u>	<input checked="" type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
<u>小分類</u>	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
<u>工程・設備</u> <u>分類</u>	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
<u>キーワード</u>	高燃焼度燃料、MOX 燃料、マルチリサイクル

文献番号	タイトル
129	Mixed Oxide (MOX) Fuel
出典	Encyclopedia of Materials : Science and Technology (2001) p.5687-5689
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出
分類	<input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	物理的特性(O/M 比)、燃料設計、制作

文献番号	タイトル
130	French MOX Fuel Irradiation Experience and Development
出典	P. Desmoulins, et al., GLOBAL1997 p.271
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出
分類	<input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	フランス、照射、Pu 富化度

文献番号	タイトル
131	A Review of Metallic Reactor Fuel Reprocessing at Dounreay
出典	A. L. Mills and E. Lillyman, Proceeding of International Solvent Extraction Conference, Lyon (1974)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input checked="" type="checkbox"/> 抽出
分類	<input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	せん断・溶解・清澄、抽出(臨界、溶媒再生、FP/TRU の移行量)、再処理経験

文献番号	タイトル
132	Fast Reactor Fuel Reprocessing Development in the United States - An Overview
出典	W. S. Groenier and W. D. Burch, Symposium on Fast Reactor Fuel Reprocessing, Dounreay (1979)
大分類	<input checked="" type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料特性 <input type="checkbox"/> 再処理特性 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出
分類	<input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	せん断・溶解・清澄(ロータリキルン方式、ボロキシ法)、抽出(抽出器、抽出プロセス)

文献番号	タイトル
133	Coprocessing Solvent-Extraction Flowsheet Studies for LWR and FBR Fuels
出典	E. D. Collins, et al., International Topical Meeting on Nuclear Fuel Cycle and Waste Disposal, Brussels, Belgium, (1982)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input checked="" type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	抽出(クラッド、FP/TRU の移行量)

文献番号	タイトル
134	Conditioning of Nuclear Cladding Wastes by Melting
出典	M. Puyou, et al., International Conference on Fast Reactor and Related Fuel Cycles, Kyoto, (1991)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input checked="" type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input checked="" type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	廃棄物処理(ハル)

文献番号	タイトル
135	The Plant Safety Case for the Thermal Oxide Reprocessing Plant at Sellafield
出典	A. C. Fryer, et al., International Conference on the Management of Irradiated Nuclear Fuel, Manchester (1992)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	せん断・溶解・清澄、抽出、製品化、再処理経験

文献番号	タイトル
136	Development of the FFTF Rotary Shear
出典	D. L. Lamberd, et al., International Conference on Nuclear Fuel Reprocessing and Waste Management, Paris, (1987)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input checked="" type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	FFTF 燃料、ロータリ式せん断機、開発試験

文献番号 137	タイトル Dissolution of Different Types of Nuclear Fuels in Nitric Acid
出典	J. P. Glantz, et al., International Conference on Nuclear Fuel Reprocessing and Waste Management, Paris, (1987)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input checked="" type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	溶解挙動(溶解速度、ガス発生挙動溶解液組成等)

文献番号 138	タイトル Remise en etat apres 20 ans d'exploitation et redemarrage de l'atelier pilote de retraitement Marcoule
出典	G. Malterre, et al., International Conference on Nuclear Fuel Reprocessing and Waste Management, Paris, (1987)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	Marcoule、TOP 工程の再処理実績、設備改修後の各種試験概要

文献番号 139	タイトル Mesure de la vitesse de dissolution de pastilles d'oxyde d'uranium gainees non irradiées
出典	J. P. Goumondy, et al., CEA-N-1341(1969)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input checked="" type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	連続溶解槽、溶解速度、溶解曲線

<u>文献番号</u> 140	<u>タイトル</u> Transport / Storage Cask for Long Cooled Spent Fuel Elements
<u>出典</u>	W. Anspach, et al., High Level Radioactive Waste and Spent Fuel Management, Vol.2 (1989)
<u>大分類</u>	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input checked="" type="checkbox"/> その他
<u>小分類</u>	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
<u>工程・設備</u> <u>分類</u>	<input type="checkbox"/> 全体 <input checked="" type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
<u>キーワード</u>	輸送/貯蔵キャスクの構想(臨界、遮へい、冷却)

<u>文献番号</u> 141	<u>タイトル</u> Decategorisation of Alpha Waste in Terms of Disposal Route-Main Achievements and Prospects
<u>出典</u>	L. Cecille, et al., Safe Management and Disposal of Nuclear Waste (SAFEWASTE '93), Avignon, 13-18 June 1993
<u>大分類</u>	<input checked="" type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
<u>小分類</u>	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
<u>工程・設備</u> <u>分類</u>	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input checked="" type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
<u>キーワード</u>	α 廃棄物の処理技術、α 廃棄物区分変更

<u>文献番号</u> 142	<u>タイトル</u> Recent Achievements and Further Waste Minimization at La Hague Plants
<u>出典</u>	Ph. Pradel, et al., Safe Management and Disposal of Nuclear Waste (SAFEWASTE '93), Avignon, 13-18 June 1993
<u>大分類</u>	<input checked="" type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
<u>小分類</u>	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
<u>工程・設備</u> <u>分類</u>	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input checked="" type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input checked="" type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
<u>キーワード</u>	La Hague Plants、UP3、高度化ピュレックス法、廃棄物減容化

文献番号 143	タイトル Advanced Purex Process and Reduction of Waste Volume at La Hague
出典	S. Runge, et al., ASME International Conference on Nuclear Waste Management and Environmental Remediation, Czech, 5-11 Sep. 1993
大分類	<input checked="" type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input checked="" type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	再処理経験、廃棄物処理、抽出

文献番号 144	タイトル Study on Effect of Multiple Recycling of Plutonium on Problem Pertaining to Radiation Protection in a Mixed Oxide Fuel Fabrication Plant
出典	EUR-7354, Journal of Nuclear Science and Technology, pp.1-30, (1981)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input checked="" type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	使用済燃料組成、ORIGEN2

文献番号 145	タイトル Thermal Loading of a Repository for Vitrified High Level Radioactive Wastes form Reprocessed LWR Spent Fuel Including Plutonium-Recycling, and from FBR Spent Fuel
出典	W. Hauser, et al., Waste Management Vol.1989, No.1 p.635-659
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input checked="" type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input checked="" type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input checked="" type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	LWR、FBR、ガラス固化体、地層処分

文献番号 146	タイトル Pyroelectrochemical Reprocessing of Irradiated Uranium Oxide Fuel for Fast Reactors
出典	A. V. Bychkov, et al., International Conference and Technology Exhibition (GLOBAL '93), Seattle, Sep. 12-17 (1993)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	乾式再処理、高温電気化学法、熱的脱被覆、熔融塩、電解分離

文献番号 147	タイトル Technology of Pyroelectrochemical Reprocessing and Production of Nuclear Fuel
出典	O. V. Skiba, et al., International Conference and Technology Exhibition (GLOBAL '93), Seattle, Sep. 12-17 (1993)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	乾式再処理、高温電気化学法、熔融塩、電気分解、沈殿結晶化、振動充填法

文献番号 148	タイトル Commissioning of the Solvent Extraction Process in the Thermal Oxide Reprocessing Plant
出典	C. Phillips, et al., International Solvent Extraction Conference (ISEC), York, Sep. 9-15 (1993)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input checked="" type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	溶媒抽出、フローシート開発、パルスカラム等装置開発・実証

文献番号 149	タイトル Process Development for a Future Reprocessing Plant
出典	I. S. Denniss, et al., International Solvent Extraction Conference (ISEC), York, Sep. 9-15 (1993)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input checked="" type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	遠心抽出器、研究

文献番号 150	タイトル Photochemical Reduction of U(IV) at Low Temperature in Aqueous Nitric Acid Solution and Its Application Feasibility to Solvent Extraction Process
出典	T. Usami, et al., International Solvent Extraction Conference (ISEC), York, Sep. 9-15 (1993)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input checked="" type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	U(VI)、光還元、非還元分配プロセス

文献番号 151	タイトル Extraction Behaviour of Nitric Acid and Neptunium Using CMPO + TBP Mixtures
出典	D. S. Wisnubroto, et al., International Solvent Extraction Conference (ISEC), York, Sep. 9-15 (1993)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input checked="" type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	CMPO、Np 抽出

文献番号 152	タイトル Experience acquise a La Hague sur le controle des coques
出典	J. Constant, et al., Nuclear Safeguards Technology II , 669(1978) IAEA-SM-231/46
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	ハル、核分裂性物質の測定

文献番号 153	タイトル Influence of High Burn Up Nuclear Fuel and MOX on the High Level Reprocessing Waste
出典	J. Malherbe, et al., International Topical Meeting on High Level Radioactive Waste Management, Las Vegas, Apr. 8-12 (1990)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input checked="" type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input checked="" type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	廃棄物特性、放射能、発熱量、ガラス固化体

文献番号 154	タイトル Fast Breeder Reactor Fuel Reprocessing R&D Technological Development for a Commercial Plant
出典	J. Colas, et al., International Conference on Fast Breeder System: Experience Gained and Path to Economic Power Generation, Paxco, Wash. (1987)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input checked="" type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input checked="" type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input checked="" type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input checked="" type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	高速炉用使用済燃料、再処理研究

文献番号 155	タイトル The Composition of Residues from the Dissolution of Irradiated LWR Mixed Oxide with Recycling Plutonium
出典	H. Kleykamp, Atomwirtschaft-Atomtechnik, vol.27, 385 (1982)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input checked="" type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出
分類	<input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	リサイクル Pu、軽水炉 MOX 燃料、不溶解残渣

文献番号 156	タイトル Studies of the Composition of Solution Residues from the Reprocessing of LWR Fuel Pins
出典	H. Kleykamp, KfK-2665 (1978)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input checked="" type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出
分類	<input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	軽水炉燃料、不溶解残渣

文献番号 157	タイトル MOX Fuel Production in the UK's MOX Demonstration Facility
出典	J. Edwards, et al., Proceedings of RECOD'94, vol. I , 6A (1994)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出
分類	<input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	MOX 実証施設 (MDF)、MOX 燃料生産の経験

文献番号 158	タイトル Commercial MOX Fuel; The Experiment and Demonstration Background
出典	H. Bairiot, et al., IWGFPT/35, IAEA, Vienna, p.181(1990)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出
分類	<input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	MOX 加工、照射試験、燃料特性

文献番号	タイトル
159	Transportation of Nuclear Material in France, COGEMA and EDF Policy
出典	J. L. Charles, et al., Proceedings of RECOD'94, Vol. I ,5B (1994)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input checked="" type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出
分類	<input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	輸送、輸送容器、輸送体系

文献番号	タイトル
160	Iodine-131 in the Off-gas of Karlsruhe Reprocessing Plant (WAK)
出典	B. Herrmann, et al., Proceedings of RECOD'94, Vol.III, Session. Dissolver Off-Gas Treatment and Iodine Retention (1994)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出
分類	<input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	I-131 挙動、オフガス、Cm-244

文献番号	タイトル
161	溶解工程の臨界安全解析における安全裕度の検討
出典	山本俊弘、他, JAERI-TR-93-218(1993)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input checked="" type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input type="checkbox"/> その他
工程・設備	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input checked="" type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出
分類	<input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	溶解槽、臨界安全解析、FP、アクチニド

文献番号	タイトル
162	廃棄物の臨界に及ぼす超ウラン元素の影響
出典	大村博志、他, KURRI-TR-257, 68-72 (1984)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input checked="" type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input type="checkbox"/> その他
工程・設備	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出
分類	<input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input checked="" type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	PWR 使用済燃料、もんじゅ使用済燃料、高レベル廃液、臨界安全解析

文献番号 163	タイトル Final Generic Environmental Statement on the Use of Recycle Plutonium in Mixed Oxide Fuel in Light Water Cooled Reactor
出典	NUREG-002
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input checked="" type="checkbox"/> 遮へい <input checked="" type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input checked="" type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input checked="" type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	プルサーマル利用、再処理、操業コスト、溶解性、超ウラン元素含有量

文献番号 164	タイトル Residues from the dissolution of KNK I/II fuel in nitric acid after different burnups up to 18.5%
出典	H.Kleykamp, RECOD'94
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input checked="" type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	ドイツ、KNK II/1、不溶解残渣（量,組成,化学形態,構造）

文献番号 165	タイトル Detailed characterisations of high burn-up structures in oxide fuels
出典	J.Noïrot, et al., Journal of Nuclear Materials 372(2008) 318-339
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	HBS（リム）、粒界、面欠陥、核分裂ガス、UO ₂ 燃料、PWR MOX燃料

文献番号 166	タイトル LONG-TERM BEHAVIOR OF RADIOTOXICITY AND DECAY HEAT POWER OF SPENT URANIUM-PLUTONIUM AND THORIUM FUEL
出典	A.S.Gerasimov, et al., State Scientific Center of the Russian Federation, ATALANTE2000 P5-07
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input checked="" type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	長期間の廃棄物貯蔵

文献番号 167	タイトル MOX FUEL FABRICATION AND IN-REACTOR PERFORMANCE
出典	Didier Haas and Marc Lippens, GLOBAL'97, p.489
大分類	<input checked="" type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	MOX 燃料、炉の運転

文献番号 168	タイトル PLUTONIUM AGEING AND MOX FUEL PERFORMANCE
出典	Marc LIPPENS, et al., GLOBAL 2005, p.23
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	MOX 燃料の性状

文献番号 169	タイトル POST IRRADIATION EXAMINATIONS OF MOX SPENT FUEL FOR INTERIM DRY STORAGE
出典	A. Sasahara et al., GLOBAL1997 p.504
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	PIE、乾式貯蔵

文献番号 170	タイトル PROGRESS IN MOX FUEL FABRICATION
出典	Arthur Roberts, GLOBAL1997, p.1111
大分類	<input checked="" type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	MOX 燃料、MOX 製造プラント

文献番号 171	タイトル MIMAS, A MATURE AND FLEXIBLE PROCESS TO CONVERT THE STOKPILES OF SEPARATED CIVIL AND WEAPON GRADE PLUTONIUM INTO MOX FUEL FOR USE IN LWR's
出典	A. Vandergheynst and Y. Vanderborck, GLOBAL2001, p.217
大分類	<input checked="" type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出
分類	<input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	Nuclear Fuel . Plutonium . MOX – Wpu . MIMAS

文献番号 172	タイトル MOX FUEL FABRICATION IN FRANCE: A MATURE INDUSTRY
出典	Denis Hugelmann and Jurgen Krellmann, RECOD'98, p.167
大分類	<input checked="" type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出
分類	<input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input checked="" type="checkbox"/> その他
キーワード	Nuclear Fuel . Plutonium . MOX – Wpu

文献番号 173	タイトル Parametric Survey on Possible Impact of Partitioning and Transmutation of High-Level Radioactive Waste
出典	Hiroyuki OIGAWA et al., GLOBAL2005, p.266
大分類	<input checked="" type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input checked="" type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input type="checkbox"/> その他
工程・設備	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出
分類	<input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input checked="" type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	地層処分、MA リサイクル、群分離

文献番号 174	タイトル 使用済 MOX 燃料による抽出分離試験
出典	宝徳忍、他、日本原子力学会「2005 年秋の大会」
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input checked="" type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input checked="" type="checkbox"/> 抽出
分類	<input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	NUCEF、PUREX、抽出分離試験、ミキサセトラ

文献番号 175	タイトル 燃料集合体の非破壊燃焼度測定技術の現状
出典	清野、他、日本原子力学会誌, Vol.28, No.8, p.736, 1986,
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input checked="" type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	軽水炉、使用済燃料、燃料集合体、再処理施設、非破壊測定、燃焼度モニタ、燃焼度、Pu濃度、ガンマ線スペクトル、パッシブ中性子、アクティブ中性子

文献番号 176	タイトル 中性子消滅時間差法によるハルモニタの開発
出典	佐野明、他、第9回核物質管理学会年次大会論文集、p42(1988)
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input checked="" type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	ハル、ハルモニタ、DDT

文献番号 177	タイトル Advanced Purex Process for the New French Reprocessing Plants
出典	C. Bernard,et.al., GLOBAL'93,p57-62, 1993
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input checked="" type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	La Hague、UP3/UP2

文献番号 178	タイトル Decontamination of Zircaloy cladding hulls from spent nuclear fuel
出典	Tracy S. Rudisill, Journal of Nuclear Materials, Volume 385, Issue1, p.193-195,15 March 2009
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input checked="" type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	Decontamination, HF, Fission Product(FP), Transuranic(TRU), Hydrofluoric acid(HF)、the Low Level Waste(LLW)

文献番号 179	タイトル The Synchronous active neutron detection assay system (SAND)
出典	M. M. Pickrell and P. K. Kendall, LA-UR-94-2501, 1994
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input checked="" type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	アクティブ中性子法、使用済み燃料検査、Pu

文献番号 180	タイトル Nondestructive determination of residual fuel on leached hulls and dissolver sludges from LWR fuel reprocessing
出典	H. Würz , et al., Nuclear Engineering and Design, Volume118, Issue1, p123-131, 1 March 1990
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input checked="" type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	ハル、不溶解残渣、非破壊測定、ハルモニタ、燃焼度、Pu 濃度、パッシブ中性子法、アクティブ中性子法

文献番号 181	タイトル Fissile Element Monitoring Systems(FEMOS)
出典	NUKEM, Nuclear Monitoring Systems and their Application,
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input checked="" type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	アクティブ中性子法、使用済み燃料検査

文献番号 182	タイトル Gamm-Spectroscopy Methodology for Simultaneous Determination of Mass and Isotopic Composition of Large Plutonium Samples
出典	A.BUSHUEV, et. al., Nucl. Tech. Vol.170, May 2010
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input checked="" type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	Plutonium, gamma spectroscopy, nondestructive assay

文献番号 183	タイトル On-Line Radiation Monitoring at a Nuclear Fuel Reprocessing Plant
出典	K.J.Hofstetter, et. al., Nucl. Tech. Vol. 49, p443-457, Aug. 1980
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input checked="" type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	BNFP、オンライン計装、放射能モニタ

文献番号 184	タイトル 廃棄物・核物質管理における放射線計測
出典	小田哲三、他、放射線, Vol.23, p63-79, 1997
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input checked="" type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	放射線計測、パッシブγ線法、アクティブγ線法、パッシブ中性子法、アクティブ中性子法

文献番号 185	タイトル Provision of NDA Instrumentation for the Control of Operations on Plutonium Finishing and Waste Plants at the Sellafield Nuclear Fuel Reprocessing Facility
出典	K. R. Whitehouse, C.H. Orr, 'http://www.pajaritoscientific.com/'
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input checked="" type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	PIMS、Sellafield

文献番号 186	タイトル A MOX fuel attribute monitor
出典	Mary Bliss, et. al., Nucl. Instr. and Meth. in Phys. & Res. A570, Issue1.21, p305-308, 2007
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input checked="" type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	保障措置、MOX 燃料

文献番号 187	タイトル 回転ドラム式アルファモニターの改良とその性能試験
出典	臼田重和、他、第 18 回核物質管理学会日本支部年次大会 論文集, 1997
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input checked="" type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	ホスウィッチ検出器、回転ドラム式アルファ線モニタ、浸漬型インラインモニター

文献番号 188	タイトル 核燃料施設の安全性に関する研究、3.1.9 放射性物質の監視技術の開発
出典	安田健一郎、他、JAERI-Conf 2001-15, p46, 2001
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input type="checkbox"/> 燃料関連 <input type="checkbox"/> 再処理関連 <input checked="" type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input checked="" type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	ホスウィッチ検出器、濃度変動検知、回転ドラム式アルファ線モニタ、浸漬型インラインモニター

文献番号 189	タイトル Irradiation and Post Irradiation Testing Program of BWR MOX Fuel Rods
出典	Kazumi Asahi, et. al., Proc. of International Topical Meeting on Light Water Reactor Fuel Performance, West Palm Beach, April, 1994
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関係 <input type="checkbox"/> 再処理関係 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	DOMO, BWR MOX, SEGMENT, PIE, Pellet Burnup

文献番号	タイトル
190	The Results of PIE on MOX Fuel Rods Irradiated in MIHAMA Unit 1
出典	S. Inoue, et. al., Proc. of International Topical Meeting on Light Water Reactor Fuel Performance, West Palm Beach, April, 1994
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関係 <input type="checkbox"/> 再処理関係 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出
分類	<input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	Mihama Unit1, MOX fuel assembly, PIE, Non-Destructive Test, Destructive Test

文献番号	タイトル
191	わが国における MOX 燃料の照射実証および照射後試験
出典	市川達生、他、日本原子力学会誌, Vol. 39, No.2, 1997
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関係 <input type="checkbox"/> 再処理関係 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出
分類	<input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	BWR-MOX 燃料、PWR-MOX 燃料、照射後試験、ペレット燃焼度、Nd 法

文献番号	タイトル
192	MEASUREMENT OF BURNUP AND NEUTRON EMISSION RATES FROM A SPENT MOX FUEL
出典	Proceedings ICNC'99, Sixth International Conference on Nuclear Criticality Safety, September, 1999
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関係 <input type="checkbox"/> 再処理関係 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出
分類	<input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	NEUTRON EMISSION RATES, SPENT MOX FUELMOX, BWR

文献番号	タイトル
193	使用済軽水炉燃料の核種組成評価
出典	安藤良平、他、JAERI-Research 99-004, 1999/2
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関係 <input type="checkbox"/> 再処理関係 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出
分類	<input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	使用済軽水炉燃料、核種組成評価、PWR、BWR、MOX、SWAT

文献番号 194	タイトル 軽水炉次世代燃料の炉物理に関するベンチマーク問題の提案及び解析結果
出典	日本原子力研究所 炉物理研究委員会, JAERI-Research 2001-046, 2001/10
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関係 <input type="checkbox"/> 再処理関係 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	核設計コード、ベンチマーク問題、UO ₂ /MOX

文献番号 195	タイトル 軽水炉次世代燃料の炉物理ベンチマーク解析結果の検討
出典	日本原子力研究所 炉物理研究委員会, JAERI-Research 2004-004, 2004/3
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関係 <input type="checkbox"/> 再処理関係 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input checked="" type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	核設計コード、ベンチマーク問題、UO ₂ /MOX、照射後試験 (PIE)

文献番号 196	タイトル Taking burnup credit into account in criticality studies: the situation as it is now and the prospect for the future
出典	P. Cousinou, et. al., Nuclear Engineering and Design, Volume208, Issue2, 1 Sep. 2001, p205_214
大分類	<input type="checkbox"/> 処理実績・展望 <input checked="" type="checkbox"/> 燃料関係 <input type="checkbox"/> 再処理関係 <input type="checkbox"/> その他
小分類	<input checked="" type="checkbox"/> 臨界 <input type="checkbox"/> 遮へい <input type="checkbox"/> 発熱 <input type="checkbox"/> 放出放射能 <input type="checkbox"/> その他
工程・設備 分類	<input checked="" type="checkbox"/> 全体 <input type="checkbox"/> 貯蔵・せん断 <input type="checkbox"/> 溶解・清澄 <input type="checkbox"/> 抽出 <input type="checkbox"/> 濃縮・製品貯蔵 <input type="checkbox"/> 廃棄物 <input type="checkbox"/> 計装 <input type="checkbox"/> その他
キーワード	France, BUC(burnup credit), FP, Axial Profile, CESAR code