

高速炉燃料再処理について

1974年5月

動力炉・核燃料開発事業団

東海事業所

この資料は、社内における検討、周知を目的とする社内資料です。

高速炉燃料再処理について

1. まえがき

高速炉燃料はその形状、Pu含有量、燃焼度などが軽水炉のそれと異なるため在来（軽水炉燃料再処理）技術でカバーできない諸点が指摘される。したがって高速炉開発プロジェクトに炉および燃料の開発と並行してその使用済燃料処理技術の開発は不可欠である。

またわが国の燃料サイクル確立の観点から回収されるプルトニウム（ウラン）の再加工技術開発の関連において再処理技術の開発を行なう必要がある。

本資料は高速炉燃料再処理技術の開発にあたって基本的な考え方、技術的問題点および開発計画案の概要を内容とするものである。

2. 高速炉燃料再処理の技術開発に関する考え方

高速炉は軽水炉と異なり燃料中にFPが蓄積しても fissile material が存在する限り炉物理的見地からは燃焼挙動に障害を及ぼすことはないであろうと言われている。ただしFPの増大にともなって高温下における被覆管との両立性あるいは燃料の変形などの燃料サイドにおける問題点は必ずしも明らかにされていない。燃料の繰り返し使用にあたり増大する高次化プルトニウムのために燃料再加工にあたっては遠隔自動化が必要となるので、ある限度内のFPの存在は許容されるであろう。燃料が何回リサイクルできるか、FP含有量がどこまで許容できるかは炉物理、被覆材料および加工施設の遠隔自動化の限界などの点から今後明らかにされてゆかねばならない問題である。

PuとUの分離の必要性ならびにFPの除去率がどのくらいまで必要であるかなどが分らないとどのような再処理プロセスが最適であるかを定めることは不可能である。

表一に示すようにプロセスの除染率を目安とし、再処理プロセスを3分類することができる。高除染プロセスは在来の再処理の目標で工場規模で採用されているプロセスはすべてこの分類に入れることができる。高速炉が実用化時代に入った時点では低除染プロセスで充分であるという考え方が常識的である。この場合再処理工程は簡易化され再処理費は軽減される。ただし、実験炉・原型炉などによる燃料照射の実証試験と被覆材や遠隔加工技術の格段の進歩が伴わなければならない。

現時点で高速炉燃料の再処理技術の開発を考える場合基本的に2つの考え方がある。

- (1) 将来の実用高速炉を見越して、あるべき姿としての再処理工程について基礎から積み重ねながら新再処理技術の開発をおこなう。
- (2) 常陽、もんじゅあるいは次の実証炉の使用済燃料の処理をふまえて、high burn up、

高濃度 Pu，燃料形状などの点で軽水炉と異なった高速炉燃料の処理経験を積み重ねながら
実用高速炉再処理技術の開発をはかる。

いずれの考え方をとるかにより開発の進め方ならびに開発のタイムスケジュールが異なる。
わが国の高速炉開発にともない実験炉，原型炉あるいは実証炉と次々に使用済燃料が排出さ
れる。これらの再処理をすべて外国に依存することは，わが国の燃料サイクルの観点からも
高速炉開発プロジェクトの円滑な進展をはかるうえからも好ましいこととは思われない。そ
こで，将来の実用高速炉燃料の再処理技術の開発は(1)の場合については原研や大学などの研
究機関でおこない，並行して動燃としては(2)の立場に立って技術開発を進め最終的に両者の
開発結果を複合した新再処理工程の確立をはかることが合理的であると思われる。この理由
としては，(1)の場合の目標としてむしろ低除染プロセスに関連する新技術の開発ということ
になり主として省略化された FP の分離プロセスの開発が重点になろう。(2)の場合は，高速
炉特有の燃料形状にともなう問題点を除けば，高濃度 Pu，および High burn up などは
現在の軽水炉燃料再処理技術 (Purex 法) でカバーできると考えられる。すなわち軽水炉
燃料と異なる燃料形状に由来する前処理技術の開発 (Na 除去，アセンブリ - 解体と脱被覆
ならびに揮発性 FP の除去など) に重点を置くことである。このような(1)と(2)の開発目標が
是認されれば両者はむしろ並行して開発を進めることが最も合理的である。

さて，動燃として，常陽，もんじゅあるいは実証炉までの燃料の再処理を踏まえて処理技
術の開発をおこない，実証試験をする処理施設はもんじゅ燃料の排出時期に合わせて建設する
ことが好ましい。このような考え方に立つと技術開発と処理施設の建設計画は図 - 1 のよう
になる。処理施設の場所，規模，内容 (予算も含む) は予備調査設計調査を経て，内外の情
報収集と技術開発の成果を基に決められるべきである。

表 1. 再処理プロセス

a) 高除染プロセス	$DF \approx 10^8$	$< 1 \text{ mCi FP/KgPu}$
i) 湿式法 (Purex法)		
ii) ハロゲン揮発法 (フッ化物揮発法)		
b) 中除染プロセス	$DF \approx 10^3$	$\sim 10^2 \text{ Ci FP/KgPu}$
i) 湿式法		
ii) ハロゲン揮発法		
c) 低除染プロセス	$DF \approx 10$	$\sim 10^4 \text{ Ci FP/KgPu}$
i) Pyrochemical		
ii) Pyrometallurgical		
d) 各プロセスに共通なもの		
前処理 (燃料輸送, Na除去, disassembly, decanning)		
および廃棄物処理		

加工工程は自動化遠隔操作

大部分のFPは燃料中に残留し, fissile materialを補充する。加工工程の自動化遠隔操作, 炉中における燃料の炉物理的, 化学的 (特に被覆管) performanceの解明が必要

項目	年度											
	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	59	60
常陽		臨界	燃料排出									
もんじゅ	設計						臨界		燃料排出			
研究開発												
1. キャスタの開発			→									
2. 前処理技術開発												
集合体の解体												
燃料ピンの切断		設計	製作	コールド試験	改造	ホット試験						
3. ボロキソレーション法開発		試験装置製作	コールド試験	改造	ホット試験							
システム設計	→											
ボロキソダイザの開発		設計	製作	コールド試験	改造	総合試験	ホット試験装置製作	ホット試験				
トリチウム除去		基礎実験	工学試験装置製作	試験								
ヨウ素除去		基礎実験	工学試験装置									
貯蔵法, その他												
4. 溶解試験												
5. 溶媒抽出試験			装置製作	試験	ホット試験							
遠心抽出機			装置製作試験 (HNO ₃), (U-HNQ), (U-Pu-HNO ₃)		ホット試験							
パルスカラム			装置製作試験 (HNO ₃), (U-HNQ), (U-Pu-HNQ)		ホット試験							
プルトニウム原子価調整												
6. 集合体部材減容処理技術開発			装置試験	コールド試験	トレーサ試験	ホット試験						
パイロットプラント建設		敷地調査										
		feasibility study			予備設計	詳細設計	工事法認可	建設			試運転	ホット運転

図 1 高速炉燃料再処理開発計画

3. 高速炉燃料再処理の問題点

軽水炉（LWR）の使用済燃料の再処理は、現在ではすでに商業ベースで行なわれている。再処理法としては大部分の工場がPurex法あるいはPurex類似法といった湿式法を採用している。

一方、次の世代の原子炉といわれている高速増殖炉（FBR）の使用済燃料はLWRの使用済燃料に比して、比出力、燃焼度およびPu含有量が可成り高い。このような燃料からPuを回収するためには多くの問題を解決しなければならない。

比出力が高いため、燃料ピンの熱除去効率をよくするため、Naボンドを使用することも考えられている。Naボンドを用いないとしても、被覆管の破損により冷却材として使用するNaを燃料棒中に含む場合も考えられ、いずれも前処理工程で除去する必要がある。

高燃焼率を達成し、高温におけるNaとの両立性を考えると被覆管としてV、Ni、鉄合金が使用されると考えられ、その脱被覆は機械的な方法に、より指向するものと思われる。

燃料中のPu量が多く、Puのインベントリが大となり、経済的な要請からなるべく冷却期間を短縮することが望ましい。この場合、燃料輸送、ハンドリング、再処理中の熱除去が問題になる。また短寿命の揮発性FPの放出を規制するための技術も必要になって来る。Puの含有量が多いのでプロセス機器の設計その他で臨界管理が必要である。

以上のべたFBR燃料の特性、再処理の問題点について、少し詳しく説明する。

3.1 高速炉燃料の特性

現在わが国で建設中の常陽、計画中のもんじゅをFBRの例とし、LWRの美浜1号および敦賀の燃料と比較して表1に示す。

FBR燃料の特徴は燃料ピンの外径が細く、被覆管の肉厚がうすく、ジルコニウムの装荷量が多く、燃焼度の高い点である。

同様な点についてORNLで検討された結果を参考までに表2、表3¹⁾に示す。コアとブランケットを平均した場合、燃焼率はLWRとあまり差がなくなっているが、PuについてはFBRコアのみではLWRの10倍、コアとブランケットをまぜた場合約4倍になると考えられている。

また常陽、もんじゅなどについて、使用済燃料の組成のうちでFP量を図1²⁾に、またウラン、ジルコニウムの組成を表4²⁾に示す。

これらのデータは、常陽コア、50,000MWD/T、もんじゅコア100,000MWD/T。

であり、表1で示されたものと異なることをお断りしておく。ほぼ燃焼率に比例するものと考えてオーダーは推定できるであろう。ORNLでの計算例を表6¹⁾に示した。コアのみの場合、LWRの数倍(同一冷却期間で比較)となる。同様にアクチナイド組成のORNLでの計算例を表7、表8¹⁾に示す。LWRの場合に比してFBRのコアでは、除染の比較的むずかしい¹⁰⁶Ruが10倍近くになっており、安全上問題の多い¹²⁹I、¹³¹I、³Hが数倍になっている。また超ウラン元素のうちで超プルトニウムの生成はPuを燃料とするFBRで当然多くなり、中性子の遮蔽や、プロダクトの取扱上注意が必要であろう。

照射後の被覆管の放射能を計算した結果についてORNLのものを参考までに表9¹⁾に示す。FPの放射能の量に比してオーダーは小さいが、固体廃棄物の処理に関する施設を考えたり、コストを計算するのに必要となるものと思われる。常陽およびもんじゅ燃料の主要仕様および燃焼特性をまとめて表5に示す。

3.2 予想されるフローシート

前節でのべたようにFBR燃料はLWR燃料にくらべていくつかの相違点があり、これまでLWR燃料処理のために確立された技術をベースにするとしても、そのまま適用できない点がいくつか考えられる。将来のFBR燃料の再処理を考える場合、現在の技術を足がかりとして、必要な技術開発も含めた概念的なプロセスの流れを、1) コアのみを処理する場合、2) コアとブランケットをまぜて処理する場合について検討する。

(1) コア再処理フローシート

コア燃料(軸方向ブランケットを除く)を処理、再加工し、炉にリサイクルする場合を想定したもので、UとPuを分離しないで回収するフローシートでFig 2に示す。

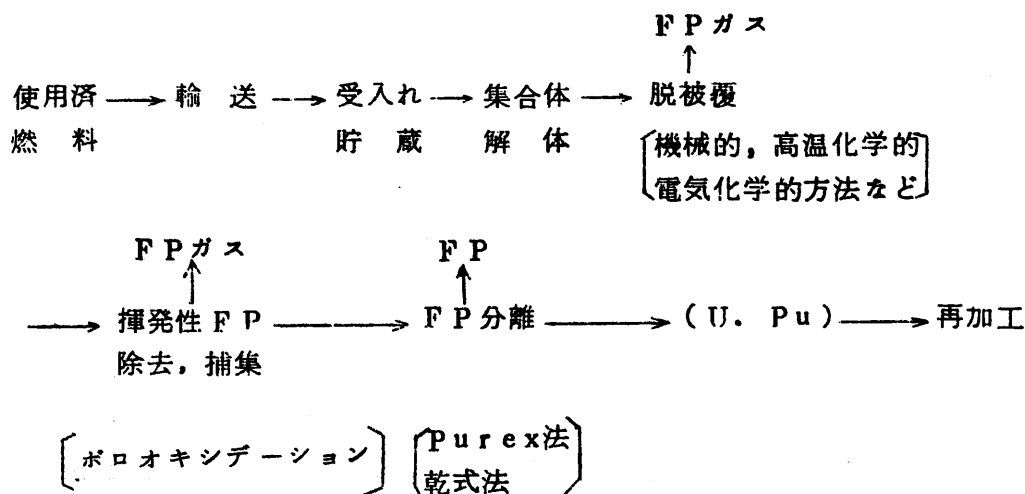


図2. コア再処理フローシート

(2) Pu 回収フローシート

価値の高いPuのみを回収しようというもので、コアとブランケットを一諸に処理することを考えたものである。

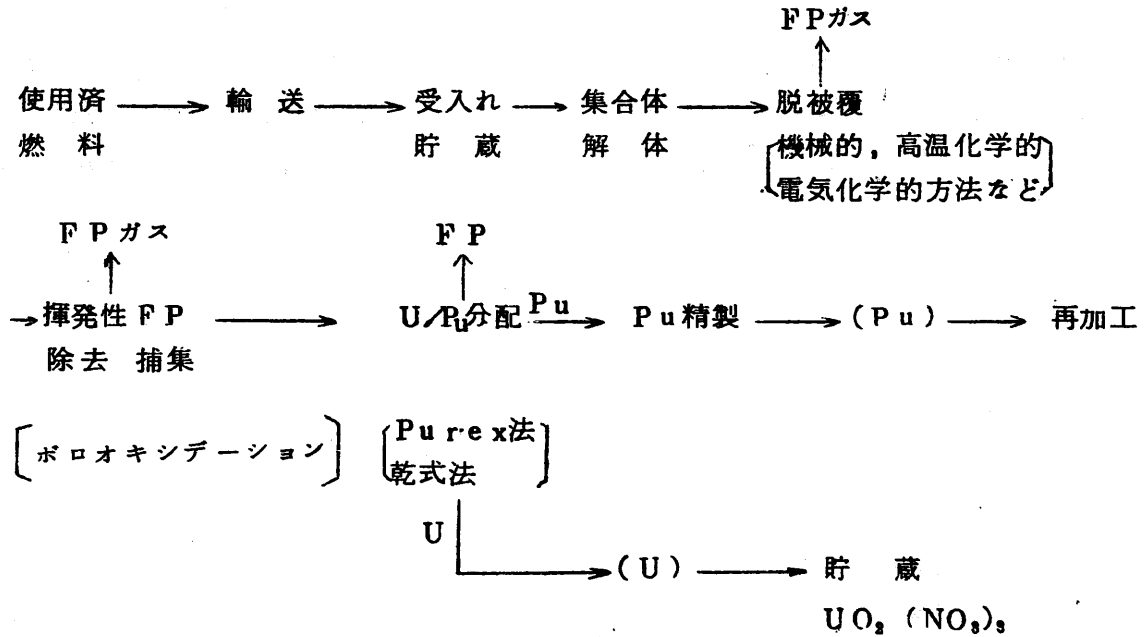


図3 コア+ブランケット再処理フローシート

両方のフローシートをLWR燃料の湿式フローシートと比較した場合、いわゆるヘッドエンドの脱被覆まではほぼ同じであるが燃料の特性、燃焼特性の相違から現在のLWR燃料の再処理で実用に供されているものがそのまま使えないので、熱除去、Na除去などを考慮したFBR用の施設の開発が必要である。

揮発性FPの除去、捕集は、FBRの経済性から、冷却期間の短縮、工場の大容量化にもなって放射線安全の立場から、放射性のKr, Xe, I, Tなどの放出の規制が将来問題になると考えられるので、なるべく湿い状態で除去、捕集し、貯蔵しておく必要があり、そのためのプロセスである。

分離、精製工程は大別して湿式法と乾式法が考えられ、Purex法で、溶解と臨界制御の問題を除けば現在の技術の適用が考えられる。乾式法については除染率の大きなものとしてフッ化物揮発法が有望とされているがPuの回収率に問題があり基礎研究の段階である。その他の乾式法については除染率が低いので遠隔加工技術の開発にともない、再処理と再加工の両方を考慮して最適化を行なう段階で評価されることになるだろう。

4. 高速炉燃料再処理技術の開発計画

高速増殖原型炉もんじゅは昭和55年臨界の予定で準備が進められている。使用済燃料の排出は概略装荷燃料の $\frac{1}{2}$ づつを半年毎に行なわれる計画である。これらの使用済燃料を再処理する施設を燃料排出計画に合わせて建設することは、技術的にも研究開発を要する部分があり不可能であろう。現在、高速炉燃料の再処理技術として開発を要する項目は次に述べる点であろうと考えられる。これらの技術開発の成果をもとにパイロットプラントを建設し、高速炉燃料再処理技術の実証ともんじゅおよび常陽の使用済燃料再処理を行なうことが妥当であろう。以下に開発項目について述べる。

4.1 Feasibility study

Purex法を基本にして高速炉燃料再処理施設を建設するために、研究開発の必要な開発項目を明らかにするとともに、パイロットプラントの概要、規模、経済性等を明らかにするため、feasibility studyを実施する必要がある。このパイロットプラントでは放射能のzero releaseを指向したものとす。現在、4.2以降に述べる項目について研究開発を進める計画であるが、このfeasibility studyによりそのcheckを行ない、さらに、必要な開発項目の抽出を行なう。

4.2 敷地調査

高速炉燃料再処理パイロットプラントのための敷地調査を実施する必要がある。

4.3 キャスクの開発

高速炉使用済燃料の輸送用キャスクの開発が必要であり、特に除熱法に留意したキャスクの設計、製作を行なう。

4.4 ヘッドエンド技術の開発

高速炉燃料集合体は軽水炉燃料と比べて、燃料棒に対する集合体部材の占める割合が大きく、構造が複雑である。また、燃焼度が高いため、溶解までの工程中に熱除去が必要であり、集合体の解体、燃料棒の切断は軽水炉燃料の場合より難しく、軽水炉燃料用の装置をそのまま適用することはできない。高速増殖実験炉常陽の照射燃料集合体試験室(FMF)で解体装置を製作中であるが、解体速度が非常に遅いので、大量処理できる装置を開発する必要がある。解体装置の開発は民間へ委託し、試作した装置の改造、試験を繰返して実用装置を完成させる。

燃料ピンの切断装置についても同様に開発が必要である。軽水炉燃料の切断法として採用さ

れている chopping 方式による試験機を製作し、刃の形状、自動化、除熱法の開発を行ない実用機を完成させる。試作機はボロキシデーション法の開発試験に使用する模擬 UO_2 燃料の切断にも使用する。

4.5 ボロキシデーション法の開発

再処理施設からの放射能 zero release にとって重要なものにトリチウム除去法の開発がある。多量の廃液中からトリチウムを除去する方法についても開発中であるが、技術的にも、経済的にも困難が多い。そこで、燃料溶解以前に燃料を $450\sim 650^\circ C$ に加熱して UO_2 を U_3O_8 に転換することによりトリチウムを気相中に排出させて、濃度の高い状態でトリチウムを除去し、併せて揮発性核種 (Kr, Xe, I など) の除去および付着する Na を不活性化する方法としてボロキシデーション法が開発されつつある。しかし、外国でもまだ基礎研究の段階で実用化の見通しは得られていない。したがって、システムとしての工学的な開発を重点に行なう。

1) ボロキシダイザーの開発

まず、49年度に実施するシステム設計をもとに $1KgUO_2/hr$ 程度のロータリキルン方式のミニボロキシダイザーを製作し、ボロキシダイザーおよび関連技術を開発する。特に開発を要すると思われる項目は、①燃料搬出入、移送、②ガスシール、③ボロキシダイザーの内部構造、④材質、⑤計装等である。ミニボロキシダイザーを用いて最終的には照射済燃料により確性試験を実施する。

2) トリチウムの除去

ボロキシデーション工程から放出されるトリチウムの単体ガスと水蒸気の割合を測定し、単体ガスを触媒により水に転換する処理条件を明らかにする。またトリチウム水蒸気はモレキュラーシーブによる吸着除去法が一般的と思われるが、多量に存在するヨウ素の影響も明らかにする必要がある。これらの結果をもとにミニボロキシダイザーとの組合せ試験のできる工学試験装置を設計製作し、試験を行なう。

3) ヨウ素の除去

高速炉燃料は短期冷却での再処理が要請されるため、軽水炉燃料再処理の場合より、ヨウ素に対する非常に高い DF が要求される。したがって、放出されるヨウ素の化学形を調べ、必要な DF を得るためのアルカリ洗浄、銀浸漬ゼオライト、触媒による CH_3I の分解等ヨウ素除去法の最適組合せを決定する。それにもとづき、工学試験装置を製作し、試験を行なう。

4) その他

気相中には若干の揮発性 F. P. (例えば Cs, Ru 等) や付着ナトリウムの不活性化された Na_2O 等も含まれる。また、 UO_2 、 PuO_2 の粉末も随伴してくるが、これらの除去方法も確立する。気相中の Kr, Xe 等の不活性 F. P. は液化蒸留法等の軽水炉燃料再処理用に開発さ

れている技術が適用できる。

4.6 溶解

PuO_2-UO_2 の硝酸に対する溶解性は、① PuO_2 含有率、② 製造方法、③ 照射レベル等によって変わる。 PuO_2 は一般に硝酸に溶解しにくく、さらに、高燃焼度の高速炉燃料には多量の F.P. が含まれるため、溶解残渣が生ずる。したがって PuO_2-UO_2 燃料の溶解条件の確立と、臨界を考慮した溶解装置の開発が必要である。

4.7 溶媒抽出

高燃焼度の高速炉燃料の溶媒抽出においては溶媒の放射線損傷と高 Pu 含有率による Pu の原子価調整が問題となる。溶媒の放射線損傷を防ぐためには、滞留時間の短い抽出装置の開発が必要である。そのため、外国では遠心速抽出機、スタックト・クローン等の新しい抽出機が開発が進められている。また、パルスカラムも有機相を連続相として使用すれば比較的溶媒の放射線損傷が少なくなる。したがって、新しいタイプの抽出機である遠心速抽出機と使用実績のあるパルスカラムとを用いて試験を行ない、比較検討、選定をおこなう。

また、プルトニウム含有率の高い高速炉燃料の湿式再処理にとってその原子価調整は回収率を向上させる上で重要であり、プロセスおよび廃液処理に悪影響のない Pu 原子価調整法の開発が必要である。その有効な方法の一つと考えられる電解法について検討し、溶媒抽出機へ組み込み、その技術を実証する。

4.8 燃料集合体解体部材減容処理

高速炉燃料集合体の部材の占める容積は軽水炉燃料集合体と比べて非常に大きく、貯蔵に際して減容処理の効果は大きい。これらの減容処理法としては圧縮、溶融等の方法が考えられるが、最も減容効果の大きく放射性物質の固定効果のあると思われる溶融処理法の開発を行なう。特に溶融処理における放射性物質の挙動（オフガス系へ移行とオフガス処理）、インゴット中の放射性物質の均一性、溶融炉の材質等を検討し、工学試験装置により実証する。

N842-74-01

参 考 文 献

- 1) Chem, Tech, Div, ORNL: ORNL-4436, June, 1970
- 2) プル燃設計課: Pu燃Memo 46D-71-009 S45年4月

表 1. 高速実験炉および原型炉の主要目（再処理に関連したもの）

主 要 目	Joyo	Monju	美 浜 1	教 賀
	実 験 炉	原 型 炉	PWR 実用炉	BWR 実用炉
原子炉熱出力	50 MW	714 MW	1031	970
燃料要素全長	1,910 mm	2800 mm	3,476	4,345
燃料ペレット径	5.4 mm	5.4 mm		
燃料被覆管外径	6.3 mm	6.5 mm	1072	143
厚さ	0.35 mm	0.45 mm	0.62	0.81
半径方向ブランケット燃料				
ペレット外径	13.6 mm	10.4 mm		
燃料要素全長	1,910 mm	2800 mm		
被覆管厚さ	0.6 mm	0.5 mm		
炉心の U_{235} 濃縮度	23 W/O	—	3.07	2.49
炉心のPu富化度	17.7 W/O	内 外 平衡 15.99 2.177 初期 15.51 2.161 Pufiss/U+Pu		
Puのアイソトープ比				
$Pu^{239} / Pu^{240} / Pu^{241}$	7.66 / 19.0 / 3.7	58 / 24 / 14 / 4		
炉心燃料装荷量	763 kg / U+Pu	5.6 t / Pu+U	48 t	60.677 t
ブランケット装荷量	軸方向 1015 kg / U 半径方向 6734	4.7 t / U 13.0		
増殖比	1.0	初期 1.15 平衡 1.17		
最大燃焼度（目標）	25,000 MWD/T	80,000 MWD/T	27,000	16,500
被覆管材質	SUS-32	SUS-32		
燃料予想排出量 (t/y)				
炉心燃料	Pu ca 0.12*	2.24		
軸方向ブランケット	^{235}U ca 0.13	1.88		
半径方向ブランケット	DU ca 4	52 3.48		
	* Pu 燃水田職員 Memo Joyo-01-01より 調整設計後の値 Pu 燃大竹職員より	もんじゅ第3次 設計 (48/5)	再処理建設部武田 職員より	

Table 2. Fuel Comparison: Light-Water Reactors
and Future Fast Breeders

	Typical Fast Reactor Fuel	LWR Fuel, ^b UO ₂ -PuO ₂ (with Pu Recycle)	LWR Fuel, ^c UO ₂
Burnup, Mwd/ton			
Core	80,000	33,900	20,300
Core and blanket, average	33,000		
Specific power, kw/kg fuel in core (at 85% load factor)	148.8	33.76	33.61
Decay heat, w/kg fuel			
30-day decay:			
Core	199.	50.7	46.6
Core and blanket	82		
150-day decay:			
Core	76.4	21.5	16.9
Core and blanket	28		
Plutonium content, g/kg Fuel			
Core	243	26.9	7.5
Core and blanket; 72% Pu is fissile	104		
Iodine, curies/ton after cooling period	<u>30-Day</u>	<u>150-Day</u>	<u>150-Day</u>
Core	37x10 ⁵	11.92	2.8
Core and blanket	15x10 ⁵	4.92	2.57
Process containment factor for 1-ton/day capacity	~10 ⁸	~10 ³	~10 ²

^aReactor No. 21 (LMFBR: AI reference oxide). See Fuel Recycle Task Force Report, WASH-1099 (in preparation).

^bReactor No. 16 (LWR: Pu recycle with tails). See Fuel Recycle Task Force Report, WASH-1099 (in preparation).

^cReactor No. 1 (LWR: UO₂). See Fuel recycle Task Force Report, WASH-1099 (in preparation).²

Table 3. Comparison of Properties of FFTF and Conceptual LMFBR's

	FFTF	AI	Follow-On Plants ^a				
		Ref. Oxide	AI	B&W	CE	GE	W
Fuel form	Oxide	Oxide	Oxide	Oxide	Carbide	Oxide	Carbide
Nuclear data (at full power)							
Power, Mw(thermal)	400	2500	2400	2450	2465	2417	2600
Core							
Avg. sp. pwr., Mw/metric ton (U+Pu)	158	175	115	103	122	157	161
Burnup, Mwd/metric ton	45,000	80,000	67,400	100,000	100,000	100,000	100,000
Charge, metric ton (U+Pu)	2.5	12.6	19.1	23.9	17.32	13.45	13.7
Charge, metric ton (Fissile Pu)	0.51	1.96	2.33	2.77	1.92	1.62	1.98
Chage, Pu/(U+Pu)	0.23	0.22	0.171	0.16	0.16	0.17	0.18
Rod avg. linear pwr., kw/ft	7.8	10.0	10.1	8.3	29.5	9.63	18.5
Rod max. linear pwr., kw/ft	13.1	16.	16.0	14.4	43.5	16.3	39.2
Max. clad. temp., °F		1230	1220	1174	1170	1300	1300
Max. fuel temp., °F	4200	4748		4000	2310		2630
Axial blanket							
Avg. sp. pwr., Mw/metric ton (U)		5.5	5.71	2.83	10.2	12.2	
Burnup, Mwd/metric ton (U)		2500	3340	2000.	7800	7200	
Charge, metric ton (U)		7.32	13.1	19.1	25.97	15.0	11.

Table 3. (Cont'd.)

	FFTF	AI	Follow-On Plants ^a				
		Ref. Oxide	AI	B&W	CE	GE	W
Radial blanket							
Avg. sp. pwr., Mw/metric ton (U)		10.	7.89	8.38	24.2	6.95	3.0
Burnup, Mwd/metric ton (U)		8100	12,700	9000.	57,000	7000	
Charge, metric ton (U)		26.7	15.6	10.1	5.69	16.7	33.
Core-axial blanket fuel assembly							
	Hex.	Hex.	Hex.	Hex.	Circular	Hex.	Square
Number per reactor	76	252	274	288	219	265	244
Shroud material	SS	SS	SS	SS	SS	SS	SS
Thickness, in	0.140	0.168	0.140	0.128	0.050	0.060	0.020
Length							
Core, in.	36	48	42.8	34.7	24	30	39.3
Axial blanket (each end), in.		12	12,15	14	18	15	15
Plenum, in.	36	60	38		18	20	25
Rod, in.	87	144	110	66	79.8	82.3	100
Overall, in.	168	212	180	110	144	119	122.5
Width or diameter, in.	4.615	5.4	5.62	6.45	6.53	5.62	5.25
Fuel rod data							
Number per assembly	217	217	217	331	163	331	168
Outside diameter, in.	0.230	0.25	0.300	0.280	0.400	0.25	0.302
Pitch, in.	0.286	0.341	0.359	0.337	0.451	0.30	0.375
Clad thickness, in.	0.015	0.015	0.0175	0.010	0.011	0.010	0.012
Clad material	316 SS	304 SS	316 SS	304 SS	316 SS	316 SS	316 SS
Fuel density, % theoretical	88	88, 93	88, 93	85	99	85	90
Bond	He	He	He	He	0.014 ^b Na	He	0.03 ^b Na
Vented?	No	No	No	Yes	Yes	Yes	Yes
Type of spacer	Wire	Wire	Wire	Ribbon	Wire	Wire	6 grids
Spacer material	SS	SS	DD	SS	SS	SS	Inconel
Radial blanket assembly							
Number per reactor		Hex. 147, 87	Hex. 66, 72	Hex. 138	Hex. 60	Hex. 126	Square 273
Length							
Fuel, in.		60, 48	56, 43	42.7	36	60	69.3
Rod, in.		84, 72	66, 53	66	51.8	82	100
Overall, in.		212	180	110	144	119	122.5

Table 3. (Cont'd.)

	FFTF	AI Ref. Oxide	Follow-On Plants ^a				
			AI	B&W	CE	GE	W
Width or diameter, in.		5.4	5.62	6.45	6.53	5.62	5.25
Fuel rod data							
Number per assembly		169, 91	91, 61	91	91	127	60
Outside diameter, in		0.35, 0.51	0.0, 0.62	0.610	0.600	0.42	0.55
Pitch, ^c in.		0.36, 0.49	0.55, 0.68	0.640	0.652	0.47	0.604
Clad thickness, in.		0.015	0.0175	0.017	0.020	0.015	0.012
Clad material		304 SS	316 SS	304 SS	316 SS	316 SS	316 SS
Fuel density, % theoretical		93	93	90	99	95	Oxide, 95
Bond		He	He	He	0.02 ^b Na	He	He
Vented?		No	No	Yes	No	No	No
Type of spacer		Wire	Wire	Ribbon	Wire	Wire	
Spacer material		SS	SS	SS	SS	SS	

^a AI = Atomics International; B&W = Babcock nad Wilcox; CE = Combustion Engineering; GE = General Electric; W = Westinghouse.

^b Inches.

^c The Westinghouse rods have a square pitch; all others have a triangular pitch.

[Pu 燃 Memo No.]
[D-71-0091]

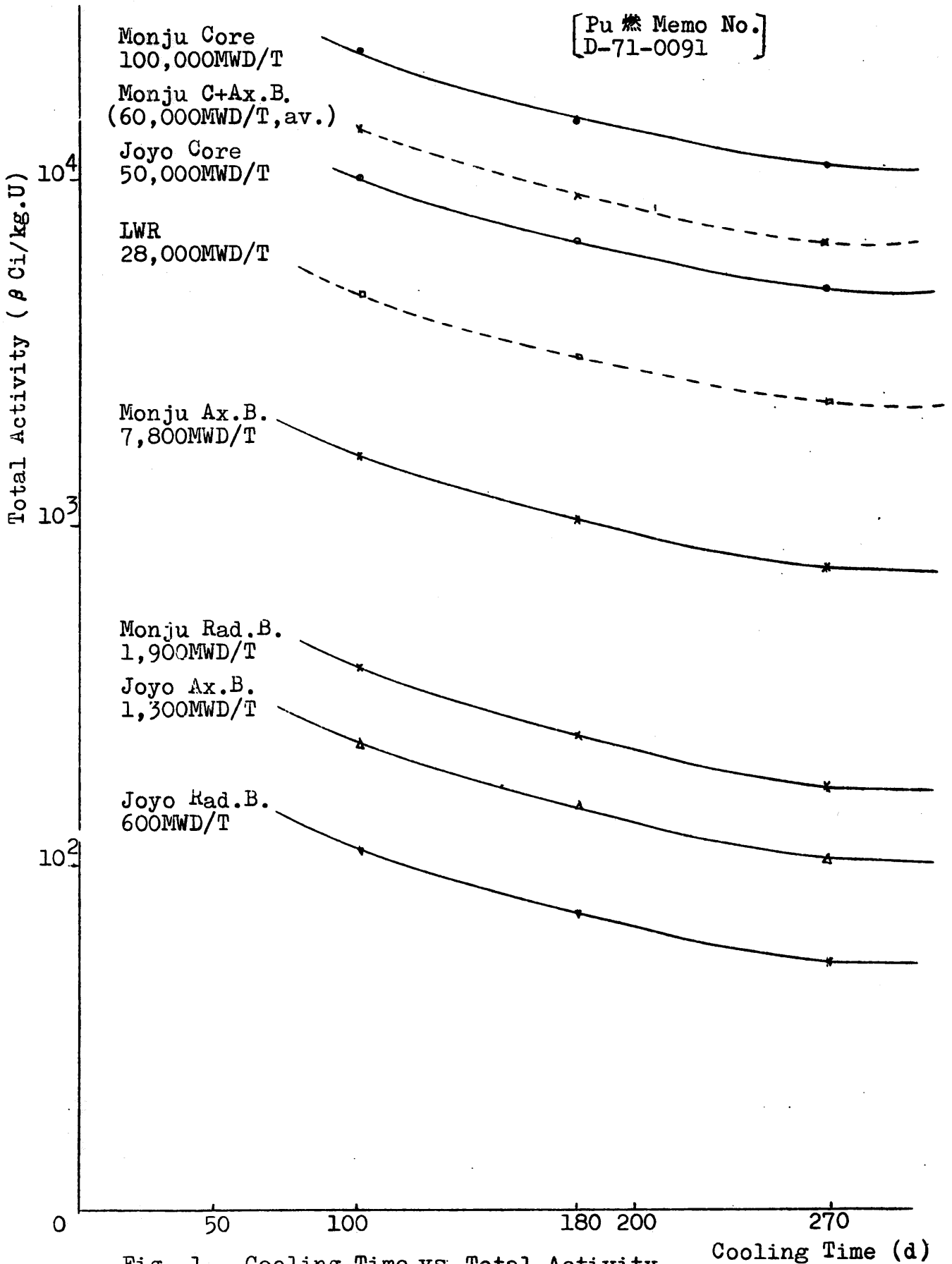


Fig. 1. Cooling Time vs Total Activity

表4 燃料の燃焼特性

	常 陽 50 Mwth			[もんじゅ 750 Mwth]			LWR
	コ	ア		コ	ア		
	軸方向 ブランケット	半径方向 ブランケット	半径方向 ブランケット	軸方向 ブランケット	半径方向 ブランケット	半径方向 ブランケット	
核燃料物質	PuO ₂ -UO ₂	UO ₂	UO ₂	PuO ₂ -UO ₂	UO ₂	UO ₂	UO ₂
装荷量	763 Kg	1,015 Kg	6,734 Kg	5.64 t	4.39 t	12.3 t	~60 t
照射前燃料組成							
U-235	18.9%	0.7%	0.7%				~4
U-238	63.2	99.3	99.3	78%*		100%*	96~
Pu-239	12.7			15(fissile)			
Pu-240	4.4			7(Nonf)			
Pu-242	0.9						
	0.1						
照射後燃料組成							
U-235	15.9%	0.66%	0.68%				
U-236	0.6			~70%*		97%*	
U-238	61.8	98.6	98.7	~13(fissile)		2(fissile)	~1.1%
Pu-239	11.8	0.66	0.37	~7(Nonf)		0.2(Nonf)	
Pu-240	4.4						
Pu-241	0.9						
Pu-242	0.1						
FP	4.5	0.1	0.66	~10		0.8	
燃焼度 (MWD/T)	50,000	1,300	600	100,000		7,000	28,000

* 組成はANL-7137(1966)を参考にした。

表5 常陽およびもんじゅの燃料仕様並びに燃焼特性(まとめ)

		常 陽 50 Mwt				もんじゅ 750 Mwt			
		炉心領域	軸方向ブランケット領域	半径方向ブランケット領域	備 考	炉心領域 内 外	軸 方 向 ブランケット領域	半 径 方 向 ブランケット領域	備 考
1. 燃焼度	MWD/T	50,000	1,300	600		100,000	7,800	19,000	
2. 熱出力	MW (t)	65.6	3.0	9.3		132	10	25	
3. 炉内装荷量	T (U+Pu)	763Kg	1,015	6,734	炉心 PuO ₂ 163Kg UO ₂ 740	5.6×10 ⁸	4.7×10 ⁸	1.30×10 ⁴	
4. 年間取替量	(")	(382Kg)	(508Kg)	(3,378Kg)		2.24×10 ⁸ Kg	1.88×10 ⁸ Kg	5.2×10 ⁸ Kg 3.4P	
5. 分裂性Pu 年間装荷量	kg (239+241)	105Kg	0	0	炉心 Ufissile 144Kg/y 137Kg/y Pu	400Kg	0	0	
6. 分裂性Pu 年間取出量	"	9.65	3.6	13.3	Ufissile 121Kg/y	244Kg	96	140	
7. 初期濃縮度	%	20.0	0	0	20% PuO ₂ 23.3% E-UO ₂	15.51 21.61	0	0	Pu fissile
8. 被覆管外径	mm	63.0	63.0	ベレット O. D. 13.6		6.5 6.5	6.5	ベレット O. D. 10.4	
9. 被覆管厚み	"	0.35	0.35	0.6		0.45 0.45	0.45	0.5	
10. 燃料部長さ	"	600	400			900	350		
11. プレナム長	"	400				1,130			
12. 燃料ピン全長	"	1,910		1,910		2,800	2,800		
13. 燃料ベレット 密度	g/cm ³	10.39	10.30	10.30		9.43	10.18	10.18	
14. 増殖比					1.01				初期 1.15 平衡 1.17

N842-74-01

Table 6. Fission Product Activity of Spent IMFBR Core Fuel as a Function of Decay Time

Burnup = 80,000 Mwd/metric ton

Specific power = 148.15 Mw/metric ton

Nuclide activities are given in curies per metric ton (U+Pu) charged to core

	on Discharge from Reactor	After Cooling Times of:				
		30 days	90 days	150 days	3 years	30 years
^3H	2,340	2,330	2,310	2,290	1,980	432
^{85}Kr	24,900	24,800	24,500	24,300	20,600	3,610
^{86}Rb	8,150	2,670	288	31		
^{89}Sr	2,240,000	1,500,000	674,000	303,000	1.01	
$^{90}\text{Sr}+^{90}\text{Y}$	209,000	206,000	204,000	204,000	191,000	98,200
^{91}Y	3,080,000	2,170,000	1,170,000	527,000	7.56	
^{95}Zr	7,050,000	5,120,000	2,700,000	1,420,000	59.2	
$^{95\text{m}}\text{Nb}$	141,000	109,000	57,300	30,200	1.26	
^{95}Nb	6,970,000	6,510,000	4,460,000	2,660,000	126	
$^{99}\text{Mo}+^{99\text{m}}\text{Tc}$	13,950,000	8,510	0.00289			
$^{103}\text{Ru}+^{103\text{m}}\text{Rh}$	14,480,000	8,570,000	3,000,000	1,049,000	0.0675	
$^{106}\text{Ru}+^{106}\text{Rh}$	6,820,000	6,460,000	5,760,000	5,140,000	862,000	0.00698
$^{110\text{m}}\text{Ag}$	4,650	4,280	3,630	3,080	231	
^{110}Ag	323,000	557	472	401	300	
^{111}Ag	505,000	31,600	123	0.482		
$^{113\text{m}}\text{Cd}$	341	340	337	334	294	77.3
$^{115\text{m}}\text{Cd}$	954	558	224	85.0		
$^{119\text{m}}\text{Sn}$	49.9	46.0	38.9	32.9	2.39	
$^{121\text{m}}\text{Sn}$	142	142	142	142	138	108
$^{123\text{m}}\text{Sn}$	2,070	1,750	1,250	900	4.74	
^{125}Sn	153,000	16,700	200	2.40		
^{125}Sb	50,500	50,700	48,800	46,700	24,000	23.4
$^{125\text{m}}\text{Te}$	17,100	17,900	18,700	18,600	9,960	9.7
^{126}Sb	10,200	1,940	73.8	6.85	4.36	4.36
^{127}Sb	846,000	4,040	0.0888			
$^{127\text{m}}\text{Te}+^{127}\text{Te}$	1,023,000	315,000	213,000	145,600	354	
$^{129\text{m}}\text{Te}$	818,000	446,000	131,000	38,600		
^{129}Te	1,960,000	286,000	84,100	24,800		
^{129}I	0.129	0.131	0.132	0.133	0.133	0.133

Table 6. (continued)

	On Discharge from Reactor	After Cooling Times of:				
		30 days	90 days	150 days	3 years	30 years
^{131}I	4,320,000	336,000	1,920	10.9		
$^{131\text{m}}\text{Xe}$	45,100	15,100	581	17.9		
$^{132}\text{Te} + ^{132}\text{I}$	12,140,000	20,500	0.0583			
^{133}Xe	7,920,000	181,000	67.5	0.0252		
^{134}Cs	78,600	76,500	72,400	68,400	28,500	3.16
^{136}Cs	365,000	73,800	3,010	123		
$^{137}\text{Cs} + ^{137\text{m}}\text{Ba}$	515,000	514,000	512,000	510,000	480,000	257,000
$^{140}\text{Ba} + ^{140}\text{La}$	12,960,000	2,690,000	104,500	4,060		
^{141}Ce	6,760,000	3,580,000	991,000	275,000		
^{143}Pr	6,380,000	1,850,000	89,000	4,270		
$^{144}\text{Ce} + ^{144}\text{Pr}$	6,820,000	6,180,000	5,340,000	4,820,000	458,000	
^{147}Nd	2,830,000	434,000	10,300	242		
^{147}Pm	812,000	822,000	792,000	758,000	382,000	302
$^{148\text{m}}\text{Pm}$	177,000	108,000	40,000	14,900		
^{151}Sm	10,900	10,900	10,900	10,800	10,600	8,620
^{154}Eu	2,530	2,520	2,500	2,490	2,220	690
^{155}Eu	209,000	202,000	190,000	178,000	66,200	2.14
^{156}Eu	304,000	77,600	4,850	303		
^{160}Tb	34,100	25,600	14,400	8,070	0.906	
^{161}Tb	47,400	2,330	5.61	0.0135		
$^{162}\text{Gd} + ^{162\text{m}}\text{Tb}$	24,200	22,800	20,400	18,140	3,020	
Total curies /metric ton	621,000,000	48,800,000	26,800,000	18,200,000	2,540,000	370,000
Beta power, w/metric ton	4,140,000	100,000	62,100	48,700	6,980	585
Gamma power, w/metric ton	2,210,000	95,600	43,900	25,700	1,840	494

Table 7. Isotopic Composition of Actinides in Spent LMFBR Core Fuel as a Function of Decay Time

Burnup = 80,000 Mwd/metric ton

Specific power = 148.15 Mw/metric ton

Nuclide concentrations are given in grams per metric ton (U+Pu) charged to core

	As Charged to Reactor	On Discharge from Reactor	After Cooling Times of:				
			30 days	90 days	150 days	3 years	30 years
⁴ He	0	1.66	1.82	2.10	2.33	4.10	20.5
²³³ U	0	0.00122	0.00122	0.00122	0.00122	0.00122	0.00122
²³⁴ U	0	21.8	22.9	25.2	27.6	64.2	407
²³⁵ U	0	6.18	6.44	6.98	7.51	15.9	104
²³⁶ U	0	8.72	9.15	10.0	10.9	24.6	167
²³⁸ U	782,000	719,000	719,000	710,000	719,000	719,000	719,000
²³⁷ Np	0	176	179	180	180	190	555
²³⁶ Pu	0	0.00178	0.00175	0.00168	0.00162	0.00086	0.0000012
²³⁸ Pu	2,590	1,820	1,830	1,840	1,840	1,840	1,490
²³⁹ Pu	130,000	116,000	117,000	117,000	117,000	117,000	116,000
²⁴⁰ Pu	51,800	52,400	52,400	52,400	52,400	52,400	52,300
²⁴¹ Pu	26,000	14,500	14,500	14,400	14,200	12,400	2,940
²⁴² Pu	8,760	9,020	9,020	9,020	9,020	9,020	9,020
²⁴¹ Am	0	1,270	1,330	1,460	1,590	3,410	12,500
²⁴² Am	0	24.6	24.6	24.6	24.6	24.3	21.5
²⁴³ Am	0	710	711	711	711	710	709
²⁴² Cm	0	61.6	54.6	42.3	32.0	0.645	0.0517
²⁴³ Cm	0	2.32	2.32	2.31	2.30	2.17	1.21
²⁴⁴ Cm	0	42.3	42.2	41.9	41.7	37.7	13.4
Total	1,000,000	915,000	915,000	915,000	915,000	915,000	915,000

Table 8. Radioactivity of Actinides in Spent LMFBR Core Fuel as a Function of Decay time

Burnup = 80,000 Mwd/metric ton
 Specific power = 148.15 Mw/metric ton
 Nuclide activities are given in curies per metric ton (U+Pu) charged to core

	Charged to Reactor	Discharged from Reactor	After Cooling Times of:				
			30 days	90 days	150 days	3 years	30 years
²²³ Th+ daughters	0	0.00519	0.0060	0.00816	0.0107	0.0744	0.202
²³² U	0	0.00595	0.00668	0.00812	0.00949	0.0249	0.0337
²³⁴ U	0	0.135	0.142	0.156	0.171	0.397	2.52
²³⁷ U	0	302,000	13,900	29.2	0.0617		
²³⁸ U	0.260	0.239	0.239	0.239	0.239	0.239	0.239
²³⁷ Np	0	0.124	0.127	0.127	0.127	0.134	0.391
²³⁹ Np	0	81,500,000	11,900	137	137	137	136
²³⁶ Pu	0	0.946	0.931	0.894	0.859	0.458	0.000643
²³⁸ Pu	43,800	30,700	30,800	31,000	31,100	31,000	25,200
²³⁹ Pu	7,940	7,120	7,150	7,150	7,150	7,150	7,140
²⁴⁰ Pu	11,400	11,600	11,600	11,600	11,600	11,500	11,500
²⁴¹ Pu	2,970,000	1,660,000	1,650,000	1,640,000	1,620,000	1,420,000	325,000
²⁴² Pu	34.2	35.2	35.2	35.2	35.2	35.2	35.2
²⁴¹ Am	0	4,120	4,320	4,730	5,140	11.100	40,500
^{242m} Am	0	239	239	239	239	236	209
²⁴² Am	0	393,000	239	239	239	236	209
²⁴³ Am	0	137	137	137	137	137	136
²⁴² Cm	0	204,000	181,000	140,000	109,000	2,130	171
²⁴³ Cm	0	107	107	106	106	100	55.7
²⁴⁴ cm	0	3,430	3,420	3,400	3,380	3,060	1,090
Total	3,030,000	167,000,000	1,920,000	1,840,000	1,790,000	1,480,000	422,000

Table 9. Cladding Activity of Spent LMFBR Core Fuel as a Function of Decay Time

Burnup = 80,000 Mwd/metric ton

Specific power = 148.15 Mw/metric ton

Nuclide activities are given in curies per metric ton (U+Pu)
charged to core

	On Discharge from reactor	After Cooling Times of:				
		30 days	90 days	150 days	3 years	30 years
¹⁴ C	0.0584	0.0584	0.0584	0.0504	0.0583	0.0581
³² P	2,310	539	29.4	1.61		
³³ P	13.5	5.86	1.11	0.210		
⁵¹ Cr	61,700	29,200	6,550	1,470		
⁵⁴ Mn	150,000	140,000	122,000	107,000	12,200	
⁵⁵ Fe	76,000	74,300	71,200	68,100	34,100	25.5
⁵⁹ Fe	10,300	6,520	2,590	1,030		
⁵⁸ Co	410,000	307,000	171,000	95,500	10.00	
⁶⁰ Co	1,350	1,330	1,310	1,280	908	25.9
⁵⁹ Ni	2.13	2.13	2.13	2.13	2.13	2.13
⁶³ Ni	67.8	67.7	67.6	67.6	66.3	54.1
Total	1,270,000	559,000	375,000	274,000	47,400	108

付 属 資 料

高速炉燃料湿式再処理の技術開発経過について

1. 研究開発の目的

- (1) 軽水炉燃料再処理工場で高速実験炉 (Joyo) の使用済燃料を処理するために必要な技術を開発する。

(昭和44年度開始→46年度で中断)

- (2) 将来の高速炉燃料再処理に関する技術開発をおこない、この成果を基に高速原型炉 (Monju) の使用済燃料を対象とする処理施設を建設し、安全性も含めて必要な処理技術の開発およびその実証を行なう (昭和47年度より調査48年度認可予質ベースで開始)

2. 経過

- (1) 昭和44年頭初より動燃再処理工場でJoyoの使用済燃料を再処理する場合の feasibility study を行なった (本社再処理部と技開発研)。この時4エレメント/日と処理量を落とし、うすめて処理すること、また溶媒として10%TBP/ドデカンを採用することを検討し、その結果をIAEAの高燃焼度燃料の再処理に関するパネルに報告、名大の内藤先生が発表された。¹⁾ その後44年4月より上記 feasibility study の結果をもとにその chemical flowsheet の確性試験に着手した (原研再開試プルトニウム実験室で実施)。同時に分離試験グループも発足し基礎試験が開始された。

実施内容はJoyoの使用済コアのみを処理する場合 (第1ケース) の第1, 第2サイクルのフローシートの確性試験およびPuとNpの抽出挙動に関する試験であった。

昭和45年度はFBR実施予算で継続することとなり、引続いて第1ケースの第2, 第3サイクルの確性試験を行なった。Pu, Np, Amの抽出挙動についても検討した。さらに実際に照射した燃料を用いて chemical flowsheet の確性試験を行なうため大洗工学センターのAGF 167セルで試験を行なうことを計画し、そのため必要な内装機器の整備および保安関係規則の作成を行なった。

昭和46年度は引続いてFBR予質でコアとブランケットを一緒に処理する場合 (第2ケース) の第1, 第2, 第3サイクルのフローシートの確性試験を行なった。

AGFの167セルにおいて照射済燃料の溶解試験ならびに溶解液を用いる γ -確性試験を行なうため諸般の準備をととのえ内装機器の作動試験、通水試験を実施したが種々の理由から中止することとした。またNp, Amの抽出挙動について実験を行ない速抽出機について文献調査を実施した。

- (2) 昭和47年度はこれまでのJoyoの使用済燃料を動燃再処理工場で処理するための研究中止にかんがみ新しく体制を整備し将来のFBR燃料の最も合理的な再処理技術を確立すること

とを最終目標に工程設計の最適化に役立たせるため、海外における技術開発の現状について調査を行なった。調査は Purex 法を高速炉燃料の再処理に適用する場合の問題点に重点をおいて実施した。この調査結果をもとに、将来の高速炉燃料再処理技術開発の第一段階として Monju の使用済燃料を対象とする処理施設を建設し、必要な処理技術の開発、およびその実証を行なうことを目的とした開発計画案を再処理部と検討作成し、東海事業所でも現天沼副本部長、安久津部長はじめ関係者の協力を得て計画案を検討修正、48年度の予算要求にそなえることとした。²⁾

- (2) 48年度は使用済燃料再処理費、研究開発費、開発諸費として20,000千円の予算が認められた。抽出工程を中心に技術調査、文献調査を行ない、ミニ速抽出機を製作するための調査を行ない、その結果をもとに予備設計を日立製作所に依頼しさらにこれをもとに試作を依頼したが SGN の特許問題が生じ現在交渉中で製作は一時中止している。

これまでの実績を Joyo 使用済燃料および Monju 使用済燃料にわけてバーチャードでそれぞれ第1図に示す。

3. 49年度の計画

- (1) 49年度も20,000千円の認可予算で継続がきまり、ヘッドエンド関係の調査、ミニ速抽出機を用いた抽出試験、ボロキシテーション法の技術開発を行なう予定である。

ボロキシテーション法の技術開発については48年度の調査結果をもとに日立製作所のロボーサルを検討している。

4. これまでの成果

4.1 Joyo 使用済燃料の再処理

- (1) 動燃再処理工場にヘッドエンド施設を付加し、うすめて処理する場合の chemical flow-sheet の確性試験 (α -試験; 未照射 U, Pu を使用した試験) を終了し 10% TBP フローシート³⁻⁵⁾ の適用性を実証した。
- (2) セル内で行なう γ -試験に必要な機器の開発を行なった。⁶⁾
- (3) 10% TBP / ドデカン-U-Pu-HNO₃ 系の分配データの測定およびミニミキサーセトラパン⁷⁾ の内の濃度プロファイルを計算するコンピューターコードを作成した。

4.2 Monju 使用済燃料の再処理

- (1) 諸外国における高速炉燃料再処理の実情を調査し報告を作成した。⁸⁻¹⁶⁾
- (2) 開発計画の検討
- (3) ミニ速抽出機について予備設計を行ない製作を依頼した。
- (4) ボロキシテーション法について日立製作所と実験の進め方について検討を進めている。

開発項目	予算額 (千円)	43	44	45	46	47	48	49	備考
(1)分離試験									
Pu抽出挙動	44年度 3,000 (N)								
Pu燃料溶解調査									
超ウラン元素分離									
(2) Joyo燃料再処理									
フロンシート, 安全性	44年度 8,000 (N)								
確性試験									
AGF7セル整備	45年度 15,950 (FBR) 46年度 3,000 (N) 6,000 (FBR)?								
超ウラン, FP分離									
γ-確性試験						コールド			
(3) Monju燃料再処理調査	47年度 1,000(N)								
	48 2,200(再)								
	49 1,500(再)								
抽出機検討, 製作	48 17,000(再)								
	49 6,000(再)								
ボロキシテーション法	49 8,500(再)								
年度別予算計 (千円)			11,000	15,950	9,000?	1,000	17,000	16,000	

第1図 高速炉燃料湿式再処理の技術開発経過 (実施ベース)

参 考 文 献

- 1) Reprocessing of Japan Experimental Fast Reactor Fuel in a Purex Reprocessing Plant: S. Sato, T. Hoshino and K. Naito. (May 1969)
- 2) N842-72-01 ; 技術部開発研究 (1972)
- 3) N841-70-31 ; 坪谷他 (1970)
- 4) N841-71-22 ; 星野他 (1971)
- 5) Flowsheet Studies on Reprocessing of Japan Experimental Fast Reactor Fuel in a Purex Plant ; International Solvent Extraction Conference 1971, Paper No. 139, The Hague, Netherlands, April (1971)
- 6) N952-71-04 ; 権田他 (1971)
- 7) SN841-71-32 ; 星野他 (1971)
- 8) N860-71-04 ; 星野 (1971)
- 9) N851-72-01 ; 市川他 (1972)
- 10) N851-72-03 ; 権田 (1972)
- 11) N851-72-04 ; 権田 (1972)
- 12) N851-72-05 ; 権田 (1972)
- 13) N851-72-06 ; 権田 (1972)
- 14) N851-72-07 ; 権田 (1972)
- 15) N851-72-08 ; 星野 (1972)
- 16) N851-72-09 ; 星野 (1972)