

〒N842-72-01

<調査報告>

本資料は 年 月 日付で登録区分、  
変更する。 2001. 6. -6

[技術情報室]

# 高速炉燃料再処理技術の開発

Development of Techniques for FBR Fuels Reprocessing

1972年6月

動力炉・核燃料開発事業団

東海事業所

4

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49  
核燃料サイクル開発機構  
技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:  
Technical Cooperation Section,  
Technology Management Division,  
Japan Nuclear Cycle Development Institute  
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184  
Japan

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)  
2001



## 高速炉燃料再処理技術の開発

報告者 東海事業所技術部  
開発研究室

作成日 昭和47年4月30日

目的 高速炉燃料の再処理に関連する技術開発の進め方、技術的問題点についてまとめる。

要旨 高速炉の使用済燃料の再処理と、再加工工程の完成は燃料サイクル確立の観点から欠くことのできない重要問題である。

本報告は、将来の高速炉燃料を再処理するに当り最も合理的かつ経済的な方法を開発するため、現時点で考えられる技術的問題点について論じ、技術開発の進め方の1つを示したものである。その基本的な考え方は、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、高燃焼度、高プルトニウム濃度、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、実用高速炉燃料の再処理技術の開発をはかるというものである。

具体的には、技術開発の第一段階として、もんじゅの使用済燃料を供試試料とする再処理技術の開発施設の建設を主要な柱とし、そのために必要な技術および関連技術の開発を行なう。

## 高速炉燃料再処理技術の開発

### 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平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。

本計画は将来の高速炉使用済燃料を処理する場合、最も合理的かつ経済的な処理法の開発を行なうため現状技術調査に基づき工程設計をおこない技術開発に必要な施設を作りもんじゅ燃料を供試試料として試験を行なう。

### 2. 高速炉燃料再処理の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ト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か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—1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，平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合理的な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)でいつもカバーできるであろうことは「高速炉燃料温式分離に関する研究」の $\alpha$ -確性試験の結果<sup>1)</sup>から容易に判断することができる。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平行して開発を進めることが最も合理的であるという理由が成り立つ

さて，動燃として常陽，もんじゅあるいは実証炉の使用済燃料を試料として高速炉燃料に特有な前処理技術の開発をおこなうとすれば，開発のための施設は前記高速炉の燃料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施設の建設計画は図—1のようになる。開発施設のsite，規模，内容(予算も含む)は予備調査，設計調査を経て，内外の情報収集と詳細な検討により逐次決められてゆくべきであろう。

(2)の場合に基づいた開発項目ならびに開発施設の規模，内容などを検討するにあたって参考となるとと思われるものとして付属資料を添付する。

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       $DF \approx 10^3$        $\sim 10^2 \text{ CiFP/KgPu}$ 
  - i) 湿式法
  - ii) ハロゲン揮発法
- c) 低除染プロセス       $DF \approx 10$        $\sim 10^3 \text{ CiFP/KgPu}$ 
  - 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	47	48	49	50	51	52	53	54	55
常陽					▽ 燃料排出				
もんじゅ		臨界					▽ 臨界		▽ 燃料排出
調査		→							
研究開発		せん断機 せん断試験 設計・試作試験		→					
		ミニ抽出機試験		抽出機、モックアップ		→			
		廃気処理		→					
開発施設の設計		予備設計			詳細設計				
開発施設の建設							建設		
開発施設コールド試験								コールド試験	
開発施設のホット試験								ホット試験	

図1. 高速炉燃料再処理開発計画

付 属 資 料



## 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うことで新型転換炉（ATR）および高速増殖炉（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、燃料棒の径を細くし、Naボンドを使用することも考えられている。Naボンドを用いなくても、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。

### 1. 高速炉燃料の特性

現在わが国で建設中の常陽、計画中的もんじゅを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、プルト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3<sup>2)</sup>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1<sup>3)</sup>に、またウラン、プルトニウムの組成を表4<sup>3)</sup>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6<sup>2)</sup>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8<sup>2)</sup>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<sup>106</sup>Ruが10倍近くになっており、安全上問題の多い<sup>131</sup>I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9<sup>2)</sup>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。

## 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。

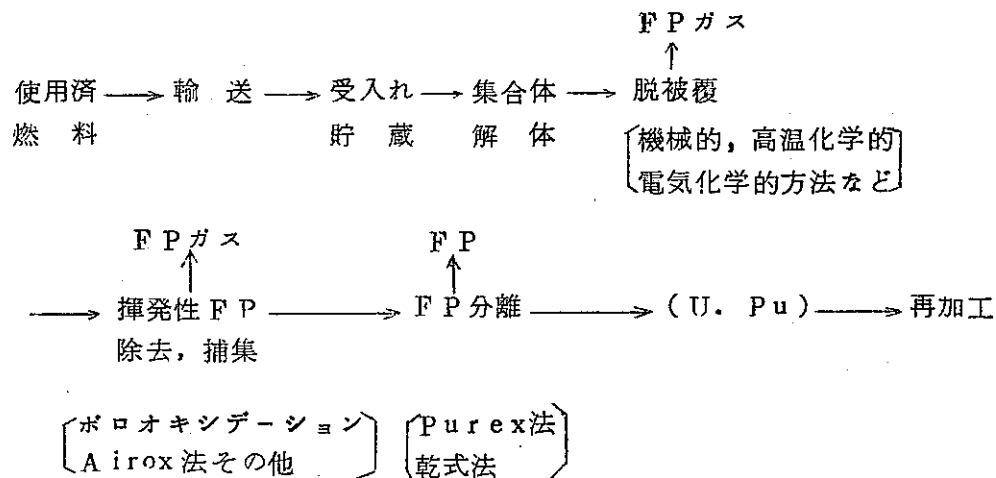


図2. コア再処理フローシート

(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。

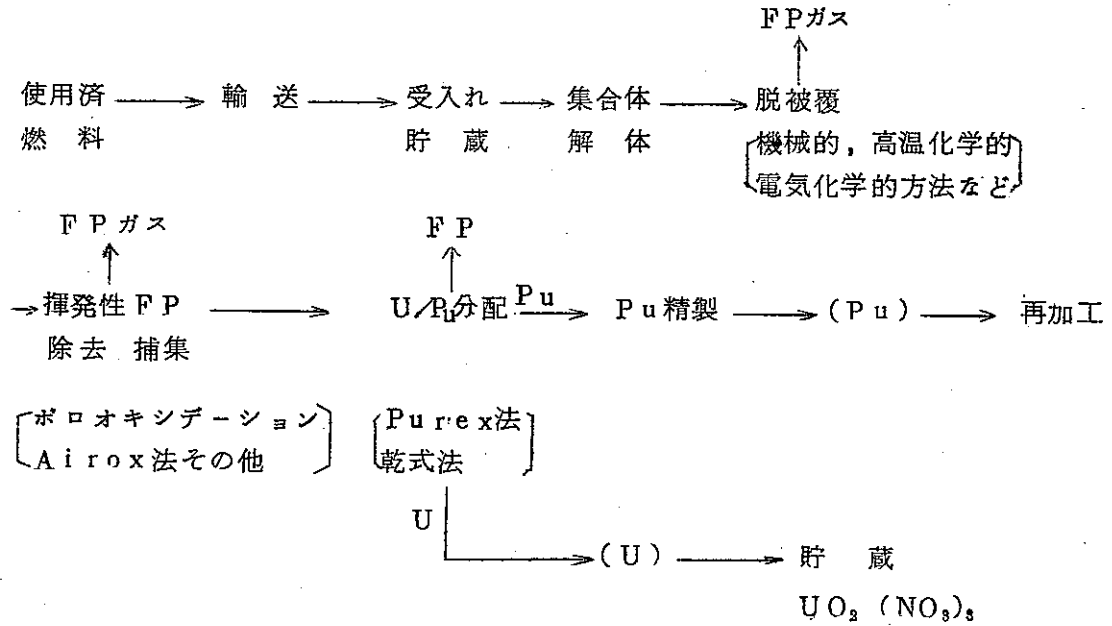


図3. コア+ブランケット再処理フローシート

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、なるべく濃い状態で除去、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パイロット規模での研究が行なわれている段階である。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り。

### 3. 安全性に関する考察

フローシートに組み入れるべきプロセスがきまり、プラントが処理すべき燃料の量、組成、製品または廃棄物の組成、処理量がきまれば装置、施設の設計、プロセス条件の選定が可能であり、それらの臨界管理、被ばく管理、遮蔽計算については、これまでのデータならびに LWR 燃料再処理工場の経験により十分目的を達することができるものと思われるが、関連するソフトウェアを整備し、適用性について検討し、必要ならばモディフィケーションを行なっておくべきである。

廃液管理については、プラント完成時あるいはそれ以降の放射性廃棄物放出の規制を予想し、それらを満足すべきものを開発する必要がある。FP の核種別にみれば LWR の場合と比較して、FBR 燃料の場合は組成に多少の差はあっても、処理技術としては現在の技術をベースにしシステム化しても十分対処できるものと考えられるが、勿論より経済的で効果的な方法の開発も必要であろう。

揮発性 FP 特に T の除去、捕集については新しい技術の確立が不可欠である。

### 4. 処理施設の設計基準

FPR 燃料を処理する施設を考える場合、その施設の能力、性能として次のような項目についてはっきりさせる必要がある。

- (1) 立地条件（廃棄物との関連で安全性も含めて）
- (2) 処理すべき燃料の特性
- (3) 処理量
- (4) プロダクトとそのスペック、回収率
- (5) 廃棄物の処理、処分

これらをもとにして、フローシートをきめプロセスの選定あるいは開発を行なうことになる。

立地条件は経済性、プロセスの選定、施設そのものの安全性にも関係があり、サイトの決定は事前調査も必要であり重要な問題である。

燃料の特性は主として使用済燃料に関するもので炉側のデータあるいは計算コードによって推定することができる。

項目としては、寸法、構造、材質、組成（FP、アクチナイド、発熱量など）、Na の量、被覆管の材料その他であろう。

処理量は FBR 燃料の排出予想量をもとにし、どの時点でどのぐらいの容量の施設を建設すべきかについて調査する必要がある。

プロダクトのスペックは FP の除染率をどのぐらいにとるか、不純物の量はどのぐらい

におさえるか、UとPuの分離が必要か、最終プロダクトの化学的な形をどうするかといったような点が問題で、回収率との関連でプロセスの選択がなされることになるであろう。

廃棄物の処理、処分についてはLWR燃料の処理施設についても将来いろいろ問題になることが予想されており、わが国においてはLWR燃料の再処理工場からでて来る高レベル廃液の最終処分の方法については国の方針がきまっていようである。施設としては、放出すべき気体および液体の廃棄物の量あるいは濃度をどのレベルで押えるかをきめれば、現在の処理技術（外国で実用化されているものを含めて）水準から、それらで十分かあるいは新しい技術の開発が必要かがきまってくるであろう。

勿論、環境安全性と経済性の面から最適化が必要である。

#### 参 考 文 献

- 1) 星野，権田，安他；SN841-71-22，動燃東海，Aug. 1971
- 2) Chem, Tech, Div, ORNL; ORNL-4436, June, 1970
- 3) プル燃設計課；Pu燃Memo Ⅱ D-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	敦 賀
	実 験 炉	原 型 炉	PWR 実用炉	BWR 実用炉
原子炉燃出力	50 MW	714 MW*	1,031	970
燃料要素全長	1,900 mm	2,800 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*	10.72	14.3
"    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	1,900 mm	2,800 mm**		
"    被覆管厚さ	0.6 mm	0.5 mm**		
炉心のU <sub>235</sub> 濃縮度	23 W/O	—	3.07	2.49
炉心のPu富化度	18 W/O	内 外 * 平衡 15.2 20.1 初期 14.8 19.9 Pu <sub>fiss</sub> /U+Pu *		
Puのアイントープ比				
Pu <sup>239</sup> / Pu <sup>240</sup> / Pu <sup>241</sup>	70/25/5	75/20/5/0 *		
炉心燃料装荷量	763 kg / U + Pu	5.64 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	4.59 t / U 12.3		
増殖比	1.0	初期 1.24 平衡 1.22**		
最大燃焼度（目標）	25,000 MWD/T	89,200 MWD/T	27,000	16,500
被覆管材質	SUS-32	SUS-32		
燃量予想排出量（t/y）				
炉心燃料	Pu ca 0.12 *	226		
軸方向ブランケット	<sup>235</sup> U ca 0.13	1.76		
半径方向ブランケット	DU ca 4	3.54		
	*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1次 設計(46/10) **もんじゅ第1次 設計案(46/4) Pu 燃大竹職員より	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, <sup>b</sup> UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub> (with Pu Recycle)	LWR Fuel, <sup>c</sup> UO <sub>2</sub>
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 <sup>5</sup>	11.92	2.8
Core and blanket	15x10 <sup>5</sup>	4.92	2.57
Process containment factor for 1-ton/day capacity	~10 <sup>8</sup>	~10 <sup>3</sup>	~10 <sup>2</sup>

<sup>a</sup>Reactor No. 21 (LMFBR: AI reference oxide). See Fuel Recycle Task Force Report, WASH-1099 (in preparation).

<sup>b</sup>Reactor No. 16 (LWR: Pu recycle with tails). See Fuel Recycle Task Force Report, WASH-1099 (in preparation).

<sup>c</sup>Reactor No. 1 (LWR: UO<sub>2</sub>). See Fuel recycle Task Force Report, WASH-1099 (in preparation).<sup>2</sup>

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

	FFTF	AI	Follow-On Plants <sup>a</sup>				
		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
Charge, 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.)

N842-72-01

	FFTF	AI	Follow-On Plants <sup>a</sup>				W
		Ref. Oxide	AI	B&W	CE	GE	
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 <sup>b</sup> Na	He	0.03 <sup>b</sup> 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.	Hex.	Hex.	Hex.	Hex.	Square
		147, 87	66, 72	138	60	126	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 <sup>a</sup>				
			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, <sup>c</sup> 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 <sup>b</sup> 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	

<sup>a</sup> AI = Atomics International; B&W = Babcock and Wilcox; CE = Combustion Engineering; GE = General Electric; W = Westinghouse.

<sup>b</sup> Inches.

<sup>c</sup> The Westinghouse rods have a square pitch; all others have a triangular pitch.

[Pu 燃 Memo No.]  
D-71-0091

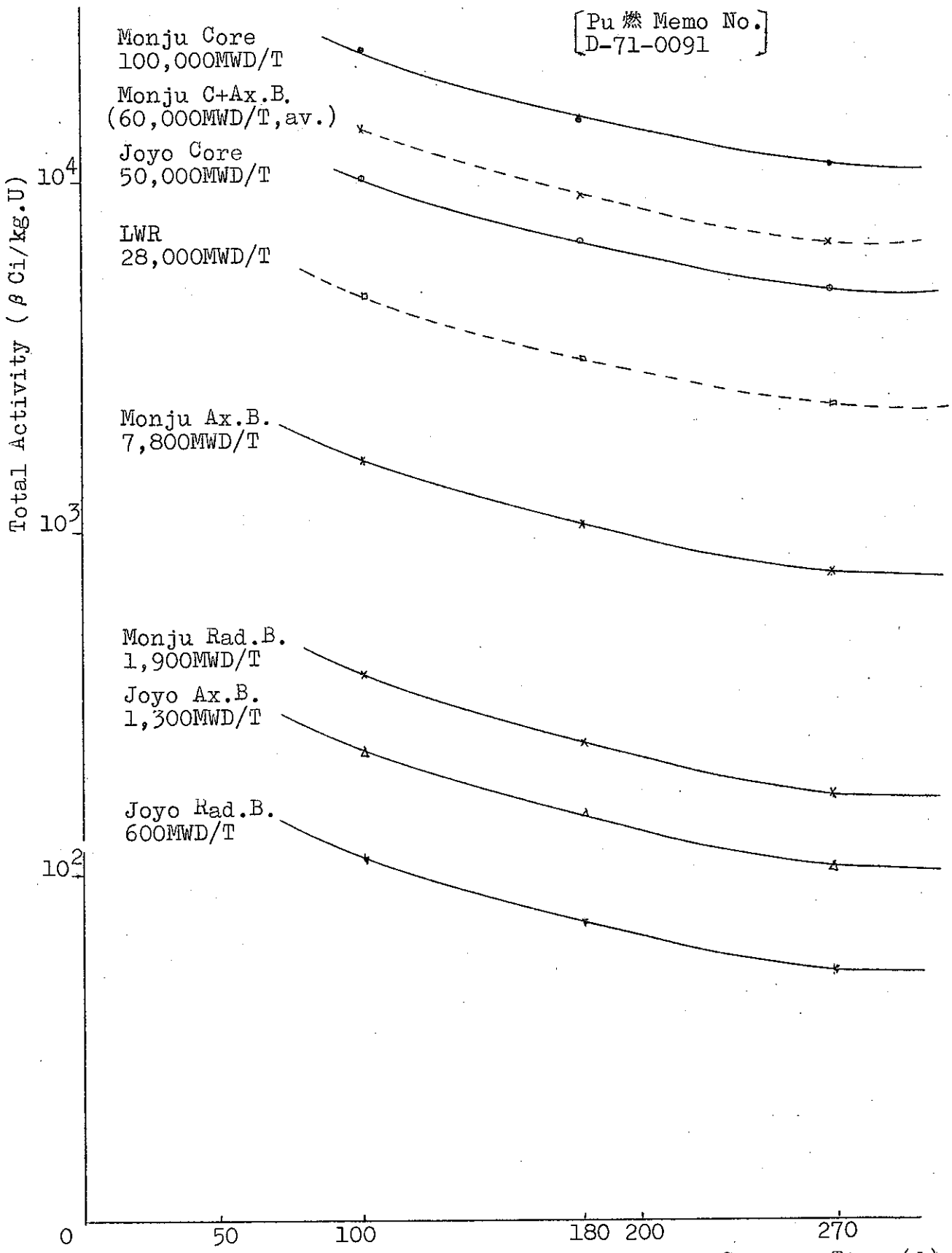


Fig. 1. Cooling Time vs Total Activity

表4 燃料の燃焼特性

	常 陽 50 Mwth			[もんじゅ 750 Mwth]			LWR
	コ ア	軸 方 向 ブランケット	半 径 方 向 ブランケット	コ ア	軸 方 向 ブランケット	半 径 方 向 ブランケット	
核燃料物質	PuO <sub>2</sub> -UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>	PuO <sub>2</sub> -UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>
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	1,900	
2. 熱出力	MW (t)	65.6	3.0	9.3		132	10	2.5	
3. 炉内装荷量	T (U+Pu)	763Kg	1,015	6,734	炉心 PuO <sub>2</sub> 163Kg UO <sub>2</sub> 740	5.64×10 <sup>8</sup>	4.39×10 <sup>8</sup>	1.23×10 <sup>4</sup>	5.64×10 <sup>8</sup> Kg/Pu+U 14% 96体 192体 19.6% 96体
4. 年間取替量	( " )	(763Kg)	(508Kg)	(3,370Kg)		2.26×10 <sup>8</sup> Kg	1.76×10 <sup>8</sup> Kg	3.51×10 <sup>8</sup> Kg	
5. 分裂性Pu年間装荷量	Kg (239+241)	103Kg	0	0	炉心 Ufissile 144Kg/y 137Kg/y Pu	400Kg	0	0	
6. 分裂性Pu年間取出量	"	96.5	3.6	13.3	Ufissile 121Kg/y	244Kg	96	140	
7. 初期濃縮度	%	20.0	0	0	20% PuO <sub>2</sub> 23.3% E-UO <sub>2</sub>	15.1 20.4	0	0	Pu fissile
8. 被覆管外径	mm	630	630	ペレット O.D. 13.6		6.5 6.5	6.5	ペレット 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. 燃焼部長さ	"	600	400			900	350		
11. プレナム長	"	400				1,130			
12. 燃焼ビン全長	"	1,900		1,900		2,800		2,800	
13. 燃焼ペレット密度	g/cm <sup>3</sup>	10.39	10.30	10.30		9.67	10.30	10.30	
14. 増殖比			1.01			0.61 (0.61)	0.28 (0.26)	0.35 (0.35)	c.f データ 1.20 (平衡 1.23)

N842-72-01

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
$^3\text{H}$	2,340	2,330	2,310	2,290	1,980	432
$^{85}\text{Kr}$	24,900	24,800	24,500	24,300	20,600	3,610
$^{86}\text{Rb}$	8,150	2,670	288	31		
$^{89}\text{Sr}$	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
$^{91}\text{Y}$	3,080,000	2,170,000	1,170,000	527,000	7.56	
$^{95}\text{Zr}$	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	
$^{95}\text{Nb}$	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	
$^{110}\text{Ag}$	323,000	557	472	401	300	
$^{111}\text{Ag}$	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	
$^{125}\text{Sn}$	153,000	16,700	200	2.40		
$^{125}\text{Sb}$	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
$^{126}\text{Sb}$	10,200	1,940	73.8	6.85	4.36	4.36
$^{127}\text{Sb}$	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		
$^{129}\text{Te}$	1,960,000	286,000	84,100	24,800		
$^{129}\text{I}$	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
$^{131}\text{I}$	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			
$^{133}\text{Xe}$	7,920,000	181,000	67.5	0.0252		
$^{134}\text{Cs}$	78,600	76,500	72,400	68,400	28,500	3.16
$^{136}\text{Cs}$	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		
$^{141}\text{Ce}$	6,760,000	3,580,000	991,000	275,000		
$^{143}\text{Pr}$	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	4,620,000	458,000	
$^{147}\text{Nd}$	2,830,000	434,000	10,300	242		
$^{147}\text{Pm}$	812,000	822,000	792,000	758,000	382,000	302
$^{148\text{m}}\text{Pm}$	177,000	108,000	40,000	14,900		
$^{151}\text{Sm}$	10,900	10,900	10,900	10,800	10,600	8,620
$^{154}\text{Eu}$	2,530	2,520	2,500	2,490	2,220	690
$^{155}\text{Eu}$	209,000	202,000	190,000	178,000	66,200	2.14
$^{156}\text{Eu}$	304,000	77,600	4,850	303		
$^{160}\text{Tb}$	34,100	25,600	14,400	8,070	0.906	
$^{161}\text{Tb}$	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

N842-72-01

	As Charged to Reactor	On Discharge from Reactor	After Cooling Times of:				
			30 days	90 days	150 days	3 years	30 years
<sup>4</sup> He	0	1.66	1.82	2.10	2.33	4.10	20.5
<sup>233</sup> U	0	0.00122	0.00122	0.00122	0.00122	0.00122	0.00122
<sup>234</sup> U	0	21.8	22.9	25.2	27.6	64.2	407
<sup>235</sup> U	0	6.18	6.44	6.98	7.51	15.9	104
<sup>236</sup> U	0	8.72	9.15	10.0	10.9	24.6	167
<sup>238</sup> U	782,000	719,000	719,000	710,000	719,000	719,000	719,000
<sup>237</sup> Np	0	176	179	180	180	190	555
<sup>236</sup> Pu	0	0.00178	0.00175	0.00168	0.00162	0.00086	0.0000012
<sup>238</sup> Pu	2,590	1,820	1,830	1,840	1,840	1,840	1,490
<sup>239</sup> Pu	130,000	116,000	117,000	117,000	117,000	117,000	116,000
<sup>240</sup> Pu	51,800	52,400	52,400	52,400	52,400	52,400	52,300
<sup>241</sup> Pu	26,000	14,500	14,500	14,400	14,200	12,400	2,940
<sup>242</sup> Pu	8,760	9,020	9,020	9,020	9,020	9,020	9,020
<sup>241</sup> Am	0	1,270	1,330	1,460	1,590	3,410	12,500
<sup>242</sup> Am	0	24.6	24.6	24.6	24.6	24.3	21.5
<sup>243</sup> Am	0	710	711	711	711	710	709
<sup>242</sup> Cm	0	61.6	54.6	42.3	32.0	0.645	0.0517
<sup>243</sup> Cm	0	2.32	2.32	2.31	2.30	2.17	1.21
<sup>244</sup> 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
$^{223}\text{Th}$ + daughters	0	0.00519	0.0060	0.00816	0.0107	0.0744	0.202
$^{232}\text{U}$	0	0.00595	0.00668	0.00812	0.00949	0.0249	0.0337
$^{234}\text{U}$	0	0.135	0.142	0.156	0.171	0.397	2.52
$^{237}\text{U}$	0	302,000	13,900	29.2	0.0617		
$^{238}\text{U}$	0.260	0.239	0.239	0.239	0.239	0.239	0.239
$^{237}\text{Np}$	0	0.124	0.127	0.127	0.127	0.134	0.391
$^{239}\text{Np}$	0	81,500,000	11,900	137	137	137	136
$^{236}\text{Pu}$	0	0.946	0.931	0.894	0.859	0.458	0.000643
$^{238}\text{Pu}$	43,800	30,700	30,800	31,000	31,100	31,000	25,200
$^{239}\text{Pu}$	7,940	7,120	7,150	7,150	7,150	7,150	7,140
$^{240}\text{Pu}$	11,400	11,600	11,600	11,600	11,600	11,500	11,500
$^{241}\text{Pu}$	2,970,000	1,660,000	1,650,000	1,640,000	1,620,000	1,420,000	325,000
$^{242}\text{Pu}$	34.2	35.2	35.2	35.2	35.2	35.2	35.2
$^{241}\text{Am}$	0	4,120	4,320	4,730	5,140	11.100	40,500
$^{242\text{m}}\text{Am}$	0	239	239	239	239	236	209
$^{242}\text{Am}$	0	393,000	239	239	239	236	209
$^{243}\text{Am}$	0	137	137	137	137	137	136
$^{242}\text{Cm}$	0	204,000	181,000	140,000	109,000	2,130	171
$^{243}\text{Cm}$	0	107	107	106	106	100	55.7
$^{244}\text{cm}$	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
<sup>14</sup> C	0.0584	0.0584	0.0584	0.0504	0.0583	0.0581
<sup>32</sup> P	2,310	539	29.4	1.61		
<sup>33</sup> P	13.5	5.86	1.11	0.210		
<sup>51</sup> Cr	61,700	29,200	6,550	1,470		
<sup>54</sup> Mn	150,000	140,000	122,000	107,000	12,200	
<sup>55</sup> Fe	76,000	74,300	71,200	68,100	34,100	25.5
<sup>59</sup> Fe	10,300	6,520	2,590	1,030		
<sup>58</sup> Co	410,000	307,000	171,000	95,500	10.00	
<sup>60</sup> Co	1,350	1,330	1,310	1,280	908	25.9
<sup>59</sup> Ni	2.13	2.13	2.13	2.13	2.13	2.13
<sup>63</sup> 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