

分置01

F B R 燃料の設計と照射実績

(第12回原子力学会核燃料夏期セミナー)

技術資料		
開示区分	レポートNo.	受領日
T	N1102 97-013	97.7.31.

この資料は技術管理室保存資料です
閲覧には技術資料閲覧票が必要です
動力炉・核燃料開発事業団 技術協力部技術管理室

1997年7月

動力炉・核燃料事業団

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせ下さい。

〒107 東京都港区赤坂1-9-13

動力炉・核燃料開発事業団

技術協力部 技術管理室

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to : Technical
Evaluation and Patent Office Power Reactor and Nuclear Fuel Development
Corporation 9-13, 1-chome, Akasaka, Minato-ku, Tokyo 107, Japan

動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development
Corporation) 1993

FBR燃料の設計と照射実績

第12回原子力学会核燃料夏期セミナー

1997.7.16

動燃事業団

中江 延男

目次

1. はじめに	1
2. 高速炉開発計画と燃料形態の変遷	3
3. FBR燃料の設計	5
3.1. 使用条件及び構造上の特徴	5
3.2. 燃料設計の基本的考え方	5
3.3. 燃料要素の設計	6
3.4. 燃料集合体の設計	7
3.5. 燃料設計高度化のための課題と方策	8
4. FBR燃料の照射実績	9
4.1. 酸化物（MOX）燃料の照射実績	9
4.2. 金属（合金）燃料の照射実績	13
4.3. 炭化物、窒化物燃料の照射実績	14
4.4. 炉心材料の照射実績	15
5. まとめ	18
参考文献	19

1. はじめに

FBR燃料の設計と照射実績について議論を始めるわけであるが、この議論は「核分裂エネルギー利用体系においてFBRは必要である」という命題が正しいとの前提に立つものである。ここでは、当然この命題が正しいことを前提にして議論を進めるが、正しいと考える論拠を多少述べてみたい。

まず、核分裂エネルギー利用体系において、open cycle（ワンス・スルー）とclosed cycle（リサイクル）のどちらを選択すべきかについて検討してみる。検討のための前提条件として考えておくべき項目は、例えば、世界人口の増加や生活様式の変化にともなうエネルギー需要の増大とエネルギー安全保障の確保、化石燃料の大量使用による環境への負荷の増大、原子力システム自体の安全性などいろいろあるが、これらを逐一議論することは、この講義テキストの本来の主旨とは異なるのでやめることとする。そして、極めて勝手であるが（但し、良識ある多くの国民の支持を得るであろうと確信しているが）、次の点は正しいと仮定して検討することとしたい。すなわち、「ウラン資源は有限であるが、原子力の利用は必要であり、かつその需要は世界的に増大する」との仮定である。この場合、燃料の燃焼度（600 GWd/t以上を達成）および使用済燃料の処分（信頼性の高い処分方法の確立）の技術的課題が解決されれば、システムとして単純なopen cycleを選択すべきである。しかし、この技術的課題を解決する方法が、当分の間は見い出せないであろうため、システムとして多少複雑となるが核燃料をリサイクルするclosed cycleを選択することとなる。

表1 U, Puの σ_f 、 σ_c 、 $1/\alpha$ ($= \sigma_f/\sigma_c$) および η (σ : barn)

	LWR (熱中性子)				FBR (高速中性子)			
	σ_f	σ_c	$1/\alpha$	η	σ_f	σ_c	$1/\alpha$	η
U-235	46.7	10.5	4.4	2.0	1.9	0.5	3.8	2.0
U-238	0.1	0.9	0.1	~0.0	0.1	0.3	0.3	0.4
Pu-239	106.2	58.6	1.8	1.9	1.8	0.5	3.6	2.4
Pu-240	0.6	104.0	~0.0	~0.0	0.4	0.5	0.8	1.5
Pu-241	118.1	38.7	3.1	2.2	2.4	0.4	6.0	2.6
Pu-242	0.4	31.7	~0.0	~0.0	0.3	0.4	0.8	1.4

closed cycleとした場合、Puの燃焼はもちろんのこと、Np、Am、Cmといったマイナーアクチニド(MA)も効率よく燃焼させることができ、環境への負荷を低減する観点から重要である。U、PuおよびMAの代表的な核的特性をそれぞれ表1および表2に示した。核分裂エネルギー利用体系では、より多くの中性子が存在し、かつPuやMAがより効率よく燃焼することが必要である。このためには、吸收当りの中性子発生量が大きく、かつ核分裂断面積と捕獲断面積との比 (σ_f/σ_c) が大きいことが望まれる。

表2 MAの σ_f 、 σ_c および $1/\alpha$ ($= \sigma_f/\sigma_c$) (σ : barn)

	LWR (熱中性子)			FBR (高速中性子)		
	σ_f	σ_c	$1/\alpha$	σ_f	σ_c	$1/\alpha$
Np-237	0.52	32.1	0.02	0.37	1.74	0.21
Pu-238	2.47	34.7	0.07	1.14	0.90	1.27
Am-241	1.12	118.9	0.01	0.31	1.99	0.16
Am-243	0.40	49.7	0.01	0.25	1.69	0.15
Cm-244	0.87	13.8	0.06	0.43	0.62	0.69

表1、表2は、核分裂エネルギー利用体系において高速中性子利用が合理的であることを示している。

FBRリサイクル路線を選択することにより、有限なウラン資源を効率よく利用することができ、かつ世界的な原子力エネルギー需要の増大に適切に対応することが可能となる。さらに、MAを効率よく燃焼させることも可能となり、環境への負荷の低減にも適切に対応できることになる。

以上の様に考えると、「核分裂エネルギー利用体系においてFBRは必要である」という命題が正しい様に思えてくる。この命題については、現在、原子力委員会に設置された高速増殖炉懇談会でも検討されており、この命題についてのわが国としての見解が示されるものと思われる。

2. 高速炉開発計画と燃料形態の変遷

世界で初めて核分裂連鎖反応を確認したのはシカゴパイプ-1 (the first Chicago pile, CP-1) であった。その後、世界最初の原子炉である高速炉Clementineが建設された。それ以来、高速炉の開発は先進国を中心に活発に開始された。

米国では、Clementine、EBR-I、EBR-II、E.Fermi、FFTFの5つの実験炉を建設し運転してきた。この中でもEBR-IIは最も長く運転され、数多くの照射データを含む成果を排出してきた。これら米国の高速炉開発の特徴は、FFTFを除くと全て金属あるいは合金燃料が使われたことである。

米国に続いたのは英国であり、実験炉DFR、原型炉PFRを最北端の地であるドンレイに建設し運転してきた。PFRでは、特に中空燃料についての数多くの照射データを蓄積してきた。

3番手は仏国であり、Rapsodie、Phenix、Super Phenixとそれぞれ実験炉、原型炉、実証炉を建設し運転してきた。先進各国が高速炉開発を中断する中で依然として開発を進めている。ただし、Super Phenixも実証炉という位置づけからマイナーアクチニドの消滅のための原子炉としての役割に変わりつつある。

その後、ロシア、独国、日本、インドが実験炉や原型炉を建設し運転している。その中でも、インドのFBTRだけは炭化物燃料を使用しているが、その他は全て酸化物燃料を使用している。

図1に世界における高速炉開発計画を示した。高速炉開発は1990年を過ぎてから急速にスローダウンしてきている様に思われるが、ロシア、仏国、日本、インドでは、高速

高速炉開発計画

国名	プラント名	出力(炉型)	西暦									
			'50	'55	'60	'65	'70	'75	'80	'85	'90	'95
アメリカ	実験：Clementine	25kW(L)	46									
	実験：EBR-I	0.2MWe(L)		51								
	実験：EBR-II	20MWe(L)				63(65)						
	実験：E.Fermi	61MWe(L)				63(66)						
	実験：FFTF	400MW(L)							80		93	
イギリス	実験：DFR	15MWe(L) 250MWe(T)			59			77			94	
フランス	実験：Rapsodie 原型：Phenix 実証：Super Phenix	40MW(L) 250MWe(T) 1200MWe(T)				67		74(76)		83		
ドイツ	実験：KNK-II	20MWe(L)						73(74)				
日本	実験：常滑 原型：もんじゅ	100MWe(L) 280MWe(L)						77(79)			91/8	
ロシア	実験：BOR-60 原型：BN-350 原型：BN-600	12MW(L) 150MWe+長燃(L) 600MWe(T)				69(70)		72(73)		85(86)		
インド	実験：FBTR	15MWe(L)								85(86)		

注) 初臨界(運転) → : 閉鎖 → : 運転中 炉型(L) : ループ型、(T) : タンク型

燃料形態の変遷

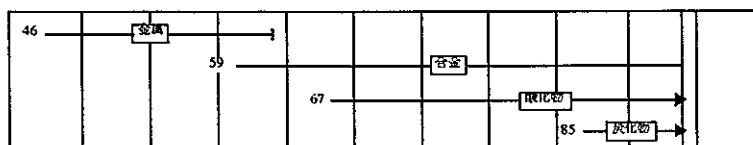


図1 世界における高速炉開発計画

炉開発を依然として継続している。

米国では、1988年の時点ではあるが、U-Pu-Zr燃料を用いたモジュール型の高速炉（PRISM）を燃料サイクルと一体化したシステム（IFR）として開発を進めてきており、これを2010年頃に商業化することを目指していた。

欧州では、MOX燃料を用いた大型の高速炉（EFR）を、EDF（Electric Group of France）が中心となり欧州全体が共同して開発を進めている。

ロシアでは、MOX燃料を用いた高速炉（BN800）の開発を進めている。これは、BN600に比べナトリウムボイド反応度を低減し、炉心安全性の向上を目指した設計となっている。

中国では、実験炉（CEFR）の建設を計画している。

日本では、実証炉（DFBR）の建設を計画している。

以上の様に、欧州、米国、ロシア、日本は、実証炉としての高速増殖炉を建設し運転するだけの技術力をすでに有しているものと思われる。現在その開発がスローダウンしているのは、主として経済的理由によるものと考えられる。エネルギー安全保障、環境保全等の観点から高速増殖炉本格導入の必要性に対するコンセンサスが得られればその開発テンポはスピードアップするであろう。

過去の原子力利用長期計画において予測された高速増殖炉の実用化時期を図2に示した。一見逃げ水現象を示している。今後どのようにしていくべきか真剣に考える時期に来ていることは確かなようである。

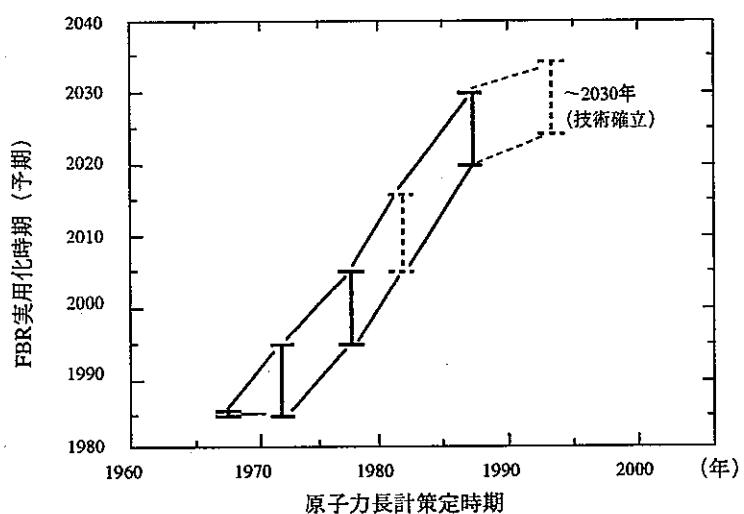


図2 原子力开发利用長期計画における高速増殖炉の実用化予測時期

高速炉燃料形態は、図1に示す通り、金属燃料から合金燃料を経て酸化物燃料へと変遷してきている。そして現在は、MOX燃料が高速炉燃料の主流であると考えられる。また、U-Pu-Zr合金燃料は、EBR-IIで使用実績があるため、酸化物燃料に代替可能な燃料として関心が持たれている。

3. FBR燃料の設計

3.1. 使用条件及び構造上の特徴

高速炉用燃料の原子炉内での使用条件は、軽水炉でのものに比べいくつかの異なった特徴を有している。それらは主として、以下に示す様な点である。すなわち、高速炉用燃料は、低圧であるが高温のナトリウム環境下、中性子スペクトルが硬い、高速中性子照射量が高い、燃焼度が高い、出力密度が高い、燃料ペレット温度が高い、燃料ペレット内径方向温度勾配が大きい、被覆管の内圧が高い、構造材温度が高い、そして構造材温度の空間的変化が大きい等の条件下での使用である。

構造上の特徴として、炉心構成においては、内側と外側炉心でプルトニウム富化度を変えることによる出力分布の平坦化、集合体発熱量に見合った冷却材流量配分、軸および径方向ブランケットの設置によるプルトニウムの増殖、遮蔽体（反射体）設置による原子炉容器等の保護、および独立2系統の少数体制御棒による反応度制御といった点があげられる。

燃料集合体としては、燃料要素の正三角形格子状稠密配列、正六角形状ラッパ管による冷却材流路の形成、下部横流入方式による集合体の浮き上がり防止、セルフオリエンテーション構造による集合体装荷の円滑化、炉心支持板側との嵌合部寸法を変えることによる誤装荷防止及び集合体間スペーサとしてのパッド（外筒部突起）といった点があげられる。

燃料要素としては、炉心高さと同等のガスプレナム長さ、破損燃料検出のためのタグガスキャップセル、燃料要素間スペーサとしてのワイヤ又はグリッド及び下部端栓部での燃料要素簡略支持構造といった点があげられる。

3.2. 燃料設計の基本的考え方 [1]

燃料設計は、与えられた核・熱特性条件（たとえば、線出力、燃焼度、温度等の履歴）の下で、使用期間を通じて燃料の健全性が確保できるような仕様および構造を決定するための設計と定義される。この核・熱特性条件を求めるための設計評価は、核・熱設計と呼ばれる。核・熱特性を、炉心特性と呼ぶことが定着しているが、本来炉心は、燃料が集まつたものである。従って、炉心特性は燃料の仕様および構造、すなわち、燃料設計の結果に依存する。この様に炉心と燃料は強い相関を有しているため、核・熱設計と燃料設計とは、整合させつつ行わなければならない。この両者の設計をまとめて炉心設計と呼ぶことが多い。

図3は、炉心設計の主要な流れを示したもの

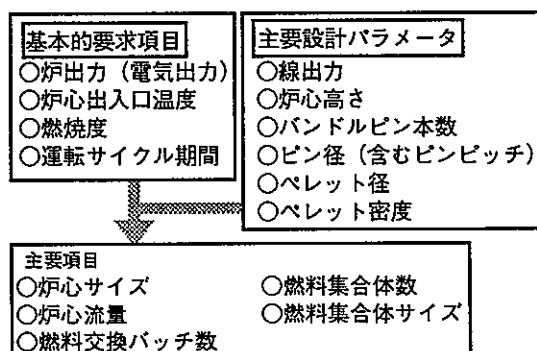


図3 炉心設計の主要な流れ

である。この流れによれば、炉出力、炉心出入口温度等の基本的要件項目が、設計側に提示される。これら提示された要件項目を満足するように、設計側は線出力、炉心高さ等の主要設計パラメータを決定することとなる。そうすると、炉心サイズ、炉心流量等の主要項目が最終的に決まってくる。尚、主要項目が定まれば、原子炉建家の概その寸法や年間に必要な燃料集合体数が分かり、概略の経済性評価が可能となる。

3.3. 燃料要素の設計

図4は、燃料要素の設計の考え方を示したものである。図4では、燃料中心温度、被覆管の応力および歪、燃料クリープ寿命（Cumulative Damage Fraction: CDF）、疲労の5つの観点から燃料要素の健全性が確かめられることを示している。また、これらの項目を評価するための設計条件、使用データ等について説明している。一般に、評価結果が厳しくなる様に、設計条件および使用データを選定しており、燃料中心温度評価を例とするならば、種々の不確定要因を工学的に取扱った係数（工学的安全係数：HSF）を用いることで、燃料中心温度を高めに評価している。

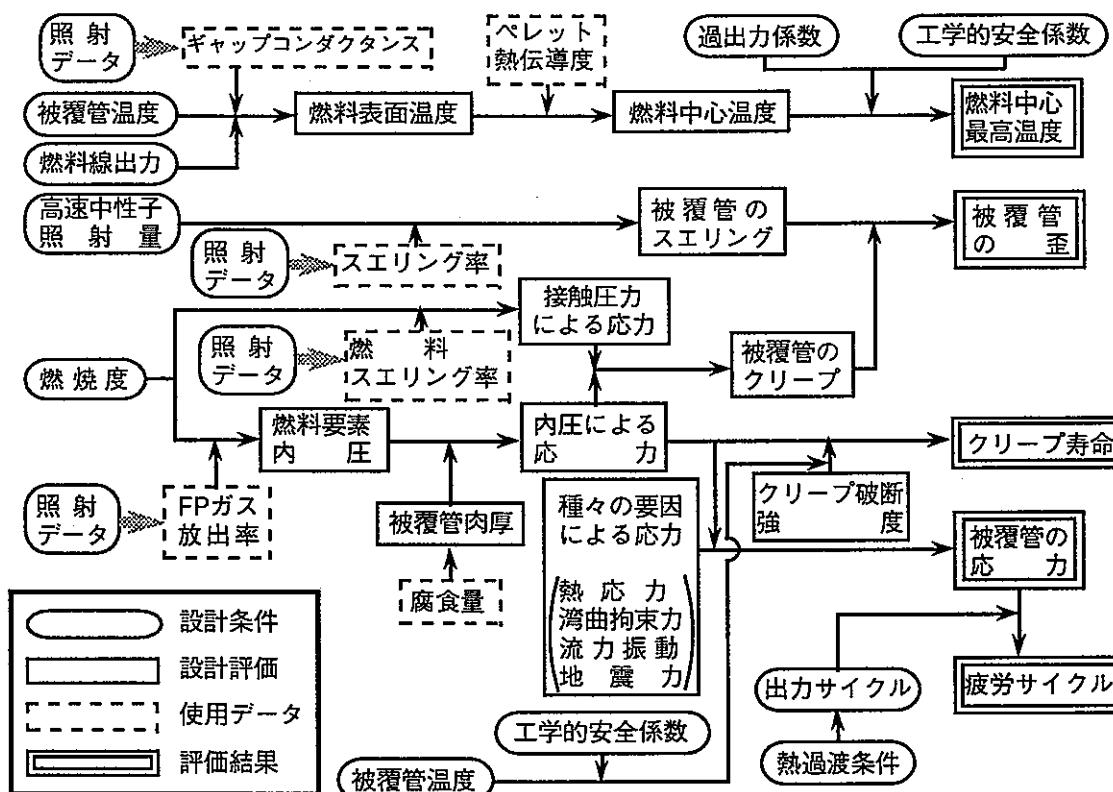


図4 燃料要素設計の考え方

ここで、図4中に示した5つの評価項目に対するそれぞれの判断基準について考えて見ることとする。燃料中心温度については、プルトニウム・ウラン混合酸化物の融点未満と設定している。これは、燃料ペレットの過大な膨脹を防ぐ、燃料スタックの不安定化を防ぐ、燃料ペレットからの核分裂生成物の過度の放出あるいは移動を防ぐ、燃料ペレット

と被覆管との有害な化学反応を防ぐという点を考慮して設定している。被覆管の歪（変形）については、外径増加に着目した判断基準を設けている。これは、燃料集合体内での冷却材の流路が確保される等の機能を健全に保持するという点を考慮して設定している。燃料要素内圧については、円周方向引張応力によるクリープ寿命分数和が1以下としている。これは、被覆管にかかる引張応力を抑え円周方向へのクリープ破損を防ぐという点を考慮して設定している。被覆管応力については、ASMEに準拠して定めた設計許容応力以下と設定している。これは、通常運転時および運転時の異常な過渡変化時を通じて被覆管の健全性を確保する点を考慮して設定している。累積疲労サイクルについては、ASMEに準拠して定めた設計疲労寿命以下と設定している。これは、負荷変動を含む過渡変化時に對して被覆管の健全性を確保する点を考慮して設定している。

3.4. 燃料集合体の設計

図5は、燃料集合体の設計の考え方を示したものである。図5では、燃料集合体設計における評価項目として、集合体変形、湾曲拘束力等があることを示し、これらの項目を評価するための設計条件、使用データ等について説明している。集合体設計では、集合体外筒部の構造強度が評価されるだけではなく、集合体の引抜きおよび装荷性についても評価される。

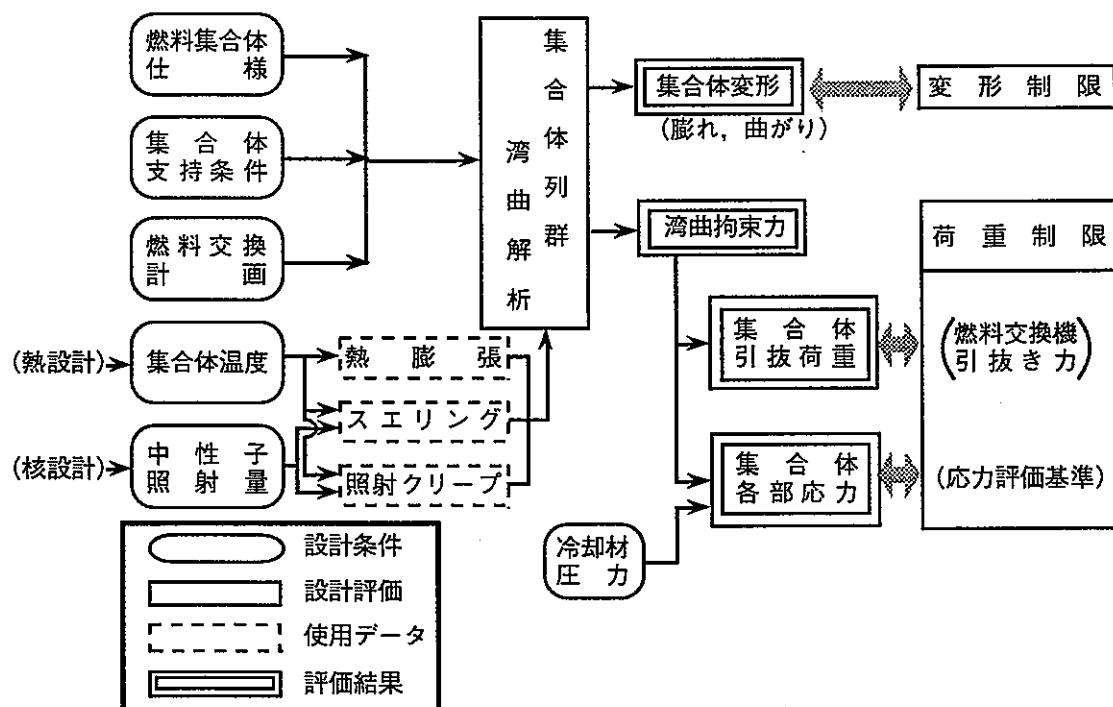


図5 燃料集合体設計の考え方

3.5. 燃料設計高度化のための課題と方策

燃料設計高度化における今後の重要な課題は、現行の保守性を見込んだ設計から出来るだけ最確値ベースの設計へと移行することである。すなわち別の表現をすれば、いかに設計裕度を切り詰めるかということである。燃料設計上、何故設計裕度を切り詰めて行かなくてはならないのか、その目的は、同一の燃料であってもより高性能（高線出力、高燃焼度）を達成可能とするためである。すなわち、同一の燃料から安全性を犠牲にすることなく健全により多くのエネルギーを取り出すことができれば、その分だけ経済性が向上するからである。安全性の確保においては、燃料設計における健全性評価上の信頼度のレベルを合理的に説明可能な範囲にとどめることが必要と考えられる。 [2]

第1の方策としては、設計上の不確かさを切り詰めることである。具体的方法としては、各種仕様の公差幅を切り詰めることが考えられる。すなわち、仕様を厳しくすることである。また、健全性評価に用いる物性値や設計式の精度を上げることも必要となってくる。さらには、炉心設計（核設計及び熱設計）の精度を高めることにより、線出力や燃焼度といった使用条件の範囲をできる限り狭い範囲に限定することも必要である。

第2の方策としては、燃料健全性を判断するための目安、すなわち、判断基準を合理化することである。具体的には、例えば未照射および照射済み燃料ペレットの融点測定データを数多く取得することにより、より精度の高い燃料融点データベースに基づき設計上の燃料融点基準を設定することが考えられる。

第3の方策としては、不確かさの取扱い方法を合理化することである。すなわち、燃料仕様、使用条件、物性値、モデル等の不確かさを設計評価結果が厳しくなる様に決定論的に設定するといった現行での方法を合理化し、それぞれを確率論的に取扱うことである。

[3、4]

以上、これらの方策を実現可能なものとするためには、今後とも、製造データ、炉外データ及び照射データ等を積極的に蓄積して行くことが望まれる。特に炉外データおよび照射データについては、試験条件等が明確となっており、かつ測定誤差等が少ない、いわゆる質の良いデータが必要である。

4. FBR燃料の照射実績

本節は、仏国、CEA、カダラッシュ研究所のJ.P. Pages 氏が1994年5月にまとめた以下の報告書の内容に基づき作成した。

“Core Structural Material and Fuel Technology for High Burn-up” これは、IAEAの高速炉開発状況レポートの1部である。 [5]

4.1. 酸化物（MOX）燃料の照射実績

酸化物（MOX）燃料については、この30年間にわたる各国での開発の結果、非常に多くの照射実績が得られている。各国における照射実績は、以下の通りである。

欧州では [6] 、7,000本を越える燃料ピンが燃焼度15at%を達成している。さらに、照射試験ピンでは、PFRで最高燃焼度23.5at%を、PHENIXで16.9at%をそれぞれ達成している。

米国では [7, 8] 、FFTFにおいて63,500本を越える燃料ピンが照射され、その内3,000本以上の燃料ピンは燃焼度15at%を達成しており、最高燃焼度は24.5at%に達している。

日本では、常陽及び海外炉において約50,000本の燃料ピンが照射され、最高燃焼度としては、常陽で13at%を、海外炉であるFFTFで15at%をそれぞれ達成している。

ロシアでは [9] 、バイパック型MOX燃料に重点を置いて開発を進めており、BOR60で照射試験用燃料集合体1体を燃焼度約25at%まで照射した実績を有している。

各国における高燃焼度達成の過程を図6に示す。また、日本での照射実績を図7に示す。

通常運転時の酸化物（MOX）燃料の照射挙動として、燃料組織変化、FPガス放出、燃料-被覆管機械的相互作用（FCMI）、燃料-被覆管化学的相互作用（FCCI）について以下に示す。

燃料組織変化は、結晶粒成長の結果として、また製造時の気孔が気孔内で蒸発凝固を繰り返すことにより中心部に移動する結果として生ずるものである。これらは燃料ペレット内での温度や径方向温度差に依存する。FBR燃料の様に燃料ペレット内での温度や径方向温度差が大きい場合は顕著に生じることになる。この結果中心空孔が形成されるが、これは燃料中心温度の低減に有効に寄与する。燃料組織変化の典型的な例を図8に示す。

[10]

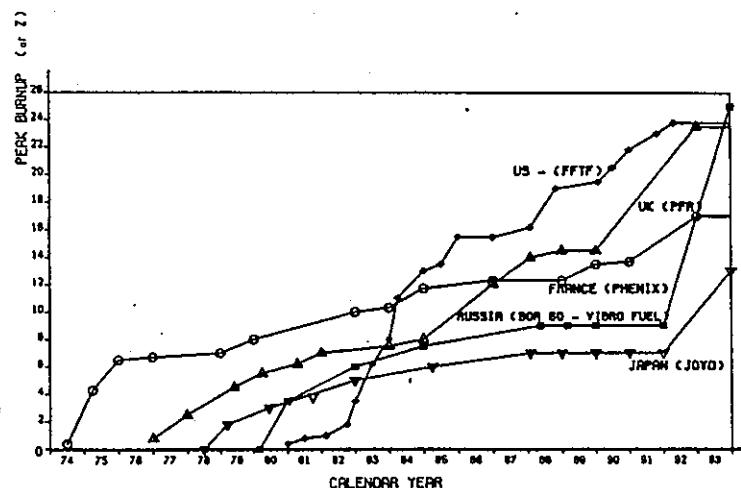


図6 各国におけるMOX燃料の高燃焼度達成状況

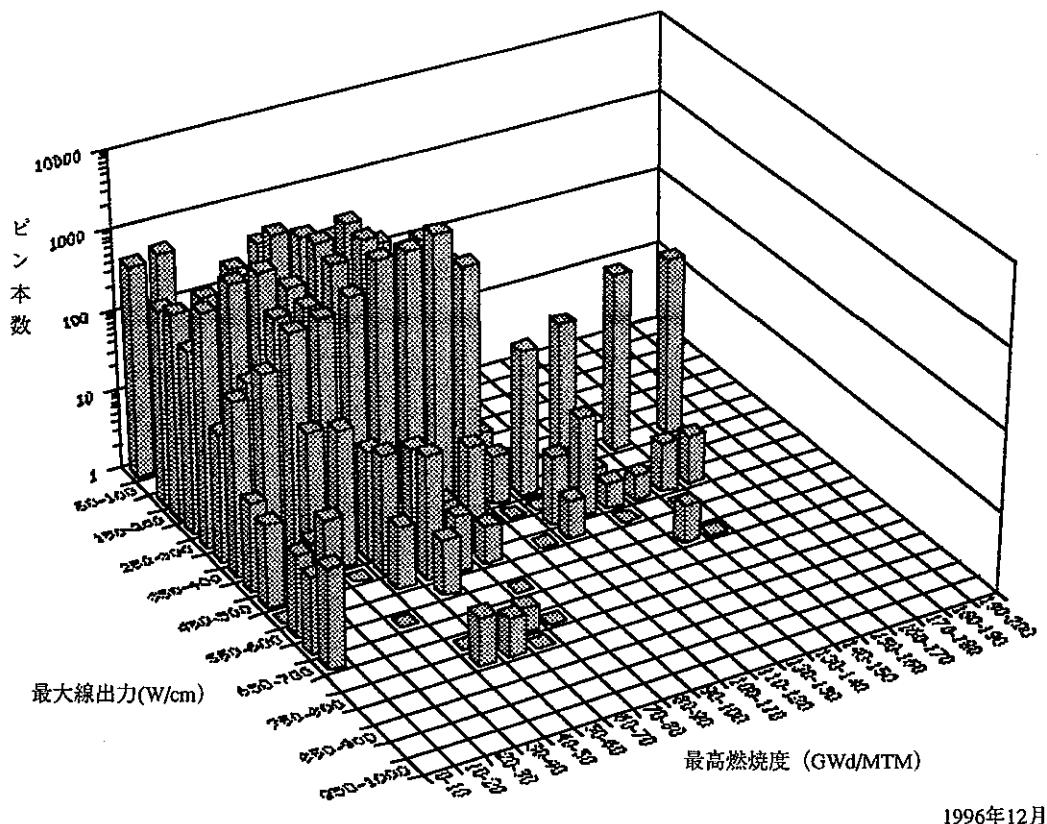


図7 わが国におけるMOX燃料の高燃焼度達成状況

1996年12月現在

軽水炉燃料に比べFBR燃料では、燃料ペレット内での温度が比較的高いことと燃料燃焼度が高いため、多量のFPガス放出が観察されている。図9はPHENIXの燃料ピンのFPガス放出の燃焼度依存性を示しているが、燃焼度が7at%を越えると放出率は80%以上となる。[11] また、図10には常陽で照射した国産燃料のFPガス放出の燃焼度依存性を燃料組織変化領域と未変化領域に区分して示したものである。[12] この図よりFPガス放出は燃料組織変化と強い相関を有していることがわかる。プレナム部に放出したFPガスは燃料ピン内のガス圧を高め、燃料被覆管のクリープ損傷の主たる原因となる。

FCMIは、燃料被覆管のスエリングがまだ潜伏期間（スエリングが発生せず被覆管が膨れない期間）内でかつ燃料ペレットのスエリングが顕著となる中程度の燃焼度域で発生する可能性が高い。また、大きなFCMIの発生は燃料被覆管の破損を引き起こす可能性があるため、スミア密度を適切に設定することが大切である。今までの各国のFBRでの燃料使用経験から、スミア密度を85%以下に設定すればよいと言われている。[13]

PHENIXで高燃焼度まで照射された燃料ピンにおける観察結果によれば、FCCIは燃焼度が8ないし9at%を越えたあたりから顕著に発生し、燃焼度が13 - 16.9at%ではFCCI厚さは120 - 290 μm に達している。[14] このFCCIは核分裂生成物であるCsとTeの混合物

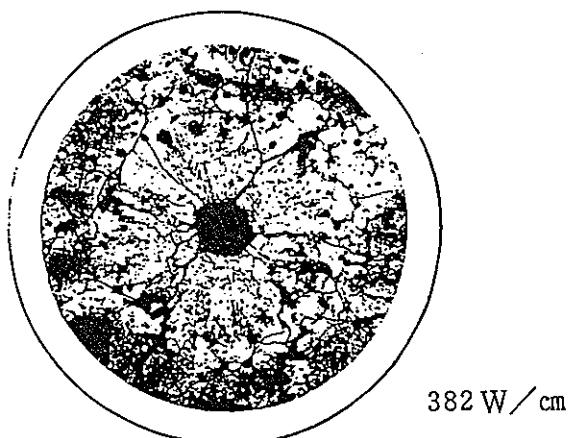


図8 高速炉用MOX燃料での燃料組織変化

であるCs₂Teが原因していると考えられている。すなわち、Cs₂Teが被覆材中のCrもしくは燃料ペレット中のMoと反応することによりTeを放出しこのTeが燃料被覆管の成分であるFeやNiなどを溶解する。その結果として、健全な肉厚を減少させるのである。この反応は、燃料ペレットのO/Mが高くなったり燃料や被覆管の温度が高くなった場合に顕著となる。図11に常陽で照射された国産燃料のFCCIの燃焼度依存性を示す。[15] この場合、FCCIはPHENIXでの燃料ピンで見られるものに比べ少なくなっているが、O/Mや温度の依存性は全く類似している。FCCIは燃料被覆管の肉厚を減少させるため、燃料寿命を制限する因子となる。このため、O/Mを1.97-1.98の範囲にまで低下させることがよいと言われている。図12に金属ウラン粉を酸素ゲッターとして用いたBOR60でのバイップラック型MOX燃料のFCCI挙動を示した。燃焼度が15at%程度、被覆管温度が700°C程度でも、FCCIは20 μmをはるかに下回っている。[9]

異常時（運転中に出力や温度の過渡変化が生じた時）の酸化物（MOX）燃料の挙動については、これら過渡変化が燃料ピンの破損を引き起こす可能性を有しているため、欧州や米国を中心に積極的に研究がなされている。

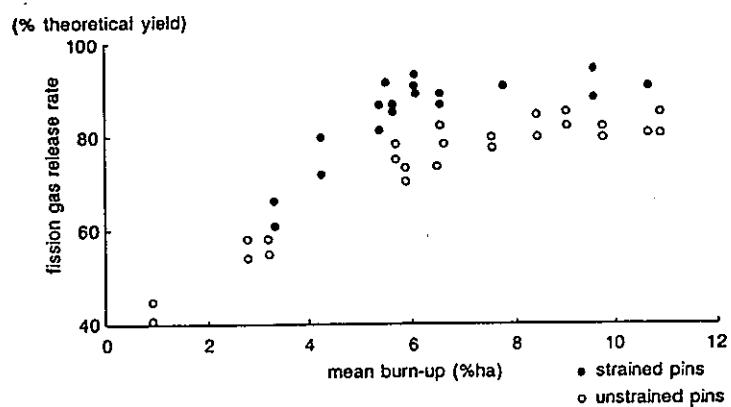


図9 PHENIXの燃料ピンのFPガス放出の燃焼度依存性

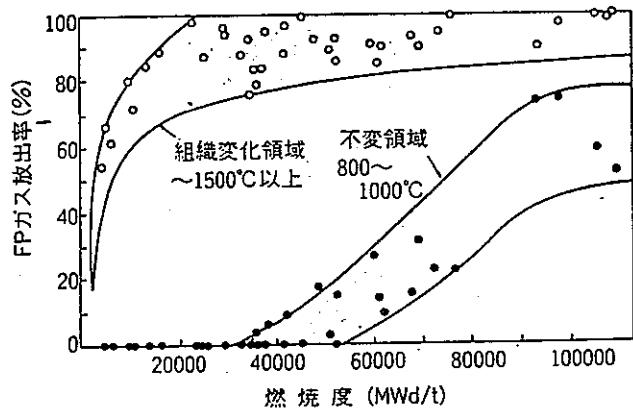


図10 国産燃料ピンのFPガス放出の燃焼度依存性

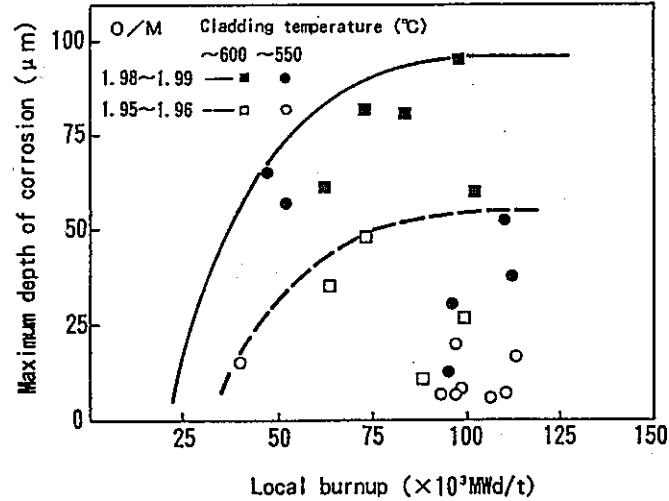


図11 国産燃料ピンのFCCI最大深さの燃焼度依存性

欧洲では [6, 16, 17] 、過出力試験、流量喪失試験、燃料溶融試験（PTM試験）をHFRで、ランプ試験をCABRIで実施している。これらの試験には、PHENIXで10at% - 85dpaまで照射された燃料ピン（6.5mm OD - 15-15 Ti被覆管）が使用された。

米国では [7, 18] 、TREATを用いた過渡試験が実施された。ここでは、FFTFと同じ長さの燃料ピンが使用され、3 c/s から 3 \$/s までの過出力ランプ試験が燃焼度0 - 12.5at%（照射量60dpa）の範囲で行われた。また、動燃と米国エネルギー省（US/DOE）との共同研究としてEBR-IIを用いた運転信頼性試験（ORT試験）が実施された。[19] この試験には日米が開発した何種類かの被覆材が使用されている。その中には動燃が開発した被覆材であるPNC316からなる燃料ピンを用いて、燃焼度17at%、照射量90dpaまでの範囲での過渡過出力試験が実施された。

ORT試験で得られた成果は以下の通りであり、これら膨大なデータベースは、FBR燃料の安全性の実証に供するものである。

酸化物（MOX）燃料は、負荷変動（duty cycle）や燃料溶融が生じる様な過出力時でも十分に健全であった。被覆材として15-15TiやPNC316は、非常に厳しい条件（高温、高応力）下でも、高燃焼度までよい特性を示した。図13に過渡過出力試験によって実証された燃料破損に対する裕度を示す。この結果から、酸化物（MOX）燃料は低いランプ速度の場合でも、過出力時の燃料破損に対して十分裕度のあることがわかる。[20]

破損燃料ピンを有する燃料集合体の挙動に関する知見は、燃料破損後の継続運転、破損燃料集合体の取り扱い、破損燃料集合体の中間貯蔵時の安全性を確認するためには、極めて重要となってくる。このため、欧洲や米国においてこの種の試験が行われている。

欧洲では [6, 21, 22] 、熱炉であるSILOEにて人工欠陥燃料ピンを用いた10例以上の試験が実施された。これに加え、PFR、PHENIXそしてKNK2で、60例の破損燃料を経験している。このうち、41例については遅発中性子検出器により破損検出されたいわゆる燃料部開口型の燃料破損であった。また、残り19例についてはガスリーク破損であった。これらの燃料破損は、燃焼度20at%、照射量135dpaまでの種々の照射レベルにおいて生じたものである。また、PFRでは、破損燃料集合体の中間貯

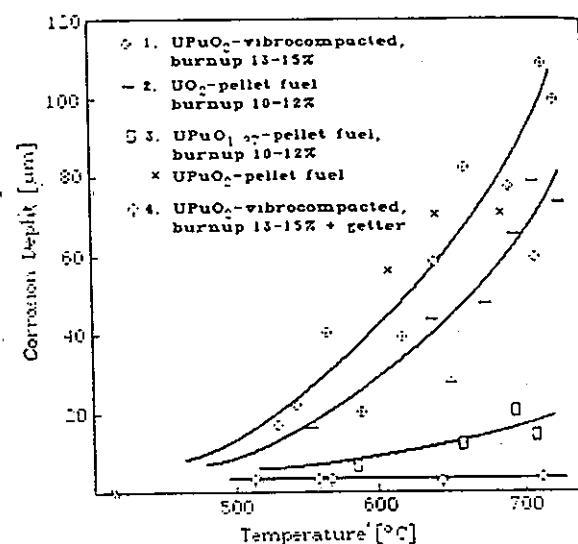


図1-2 BOR60で照射された種々の燃料形態において観察されたFCCI挙動

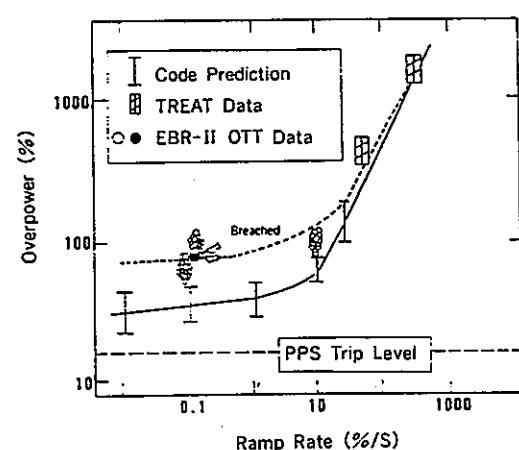


図1-3 過出力時の燃料破損に対する裕度

蔵時の安全性を確認するための試験として、低出力条件化での破損燃料ピンの挙動を調べる試験を実施した。

米国では [7、8、23、24] 、FFTF、EBR-IIにおいて多くの燃料破損を経験している。例えば、FFTFでは、11例の燃料破損が生じており、このうち3例については燃料部開口型の燃料破損であった。また、残り8例についてはガスリーグ破損であった。これら燃料破損は、いずれも燃焼度10 - 16at%、照射量70 - 130dpaといった高燃焼度領域で、かつ被覆管温度条件や燃料設計条件が厳しい場合に起こったものである。また、動燃と米国エネルギー省(US/DOE)との共同研究としてEBR-IIを用いた破損燃料継続照射試験(RTCB試験)が実施された。ここでは、自然破損燃料と人工欠陥燃料を用いた20例以上の試験が実施された。試験のパラメータとしては、被覆材の種類、燃料ピン径、燃焼度レベル、燃料破損の形態や運転条件が選ばれた。

RTCB試験で得られた成果により、以下の点が確認された。大口径の燃料破損の場合であっても破損口からの燃料流出量は限定されるものであった。通常の運転状態では、燃料ピンの破損伝播は生じなかった。破損燃料ピンではナトリウムと燃料との化学反応生成物が作られ、これが破損開口部を覆ってしまう。破損燃料ピンに過出力や燃料溶融する様な出力状態が与えられたとしても大した状況には至らない。

4.2. 金属（合金）燃料の照射実績

金属燃料はEBR-IIにおいて数多くの照射実績を有していたが、1984年に米国でIFR(Integral Fast Reactor)の概念が打ち出されてから、金属燃料への関心が再び高まってきた。その理由として、金属燃料が燃料サイクルにおいて経済的であること、核不拡散性において有利であること、そして高い増殖性能を有していることがあげられる。

それ以来、U-Pu-10%Zrの合金燃料、HT9の燃料被覆管及びダクトを標準燃料とした数多くの試験が実施されてきており、高燃焼度下や過渡時での挙動が明らかにされてきている。[7、25、26、27] すなわち、数多くの燃料集合体が最適化設計を目指してEBR-IIにおいて照射された。さらに、破損燃料継続照射試験も行われた。これらの中での最高燃焼度は約20at%に到達している。表3にIFR用燃料ピンの照射実績を示す。

表3 IFR用金属燃料の燃焼実績

Subassembly type	All (>10 at%)	Pu (>10 at%)	All (<10 at%)	Pu (<10 at%)	Total
Experiment	1611	273	1014	329	2625
Standard core	NA	NA	11484	NA	11484
Total	1611	273	12498	329	14109

EBR-IIでの照射試験の他にも、過渡過出力試験がTREATで実施された。またFFTFを用いて、U-10%Zrの合金燃料、HT9の燃料被覆管及びダクトの7体のフルサイズ燃料の照射試験が厳しい条件下(548W/cmの高線出力、640 °Cの高い被覆管温度)で、燃焼度範囲として4から15at% (照射量110dpaに対応)の範囲で行われた。これら照射試験の結果

の1部として、図14に燃料の軸方向の伸びの燃焼度依存性を、また図15にFPガス放出率の燃焼度依存性をそれぞれ示す。

さらに、この燃料の破損燃料としての挙動は、燃料破損が12at%という高燃焼度下で生じたとしても穏やかなものであった。また、この燃料の過出力時の燃料破損に対する閾値は通常出力レベルの4倍であった。

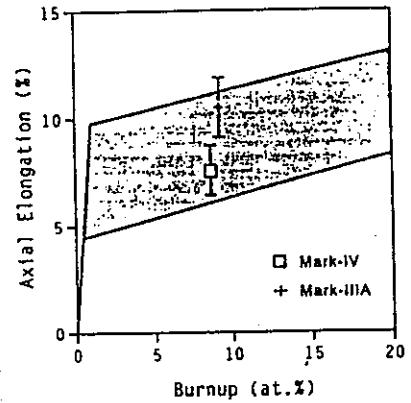


図14 U-10Zr燃料の軸方向伸びの燃焼度依存性

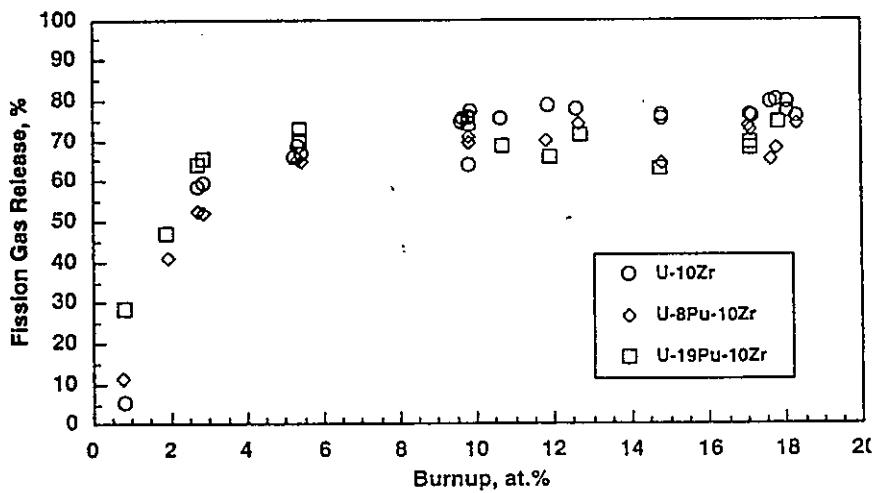


図15 金属燃料のFPガス放出の燃焼度依存性

4.3. 炭化物、窒化物燃料の照射実績

炭化物燃料の開発はインド以外の国においては、ほとんど実施されていない。インドでは、FBTR用の燃料として(U,Pu)Cを用いておりこの燃料について非常に僅かではあるが照射実績を有している。

ロシアでは、UC、(U,Pu)C、(U,Pu)CNの照射試験をBOR60にて10at%を越える燃焼度まで実施してきている。

米国エネルギー省 (US-DOE) とスイスのポールシェラー研究所 (SWISS-PSI) との共同照射試験がFFTFを用いて実施された。[28] この照射試験では、乾式で粉末からペレットとしたものおよび湿式でゲル化しスフェアパックしたものの2種類の燃料を用いた。いずれのタイプの燃料も、均質性は良く、ストイキオメトリー、密度、化学成分等の規格（燃料仕様）を満たしていた。この燃料は、FFTFで少なくとも8at%の燃焼度まで健全に照射され、高燃焼度や高線出力が達成できる可能性を示した。

窒化物燃料は、重金属密度が高い、熱伝導度が良い、ナトリウムとの共存性が良いといった金属燃料と匹敵する程の多くの優れた特性を有している。さらに、酸化物燃料を対象として開発された既存の燃料製造法や再処理法がそのまま適用できるという利点を

持っている。このため、広範囲にわたる研究開発が世界各国で行われている。 [29、30、31、32]

ロシアでは、BR10の全炉心にUNを装荷し、最高燃焼度レベルとして8at%を達成している。

米国では、1988年以前に100本のHeおよびNaボンドの(U,Pu)N燃料ピンを用いて、EBR-IIで照射試験を実施した。これらの照射試験では、FCMIを避ける観点からシュラウド管を取付けたものおよびそうでないものも含め、数多くの試験パラメータが検討された。これらの内、燃料ピンのパラメータとしては、スミア密度を75-86%の範囲に、被覆材として304および316のステンレス鋼を探ったり、また、照射パラメータとしては、線出力を670-1070W/cmの範囲に、燃焼度としては最大9at%までを探った。この結果、シュラウド管の有無にかかわらず、被覆管の強度を高め、かつスミア密度を80%以下に保てば、良い照射特性が得られることがわかった。また、FPガスの放出率は低く、FCCIも観察されなかった。

1984年以降の窒化物燃料の開発は、SP-100宇宙核基地プログラムに支持されるようになってきている。ここでは、UNと耐火合金被覆の燃料が用いられている。この燃料は、EBR-IIやFFTFで照射試験が行われた。

仏国では、数本のHeボンドの(U,Pu)N燃料ピンを含む2つの試験がPHENIXにおいて進行中である。これらの試験では、スミア密度(75-78%)、被覆材の種類、線出力(400-700W/cm)、そして目標燃焼度(15at%以上)を試験パラメータとしている。燃焼度7.5at%での中間検査では、燃料ピンのふくれは0.46%以下と僅かであり、被覆管の腐食も観察されておらず、きわめて良好な結果となっている。

窒化物燃料については、今までの照射試験の結果ではかなりよい照射特性と示すものと考えられるが、より高燃焼度までの照射試験による照射特性の確認が必要である。さらに、放射性C14の生成を抑制するためN15を濃縮した窒化物燃料の製造法の確立、高温分解との関連において過渡時の照射特性の確認、および再処理技術開発が必要である。

4.4 炉心材料の照射実績

オーステナイト鋼を対象とした開発は、高速炉の開発を実施しているほとんどの国で行われている。

欧州では [6、33、34、35] 、Ti安定化(0.4-0.5%)、冷間加工材(15-20%)がレファレンス材となっている。仏国の15-15Tiや独のDIN 14970が、これに相当するものである。これらの被覆管は、10,000本以上が酸化物燃料とともに被覆管最高温度650℃の条件で照射され、照射量100dpaに達している。そのうち約1000本の燃料ピンは125dpaを越えており、1体の照射試験用燃料集合体(217ピン)については、最高照射量148dpaを達成している。この集合体は、引き続きPHENIXで照射を継続する計画である。なお、これらはすべて健全である。

これまでの照射試験結果から、冷間加工度と微量元素の添加がスエリング特性の改善（潜伏期間を伸ばす）に有効であるとの知見が得られている。図16は、その例を示すものである。スエリング特性は、15-15TiにSi量を調節したSi mod.CW15-15Ti、12Cr-25NiにTi安定化およびSi調節をほどこしたCW12Cr-25Ni Ti Siの順によくなっていることがわかる。CW12Cr-25Ni Ti Siを用いて作られた3体の燃料集合体がPHENIXで照射されている。このうち最初の1体の燃料集合体は108dpaまで照射されたが、非常に優れたスエリング特性を示している。

米国では [7、8、36、37] 、20%冷間加工のTi安定化材（D9）が開発され、FFTFで最高被覆管温度675℃の条件で照射された。2000本以上の燃料ピンが照射量100dpaを達成した。また、1体の試験用燃料集合体において約140dpaを達成した。D9は、照射量として100dpaを越えるまでの照射健全性が実証されたものの、そのスエリング特性は、外径増加で10%を越えるものが出てくるなど必ずしも良くない。このため、FFTF用の燃料ピンでは、局所的な冷却材流路の減少による燃料破損を防止する観点から、照射量を110dpaに制限していた。

日本では [38、39] 、もんじゅ用に20%冷間加工のPNC316が、実証炉用に15Cr20Niに約20%の冷間加工をほどこしたPNC1520が開発されてきている。PNC1520については、まだ開発段階であるが、PNC316では、27,000本以上の燃料ピンが常陽で照射量50dpaを越える照射実績を有している。また、FFTFにおいては、PNC316およびPNC1520を用いたそれぞれ1体づつの試験用燃料集合体が約120dpaを達成しており、材料照射では約185dpaを達成している。図17には、動燃事業団の開発したオーステナイト鋼の材料照射データに基づくスエリング特性改善の過程を示した。

ロシアでは [40] 、B、Si、Tiの添加によって最適化したオーステナイト鋼が、BOR60、BN600において、被覆管最高温度710℃の条件で照射量約90dpaまでの照射実績が得られている。

高ニッケル鋼を対象とした開発は、英国において積極的に実施されている。[6、35] この英國で開発されている高ニッケル鋼はPE16と呼ばれている。英国では、PFRの酸化物燃料ピンとして多くの実績を積んでいる。ここでは、96,200本の燃料ピンが照射され、約3,500本の燃料ピンが照射量100dpaを越えており、265本の燃料ピンでは最高照射量155dpaを達成している。これらの照射による燃料ピン径方向歪は、最大でも約1%程度であった。また、オーステナイト鋼のスエリング挙動に見られる様な潜伏期間を過ぎてからの急激なスエリングの立ち上がりは見られなかった。このことから、PE16では照射量

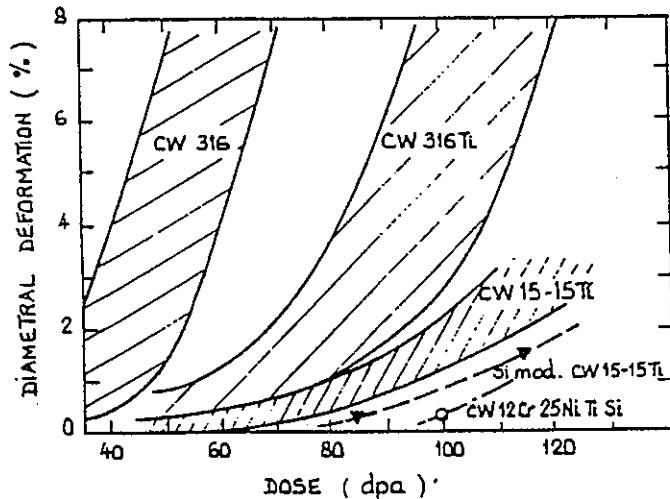


図16 仏国が開発したオーステナイト鋼のスエリング特性の改良経緯

200dpaの時でも燃料ピン径方向歪は2-3%程度に収まるであろうと推定される。但し、この材料は、照射による延性の低下が問題であると言われている。

フェライト/マルテンサイト鋼は、仏国、ロシア、米国において開発されできている。

仏国では、EM12を用いた燃料集合体2体が、PHENIXにて比較的穏やかな被覆管温度条件（最大で600-630°C）で、照射量120-130dpaまでを達成している。

ロシアではEP450を用いた燃料集合体12体が、BOR60にて最高被覆管温度として680°Cの条件下で、照射量115dpaまでを達成している。

米国では、HT9で数多くの照射実績を有している。^[7, 8, 41] HT9被覆管、酸化物燃料からなる燃料ピンが、FFTFにおいて被覆管最高温度約600°Cの条件下で、照射量200dpaまでを達成している。さらに、被覆管温度範囲が640-660°Cの条件下で、リーディング照射試験が実施された。

フェライト/マルテンサイト鋼は、照射量が120-130dpaの時でもピン外径変化が0.5%以下とスエリング特性に優れているものの、高温強度に難点があると言われている。それ故、燃料設計上の制限温度として650°C程度が妥当であると言われている。

日本では、PNC-FMSが開発されており、常陽で照射試験が実施されている。

日本と欧州では、高温強度に優れたフェライト鋼として、酸化物分散強化型鋼(ODS)の開発を共同で進めているところである。^[42]

ダクト材に関する照射実績は以下の通りである。

欧州においては^[6]、仏国において開発されたマルテンサイト鋼であるEM10と英国において開発されたFV488の2つの候補材が存在する。EM10はPHENIXにおいて照射量146dpaまでの照射実績を、FV488はPFRにおいて照射量155dpaまでの照射実績がある。

米国においては^[7, 8]、HT9でFFTFにおいて照射量約200dpaまでの照射実績がある。

日本においては、PNC-FMSで常陽において照射量45dpaまでの照射実績がある。

ロシアにおいては^[40]、EP450でBOR60、BN600において照射量115dpaまでの照射実績がある。

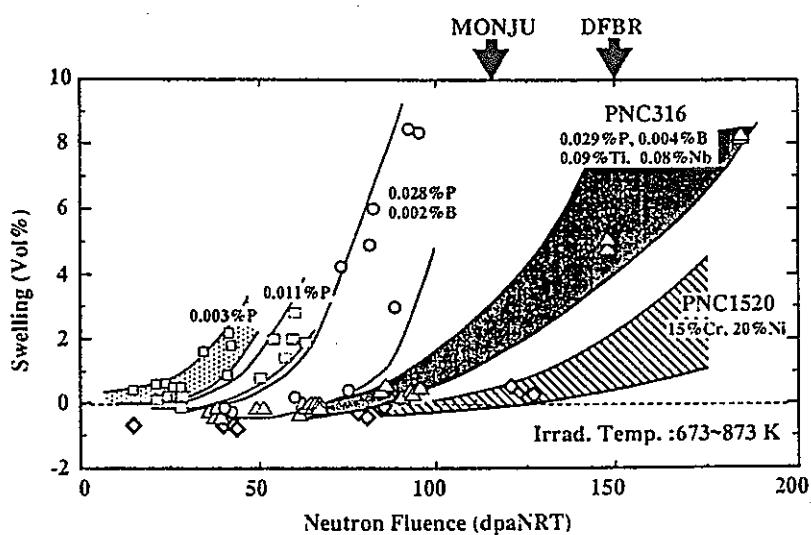


図17 動燃が開発したオーステナイト鋼のスエリング特性の改良経緯

5. まとめ

原型炉「もんじゅ」の燃料設計経験に基づき、FBR燃料の設計について、その基本的な考え方や設計高度化のための課題およびその対応策を紹介した。本来、燃料設計とは、燃料がその寿命期間を通して破損することなく健全に燃焼できる様に仕様や使用条件を決めてやることである。したがって、燃料構成部材（燃料ペレットや燃料被覆管等）の照射特性や、燃料ピンまたは燃料集合体としての通常運転時および過渡時の照射挙動や破損経験を十分に理解しておくことが重要である。この様な観点からすれば、燃料の照射実績を十分に蓄積しておくことが必要である。

酸化物燃料については、世界的にみれば、今までに非常に多くの照射実績が得られている。これらの成果は、酸化物燃料が高燃焼度までの使用に耐えるであろうことを裏付けるものである。事実、限られた数ではあるが、燃焼度として20-25at%を達成したものがあること、また、燃焼度が10-20at%であれば非常に多くの燃料ピンがこれを達成していることを考慮すれば、商業ベースの高速炉が目指している燃焼度20at%（照射量170-190dpa）も、十分達成可能であるものと思われる。現在欧州で設計が進められているEPR燃料は、密度95%の中空燃料、スミア密度85%以下、オーステナイト鋼または高ニッケル鋼被覆管という燃料仕様であり、線出力520W/cm、被覆管最高温度650 °Cの照射条件が設定されているが、その目標燃焼度である20at%を達成可能であろうと推定される。しかし、被覆管の照射量150dpaをこえる範囲までのスエリング特性、高燃焼度下のFCCI挙動、定常および過渡時の熱的挙動、さらには破損燃料の挙動については、今後引き続き、確認して行く必要があるものと思われる。

将来に亘り核分裂エネルギーの利用を続けるのであれば、既存のFBRリサイクル体系だけではなく、先進的な体系、革新的な体系を創出していくことも必要なことと考える。この場合、これら体系には、次の様な条件が要求されるものと思われる。すなわち、

(1) 長期に亘りエネルギー効率を確保するため、限られた資源の有効利用が可能であること、このため、天然ウランの利用効率をできる限り高めること。 (2) 環境負荷低減や国民からの支持を得るために、核分裂の利用により生ずる新たなリスクが天然ウランの有するリスクより低いこと。 (3) 体系としてエネルギー利得が得られること、このため1核分裂あたりの体系の稼働に必要な総エネルギーが200MeV以下であること。 (4) 体系として、その時代が要求する安全性を満たすこと、このため、再臨界や冷却材喪失事故（LOCA）の発生、体系からの放射性物質の放出を許容限以下とすること。 (5) 体系として、その時代が要求する経済性を満たすこと、このため、本体系の全体の発電単価が他の体系または方式の発電単価より低いこと。 (6) この体系の採用について国民的合意が得られること。このような新しい体系が創出された場合は、その体系に適合する燃料が必要であり、この燃料の創出に向けて今後とも研究開発に取り組んでいきたいと願うものである。

参考文献

- [1] WALTER, A. E. and REYNOLDS, A. B. ed, : Fast Breeder Reactors, PERGAMON PRESS, (1980).
- [2] NAKAE, N. et al. : J. Nucl. Mater., 188, 331 (1992).
- [3] 中江延男, 他 : 動燃技報, 66, 49 (1988).
- [4] NAKAE, N. et al. : Int. Conf. on Reliable Fuels for Liquid Metal Reactors, Tucson, p5-28, (1988).
- [5] PAGES, J. P. : to be published in September 1997 as IAEA TEC DOC entitled "Fast Reactor Technology - Status Report".
- [6] BROWN, C., LANGUILLE, A. and MUEHLING, G. : J. Nucl. Mater., 204, 33 (1993).
- [7] LEGGETT, R. D. and WALTERS, L. C. : J. Nucl. Mater., 204, 23 (1993).
- [8] BAKER, R. B., BARD, F. E., LEGGETT, R. D. and PITNER, A. L. : J. Nucl. Mater., 204, 109 (1993).
- [9] HERBIG, R., RUDOLPH, K., LINDAU, B., SKIBA, O. V. and MAERSHIN, A. A. : J. Nucl. Mater., 204, 93 (1993).
- [10] 吻野一郎, 他 : 原子力学会「92年春の年会」要旨集, J14.
- [11] TOURASSE, M., BOIDRON, M. and PASQUET, B. : J. Nucl. Mater., 188, 49(1992).
- [12] 柴原 格 : 原子力工業, 25. [7] , 72 (1989).
- [13] BOLTAX, A. : ANS Trans. vol. 62, p264, ANS Winter Meeting , Nov. 1990, Washington, DC.
- [14] BOIDRON, M., BOUSSARD, F., PIRON, J. P., RATIER, J. L. and TOURASSE, M. : Proc. of 12th Scandinavian Corrosion Congress, p287, 31 May - 4 June, 1992, Helsinki.
- [15] KASHIHARA, H., et al. : BNES Conf. on Fast Reactor Core and Fuel Structural Behavior, p243, 4 - 6 June, 1990, Inverness.
- [16] MELIS, J. C., PLITZ, H. and THETFORD, R. : J. Nucl. Mater., 204, 212 (1993).
- [17] PLITZ, H., LANGUILLE, A., LINEKAR, G., MOSS, R. and STEINMETZ, B. : Int. Conf. on Fast Reactor and Related Fuel Cycles, Kyoto, p6.5-1, (1991).
- [18] BOLTAX, A., NEIMARK, L. A., TSAI, H., KATSURAGAWA, M. and SHIKAKURA, S. : Int. Conf. on Fast Reactor and Related Fuel Cycles, Kyoto, p6.6-1, (1991).
- [19] TSAI, H., NEIMARK, L. A., ASAGA, T. and SHIKAKURA, S. : J. Nucl. Mater., 204, 217 (1993).
- [20] 浅賀健男, 他 : 動燃技報, 77, 62 (1991).
- [21] PLITZ, H., CRITTENDEN, G. C. and LANGUILLE, A. : J. Nucl. Mater., 204, 238 (1993).
- [22] PLITZ, H., KLEYKAMP, H., WEIMAR, P., HAIRION, J. P., LANGUILLE, A. and CECCHI, P. : Proc. Conf. on the Science and Technology of Fast Reactor Safety, BNES, London, 393 (1986).
- [23] STRAIN, R. V., BOTTCHER, J. H., GROSS, K. C., LAMBERT, J. D. B., UKAI, S. NOMURA, S., SHIKAKURA, S. and KATSURAGAWA, M. : Int. Conf. on Fast Reactor and Related Fuel Cycles, Kyoto, p6.7-1, (1991).

- [24] STRAIN, R. V., BOTTCHER, J. H., UKAI, S. and ARAI, Y. : J. Nucl. Mater., 204, 252 (1993).
- [25] SEIDEL, B. R. and WALTERS, L. C. : ANS Trans. vol. 62, p260, ANS WinterMeeting , Nov. 1990, Washington, DC.
- [26] LAHM, C. E., KOENIG, J. F., PAHL, R. G., PORTER, D. L. and CRAWFORD, D. C. : J. Nucl. Mater., 204, 119 (1993).
- [27] PITNER, A. L. and BAKER, R. B. : J. Nucl. Mater., 204, 124 (1993).
- [28] STRATTON, R. W., LEDERGERBER, G., INGOLD, F. LATIMER, T. W. and CHIDESTER, K. M. : J. Nucl. Mater., 204, 39 (1993).
- [29] PRUNIER, C., BARDELLE, P., PAGES, J. P., RICHTER, K., STRATTON, R. W. and LEDERGERBER, G. : Int. Conf. on Fast Reactor and Related Fuel Cycles, Kyoto, p15.9-1, (1991).
- [30] LYON, W. F., BAKER, R. B., LEGGETT, R. D. and MATTHEWS, R. B. : Int. Conf. on Fast Reactor and Related Fuel Cycles, Kyoto, p14.8-1, (1991).
- [31] LYON, W. F., LEGGETT, R. D. and BAKER, R. B. : ANS Trans. vol. 62, p266, ANS Winter Meeting , Nov. 1990, Washington, DC.
- [32] LEGGETT, W. D. and LEGGETT, R. D. : ANS Trans. vol. 62, p74, ANS Winter Meeting , Nov. 1990, Washington, DC.
- [33] MAILLARD, A., TOURON, H., SERAN, J. L. and CHALONY, A. : 16th Int. Symp. ASTM STP 1175 p824, (1993).
- [34] FISSOLO, A., LEVY, V., SERAN, J. L., MAILLARD, A., ROYER, J. and RABOUILLE, O. : 16th Int. Symp. ASTM STP 1175 p646, (1993).
- [35] BROWN, C., LEVY, V., SERAN, J. L., EHRLICH, K., ROGER, R. J. C and BERGMANN, H. : Int. Conf. on Fast Reactor and Related Fuel Cycles, Kyoto, p7.5-1, (1991).
- [36] MAKENAS, B. J., CHASTAIN, S. A. and GNEITING, B. C. : ANS Trans. vol. 62, p176, ANS Winter Meeting, Nov. 1990, Washington, DC.
- [37] PORTER, D. L. and GARNER, F. A. : J. Nucl. Mater., 159, 114 (1988).
- [38] KATSURAGAWA, M., KASHIHARA, H. and AKEBI, M. : J. Nucl. Mater., 204, 14 (1993).
- [39] SHIBAHARA, I., UKAI, S., ONOSE, S. and SHIKAKURA, S. : J. Nucl. Mater., 204, 131 (1993).
- [40] RESHETNIKOV, F. G. : Int. Conf. on Fast Reactor and Related Fuel Cycles, Kyoto, p7.6-1, (1991).
- [41] PAHL, R. G., LAHM, C. E. and HAYES, S. L. : J. Nucl. Mater., 204, 141 (1993).
- [42] UKAI, S. et al. : J. Nucl. Mater., 204, 65 (1993).

FBR燃料の設計と照射実績

第12回原子力学会核燃料夏期セミナー

1997.7.16

動燃事業団

中江 延男

1. はじめに

2. 高速炉開発計画と燃料形態の変遷

3. FBR燃料の設計

3.1. 使用条件及び構造上の特徴

3.2. 燃料設計の基本的考え方

3.3. 燃料要素の設計

3.4. 燃料集合体の設計

3.5. 燃料設計高度化のための課題と方策

4. FBR燃料の照射実績

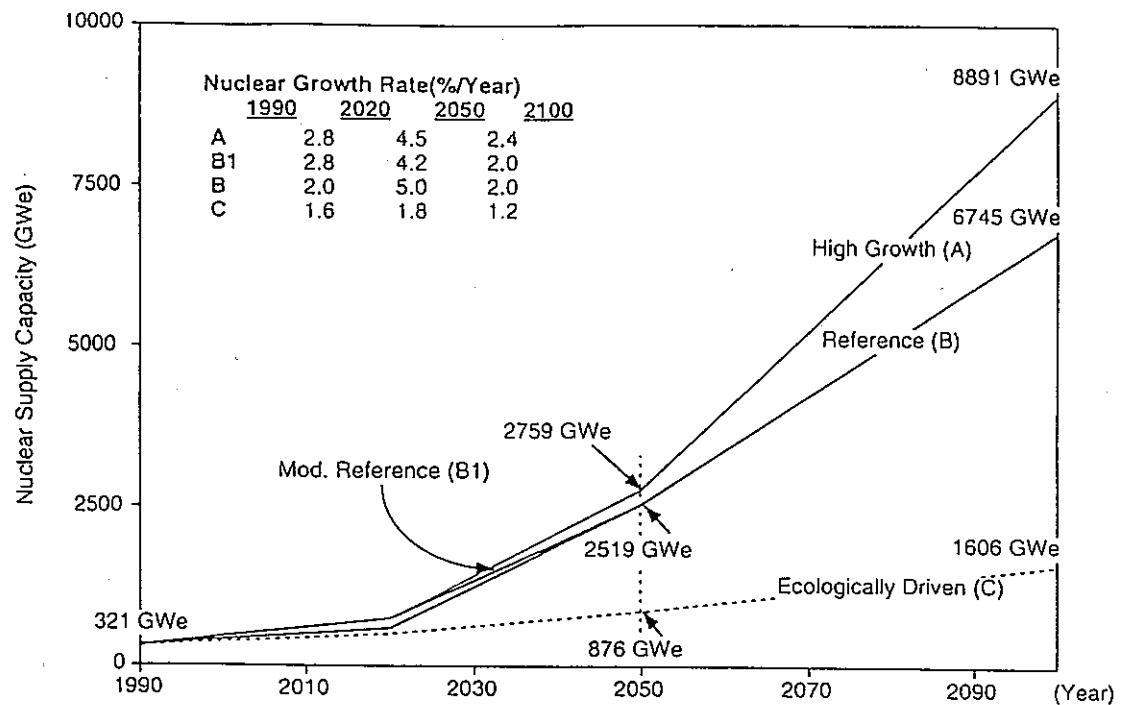
4.1. 酸化物（MOX）燃料の照射実績

4.2. 金属（合金）燃料の照射実績

4.3. 炭化物、窒化物燃料の照射実績

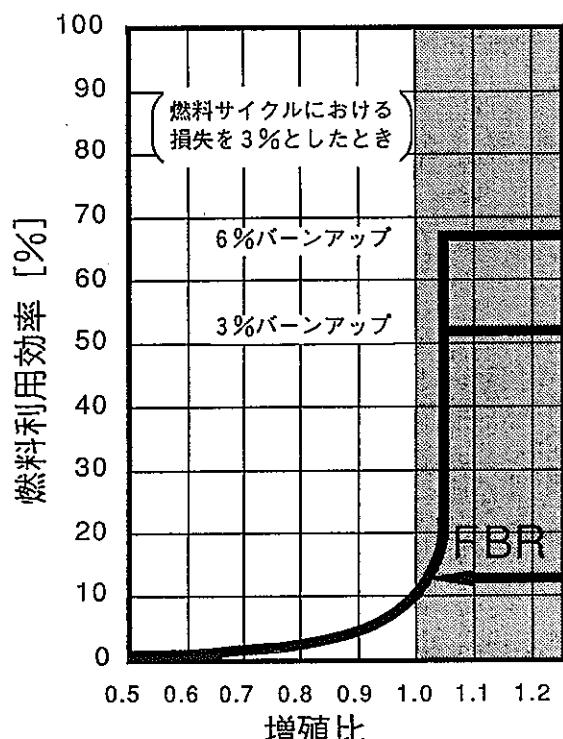
4.4. 炉心材料の照射実績

5. まとめ



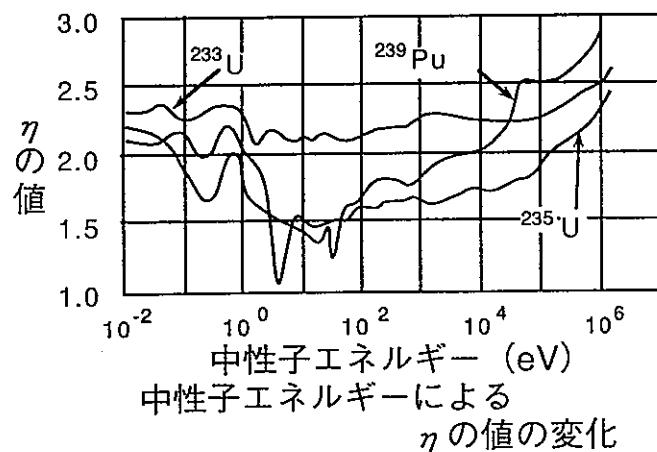
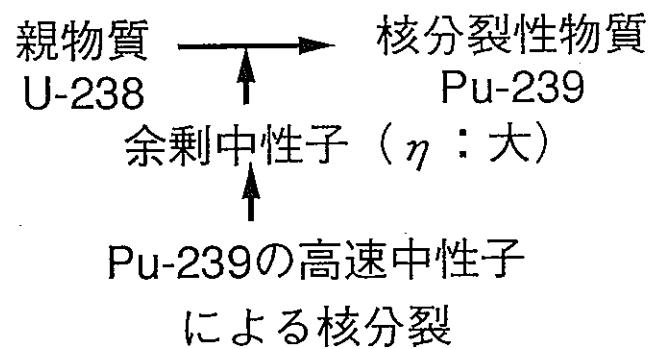
WECによる世界の原子力発電供給量

高速増殖炉開発の意義



転換比（増殖率）と
ウランの利用効率の関係

高速増殖炉燃料



	L W R (熱中性子)			F B R (高速中性子)				
			1/α	η		1/α	η	
U-235	1.6	0.1	4.4	2.0	1.9	0.1	3.8	2.0
U-238	0.1	0.9	0.1	0.0	0.1	0.1	0.3	0.4
Pu-239	106.2	58.6	1.8	1.9	1.8	0.5	3.6	2.4
Pu-240	0.6	104.0	~0.0	~0.0	0.4	0.5	0.8	1.5
Pu-241	118.1	38.7	3.1	2.2	2.4	0.4	6.0	2.6
Pu-242	0.4	31.7	~0.0	~0.0	0.3	0.4	0.8	1.4

One Group Cross Section and $1/\alpha$

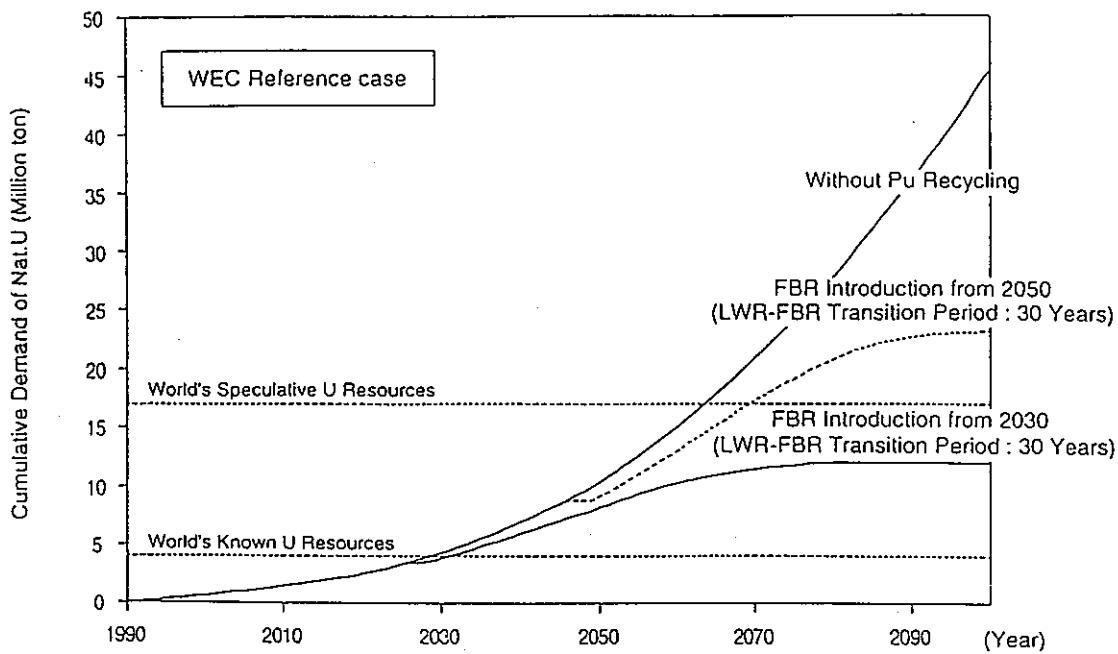
	LWR*			FBR**		
	σ_f	σ_c	$1/\alpha^{***}$	σ_f	σ_c	$1/\alpha$
Np-237	0.13	32.41	0.02	0.03	1.07	0.21
Pu-238	0.17	24.71	0.07	0.17	0.10	1.27
Am-241	1.12	118.69	0.01	0.05	0.09	0.16
Am-243	0.40	24.97	0.01	0.23	0.69	0.15
Cm-244	0.87	13.8	0.06	0.43	0.62	0.69

* : ORIGEN-2

(barn)

** : CITATION

***: $1/\alpha = \sigma_f/\sigma_c$



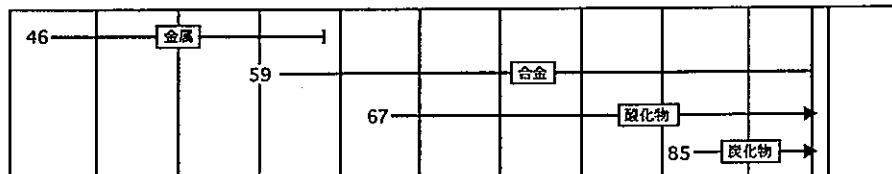
天然Uの累積必要量(WEC基準ケース)

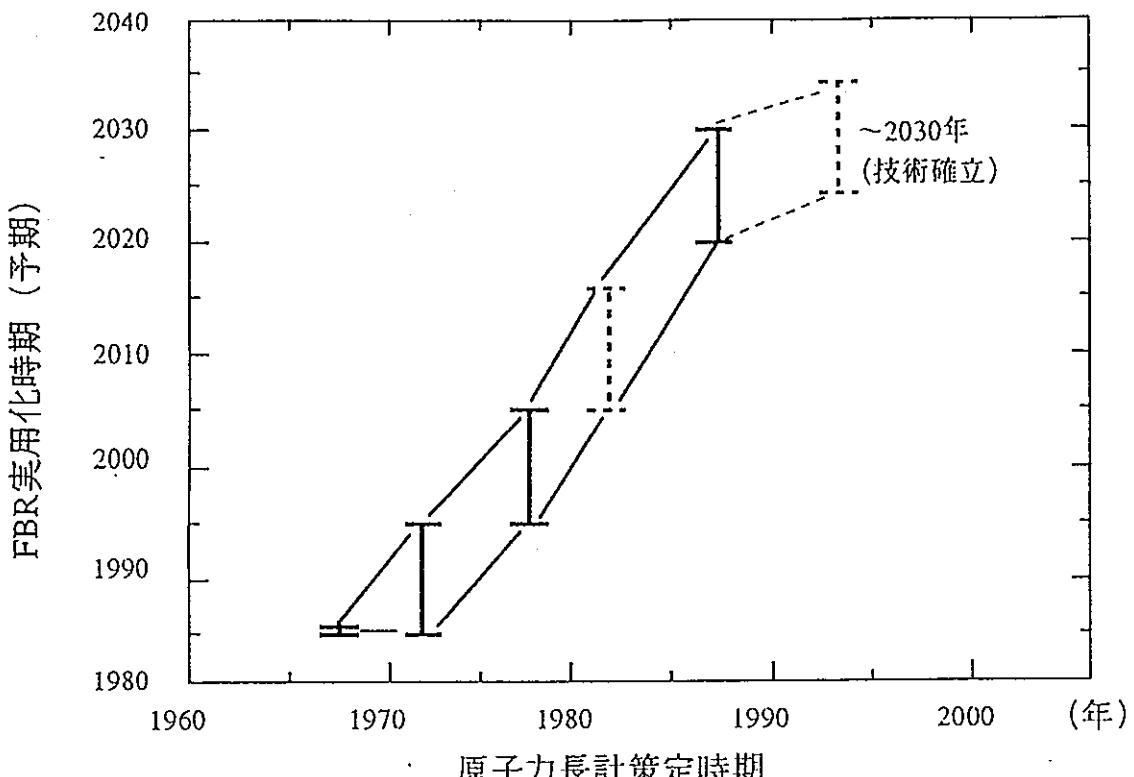
高速炉開発計画

国名	プラント名	出力(炉型)	西暦											
			'50	'55	'60	'65	'70	'75	'80	'85	'90	'95	'96	
アメリカ	実験:Clementine	25kWt(L)	46	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
	実験:EBR-I	0.2MWe(L)		51	—	—	—	—	—	—	—	—	94	
	実験:EBR-II	20MWe(L)			—	—	—	—	—	—	—	—	—	
	実験:E.Fermi	61MWe(L)				63(65)	—	—	—	—	—	—	—	
	実験:FFTF	400MWt(L)				63(66)	—	—	—	—	—	80	—	93
イギリス	実験:DFR	15MWe(L)				59	—	—	—	177	—	—	—	94
	原型:PFR	250MWe(T)					—	—	74(76)	—	—	—	—	
フランス	実験:Rapsodie	40MWt(L)					67	—	—	—	183	—	—	
	原型:Phenix	250MWe(T)						73(74)	—	—	—	85(86)	—	■既稼運転中 →94/8運転再開
	実証:Super Phenix	1200MWe(T)							—	—	—	—	—	
ドイツ	実験:KNK-II	20MWe(L)							77(79)	—	—	191/8	—	
日本	実験:常陽	100MWt(L)							77	—	—	—	—	→94→
	原型:もんじゅ	280MWe(L)								—	—	—	—	
ロシア	実験:BOR-60	12MWt(L)						69(70)	—	—	—	—	—	
	原型:BN-350	150MWt+脱塩(L)							72(73)	—	—	—	—	
	原型:BN-600	600MWe(T)							79(80)	—	—	—	—	
インド	実験:FBTR	15MWe(L)								85(86)	—	—	—	

注) 初臨界(運転)——↑: 閉鎖 →: 運転中 炉型(L): ループ型、(T): タンク型

燃料形態の変遷



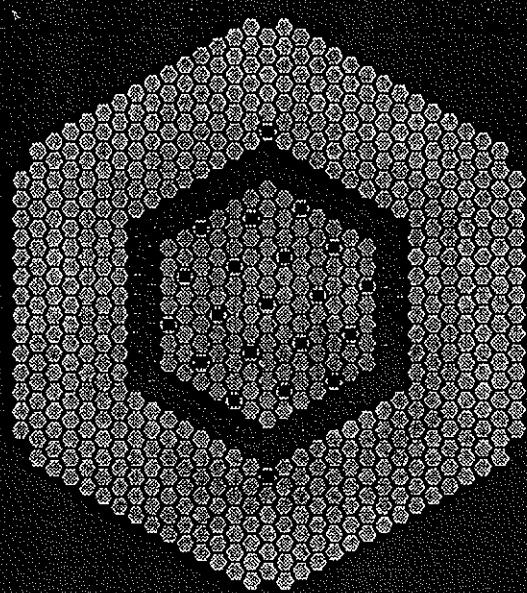


原子力開発利用長期計画における高速増殖炉の実用化予測時期

使用条件

- | | |
|----------------------|-----------------------|
| 1. 低圧であるが高温のナトリウム環境化 | 7. 燃料ペレット内径方向温度勾配が大きい |
| 2. 中性子スペクトルが硬い | 8. 被覆管の内圧が高い |
| 3. 高速中性子照射量が高い | 9. 構造材温度が高い |
| 4. 燃焼度が高い | 10. 構造材温度の空間的变化が大きい |
| 5. 出力密度が高い | |
| 6. 燃料ペレット温度が高い | |

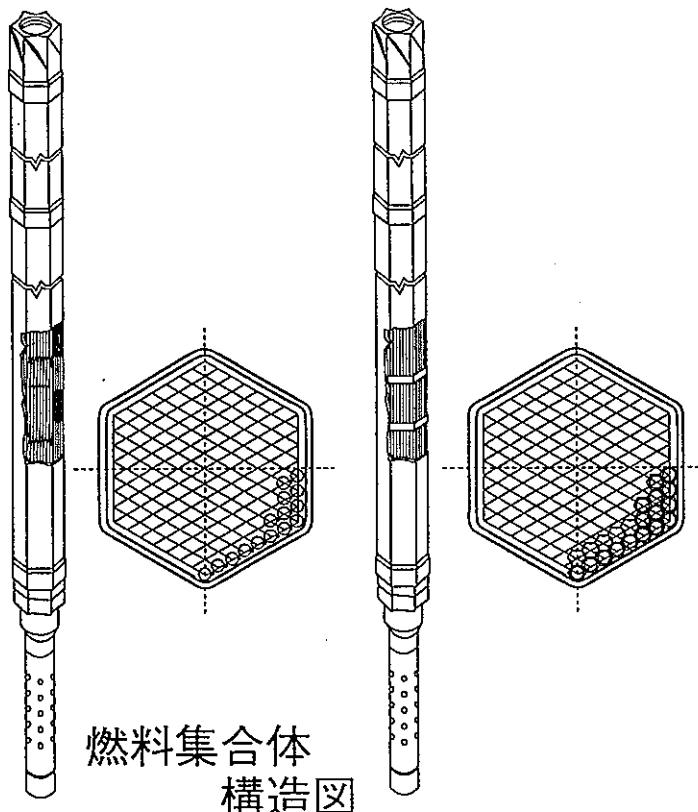
構造上の特徴



炉心構成

1. 内側と外側炉心でPu富化度を変えることによる出力分布の平坦化
2. 集合体発熱量に見合った冷却材流量配分
3. 軸および径方向ブランケットの設置によるPuの増殖
4. 遮蔽体（反射体）設置による原子炉容器等の保護
5. 独立2系統の少数体制御棒による反応度制御

構造上の特徴

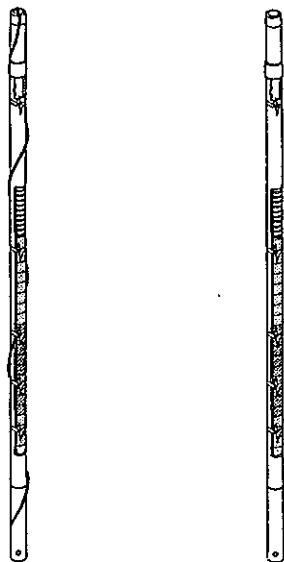


燃料集合体
構造図

燃料集合体

1. 燃料要素の正三角形格子状稠密配列
2. 正六角形状ラッパ管による冷却材流路の形成
3. 下部横流入方式による集合体の浮き上がり防止
4. セルフオリエンテーション構造による集合体装荷の円滑化
5. 炉心支持板側との嵌合部寸法を変えることによる誤装荷防止
6. 集合体間スペーサとしてのパッド（外筒部突起）

構造上の特徴



燃料要素構造図

燃料要素

1. 炉心高さ並のガスプレナム長さ
2. 破損燃料検出のための
タグガスキャップセル
3. 燃料要素間スペーサとしての
ワイヤ or グリッド
4. 下部端栓部（ノックバー挿入孔）
での燃料要素簡略支持構造

基本的の要求項目

- 炉出力（電気出力）
- 炉心出入口温度
- 燃焼度
- 運転サイクル期間

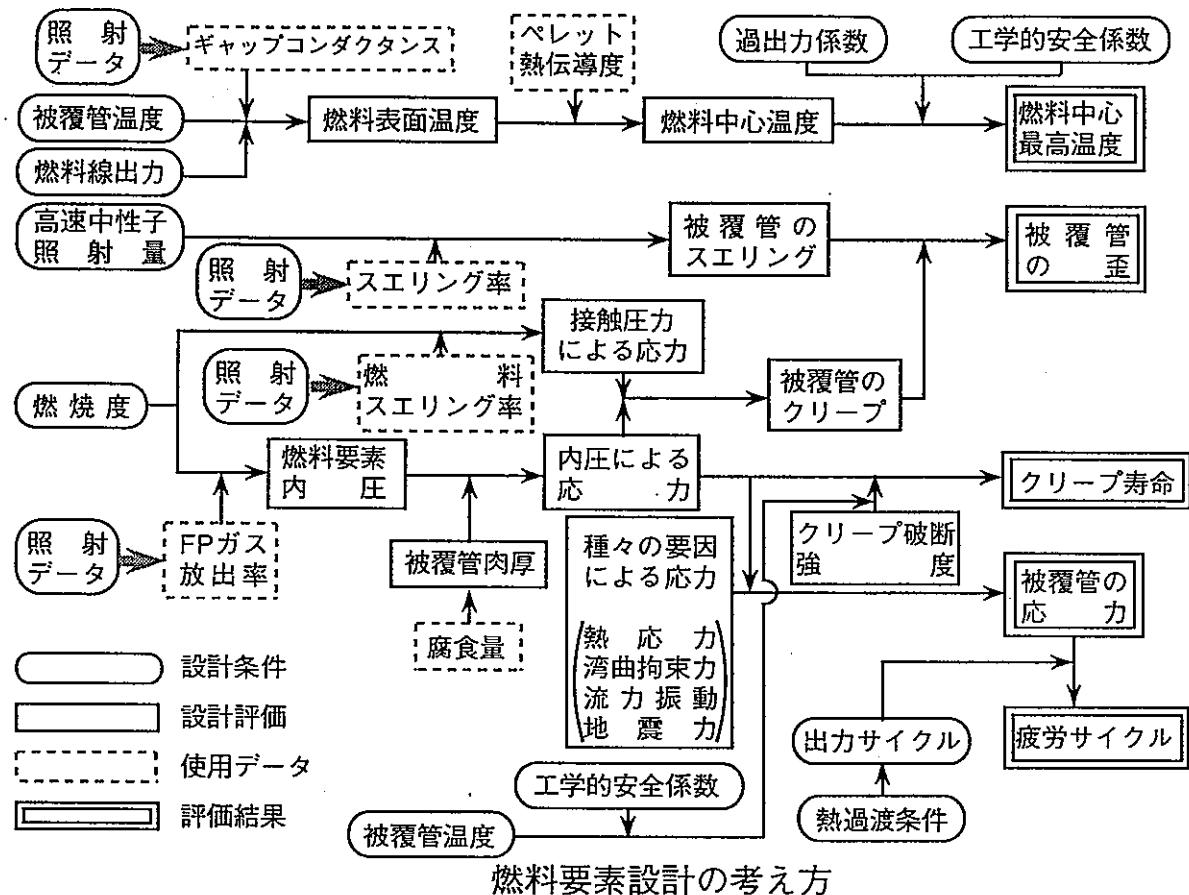
主要設計パラメータ

- 線出力
- 炉心高さ
- バンドルピン本数
- ピン径（含むピンピッチ）
- ペレット径
- ペレット密度

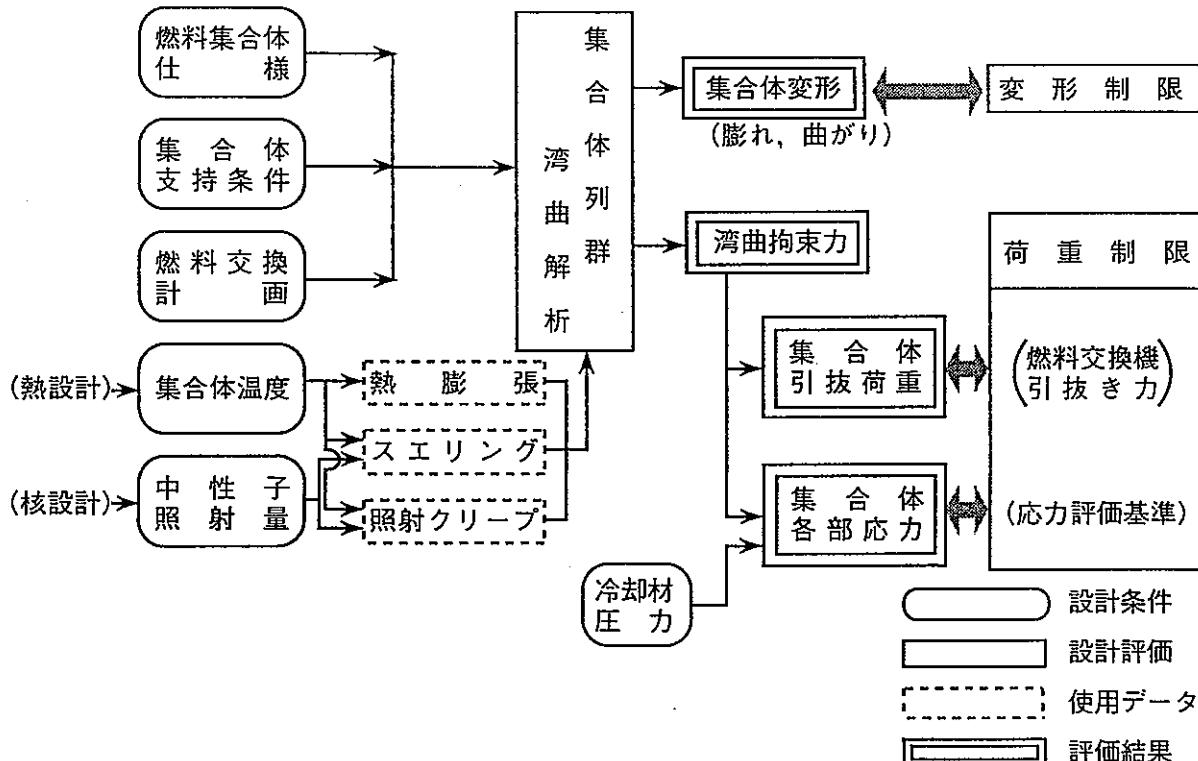
主要項目

- | | |
|-----------|-----------|
| ○炉心サイズ | ○燃料集合体数 |
| ○炉心流量 | ○燃料集合体サイズ |
| ○燃料交換バッチ数 | |

炉心設計の主要な流れ



燃料要素設計の考え方



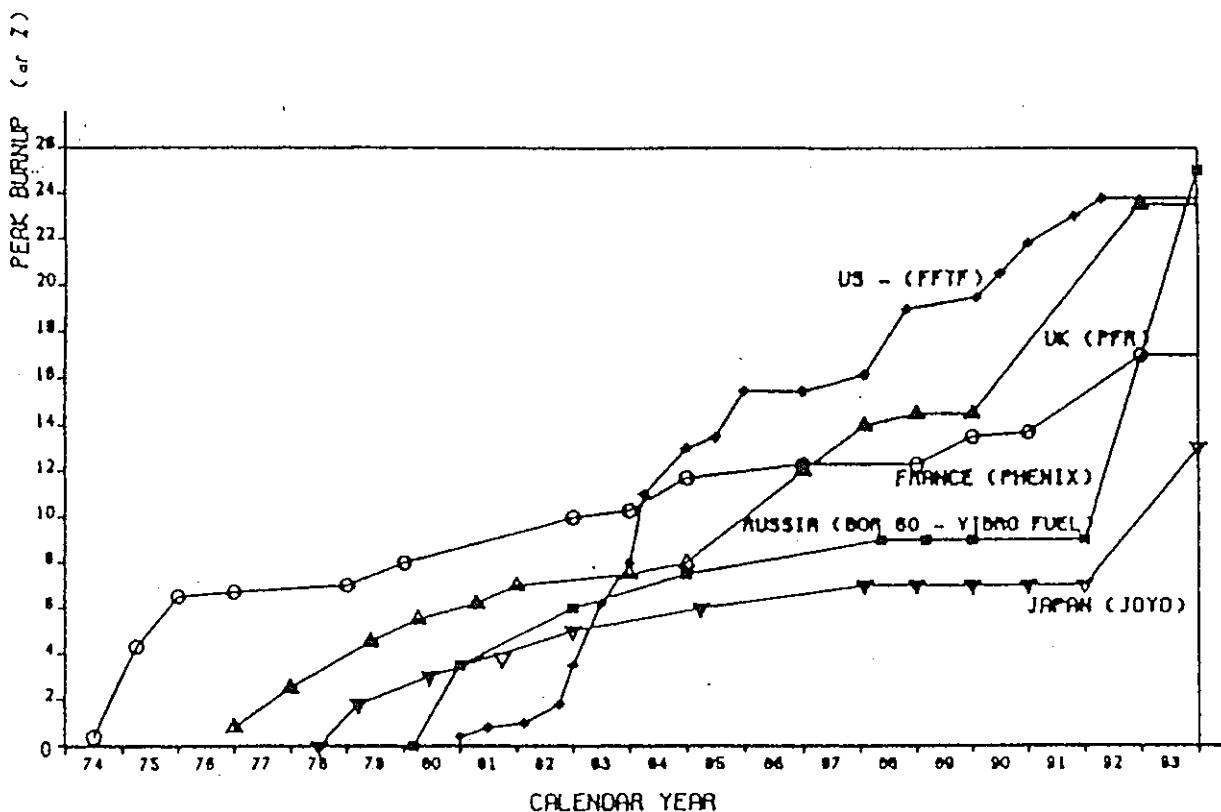
燃料集合体設計評価の考え方

燃料設計高度化のための課題と方策

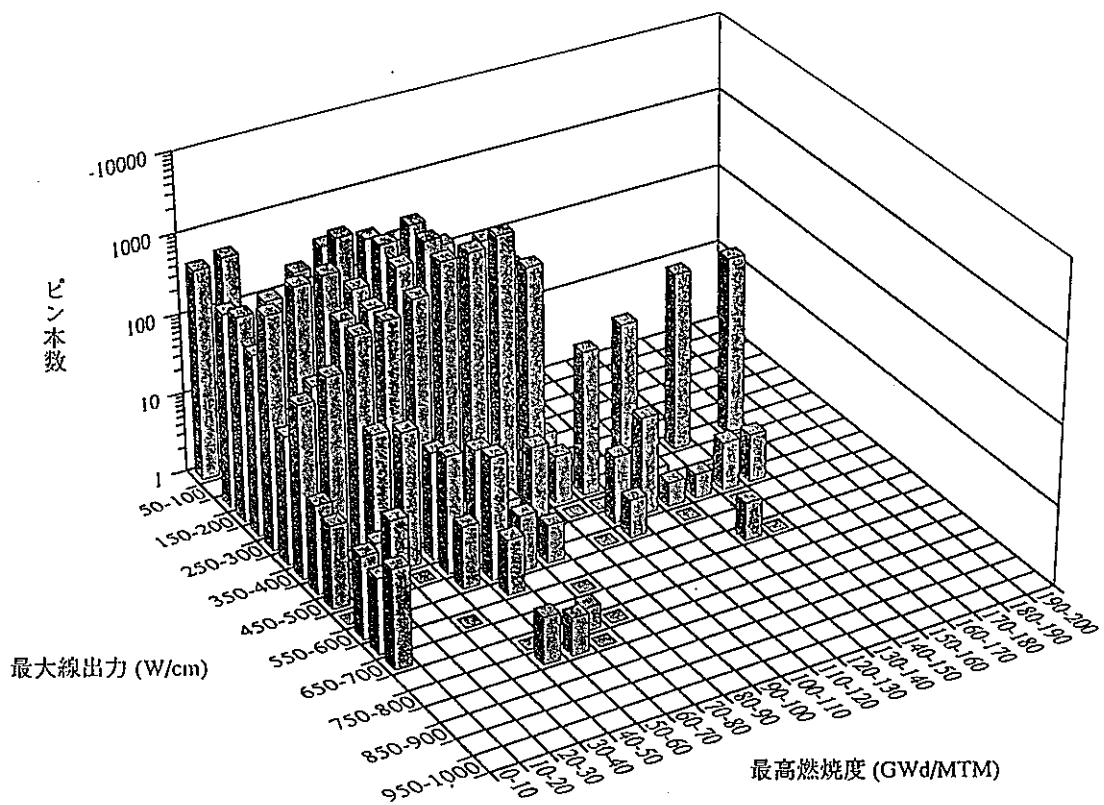
課題	方策
1.いかに設計裕度を切り詰めるか。 (燃料設計による健全性評価上の信頼度の妥当性)	i) 設計上の不確かさを切り詰める ii) 不確かさの取扱い方法の合理化 (決定論的手法→確率論的手法) iii) 判断基準の合理化
2.いかに高線出力化を達成するか。	i) 热的ふるまいの予測精度の向上 (燃料組織変化、ギャップコンダクタンス) ii) 出力上昇方策の最適化 iii) (中空ペレットの採用)
3.いかに高燃焼度化を達成するか。	i) 被覆材の開発 ii) スミア密度の最適化

酸化物燃料の照射実績

欧州	実績	7000本 (15at%)
	最高到達燃焼度	23.5at% (PFR) 16.9at% (PHENIX)
米国	実績	3000本 (15at%)
	最高到達燃焼度	24.5at% (FFTF)
日本	実績	トータル 50,000本
	最高到達燃焼度	13at% (常陽), 15at% (FFTF)
ロシア	実績	25at% (BOR60)
	最高到達燃焼度	



各国におけるMOX燃料の高燃焼度達成状況

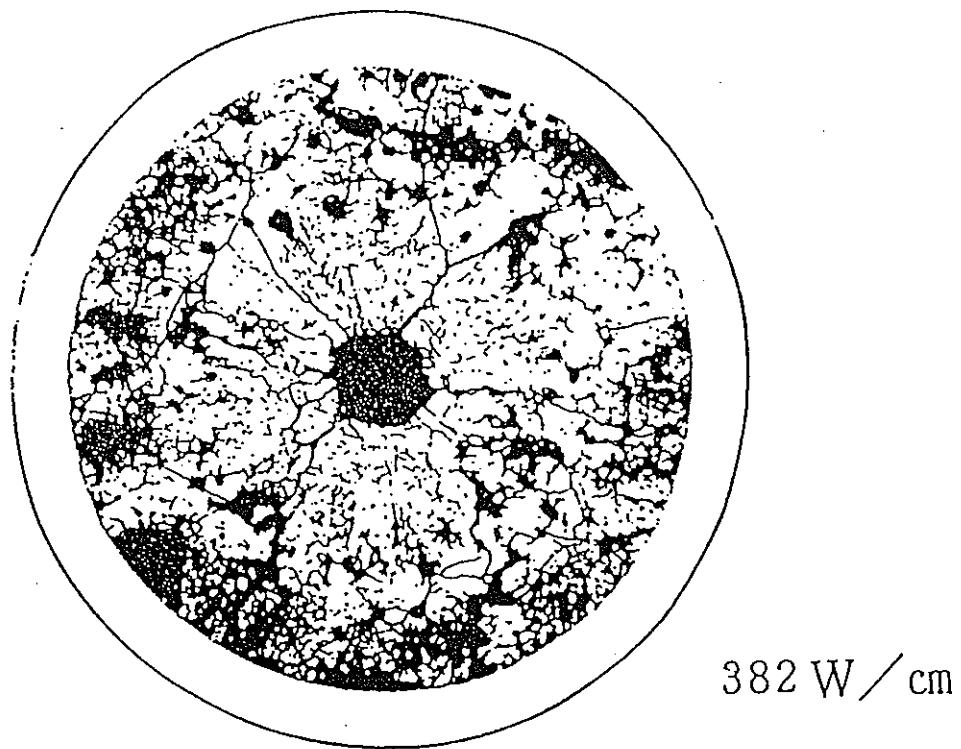


我が国における高速炉燃料の照射実績

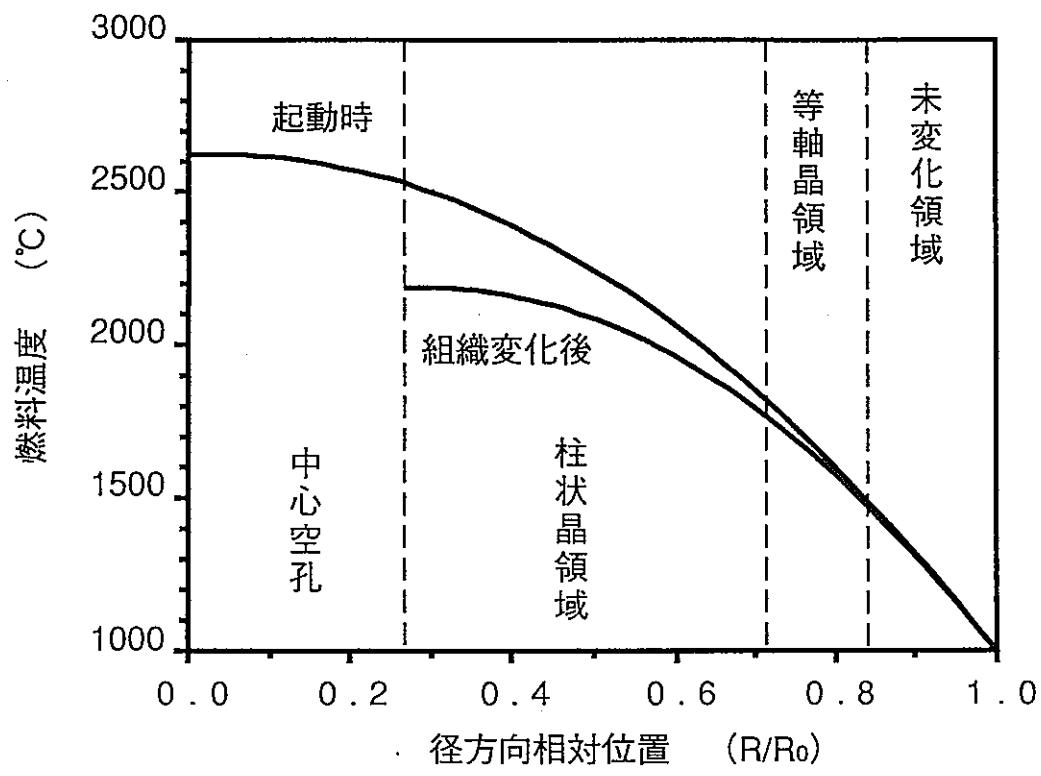
1996年12月

酸化物燃料の照射挙動

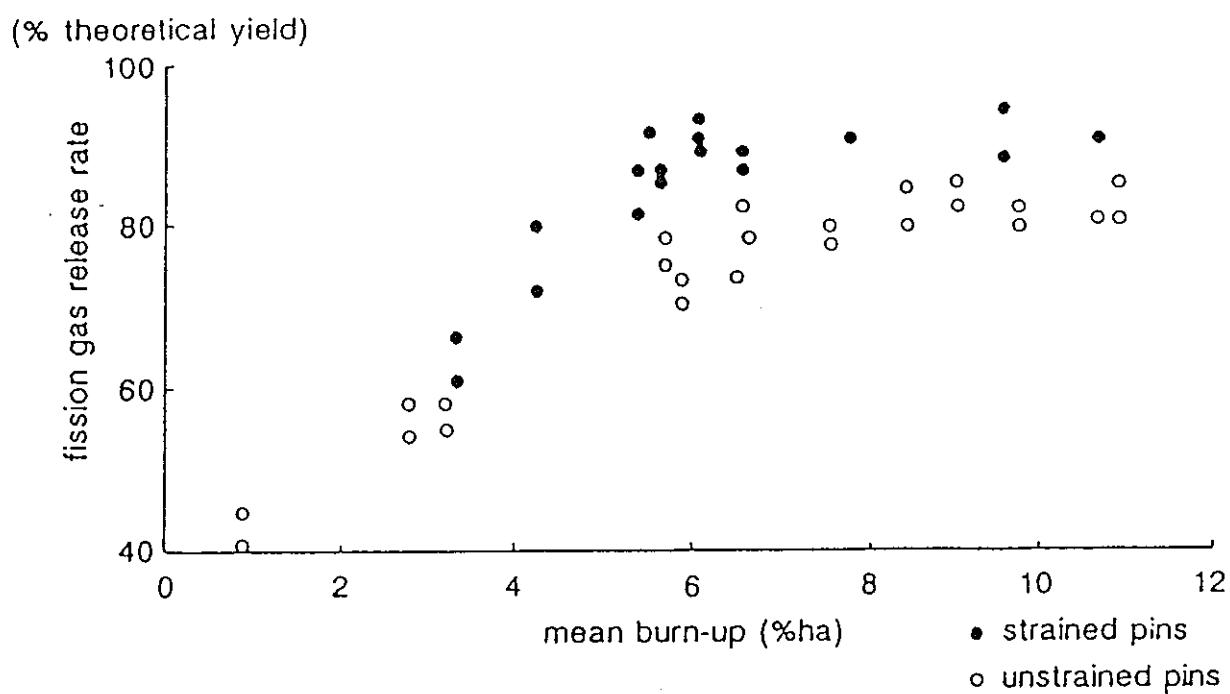
- ・燃料組織変化
- ・FPガス放出
- ・燃料-被覆管機械的相互作用 (FCMI)
- ・燃料-被覆管化学的相互作用 (FCCI)



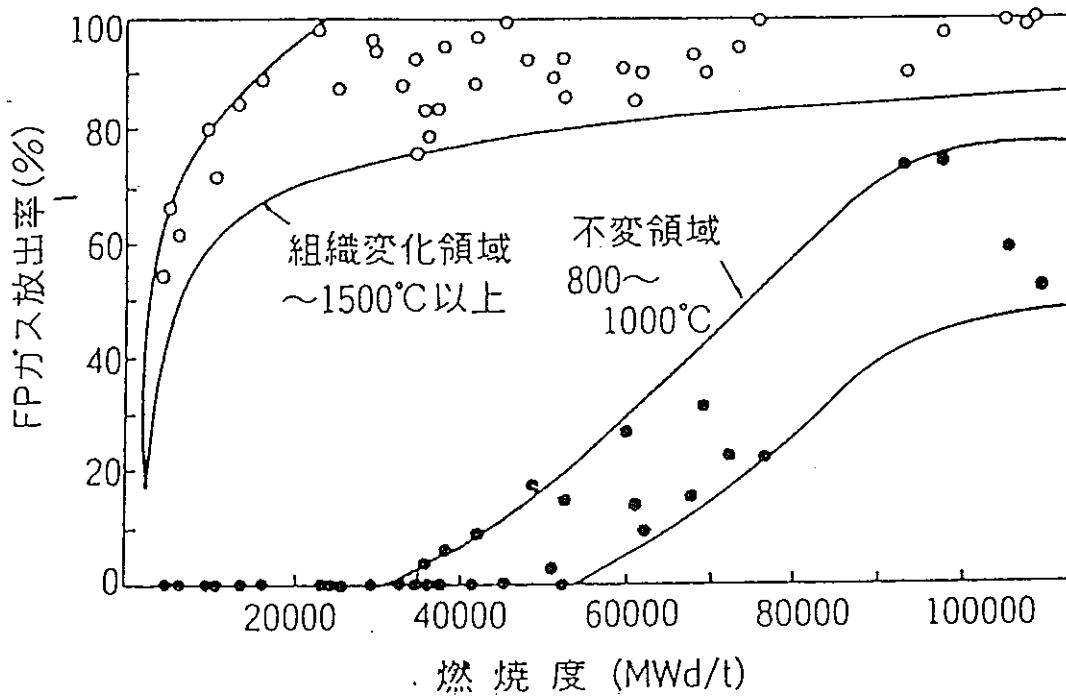
高速炉用MOX燃料での燃料組織変化



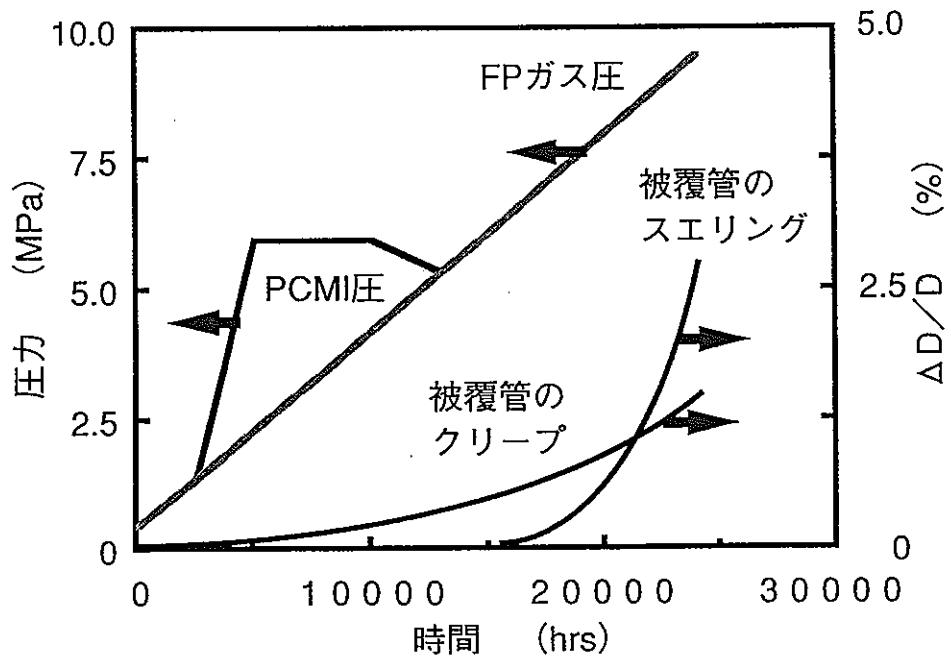
燃料組織変化と燃料中心温度の下降



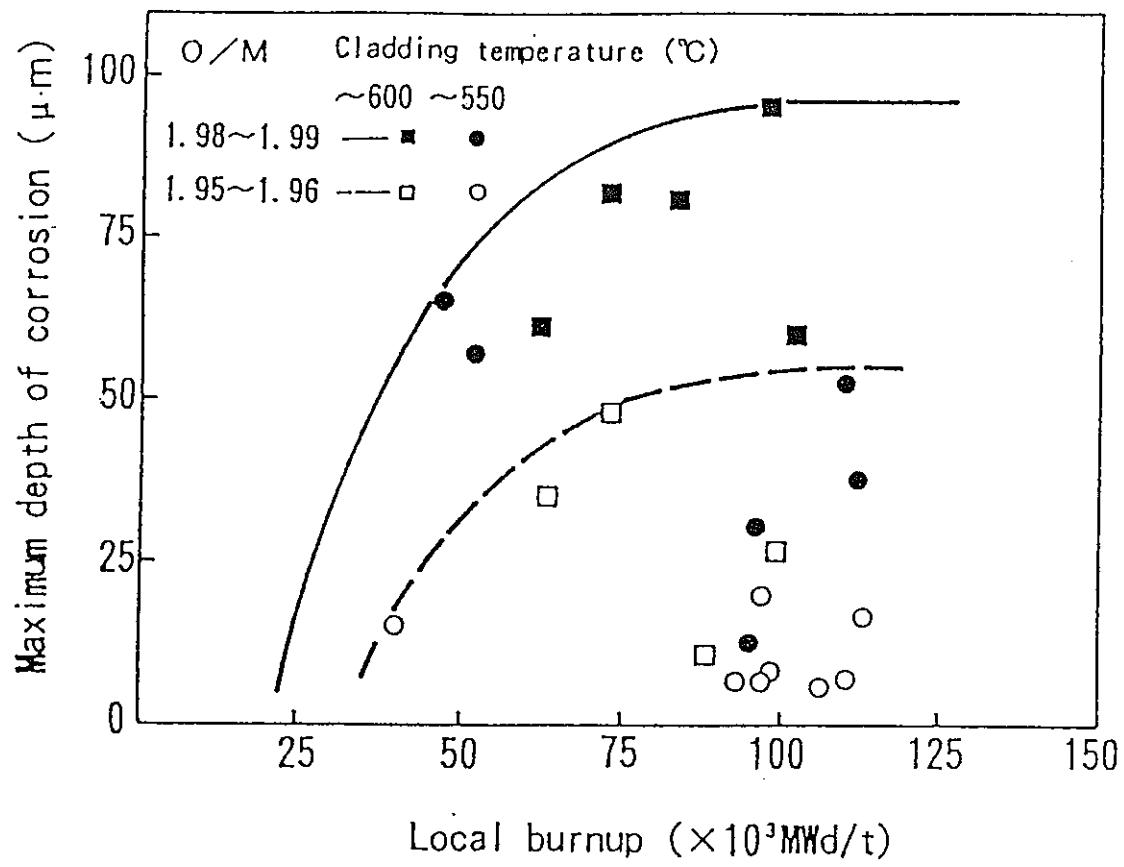
PHENIXの燃料ピンのFPガス放出の燃焼度依存性



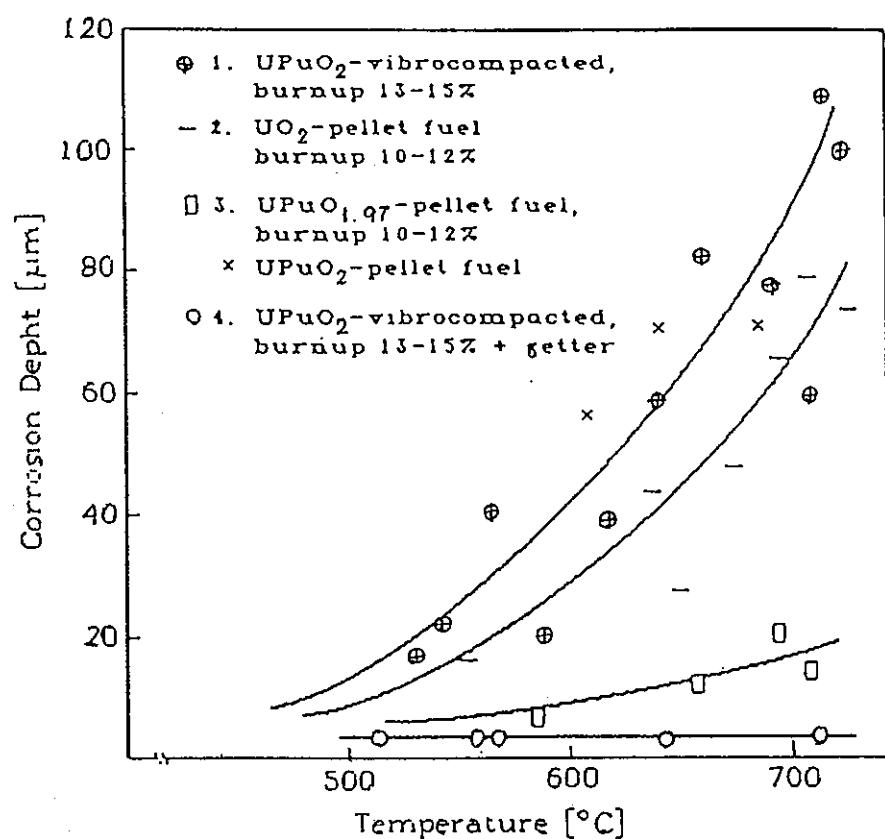
国産燃料ピンのFPガス放出の燃焼度依存性



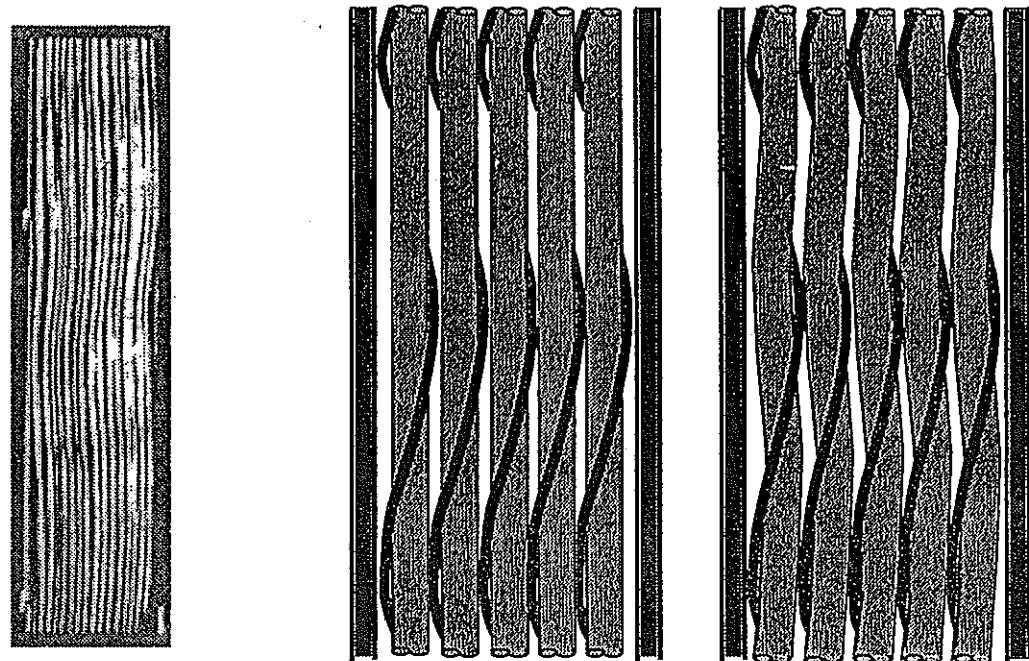
被覆管の内圧とひずみ



国産燃料ピンのFCCI最大深さの燃焼度依存性

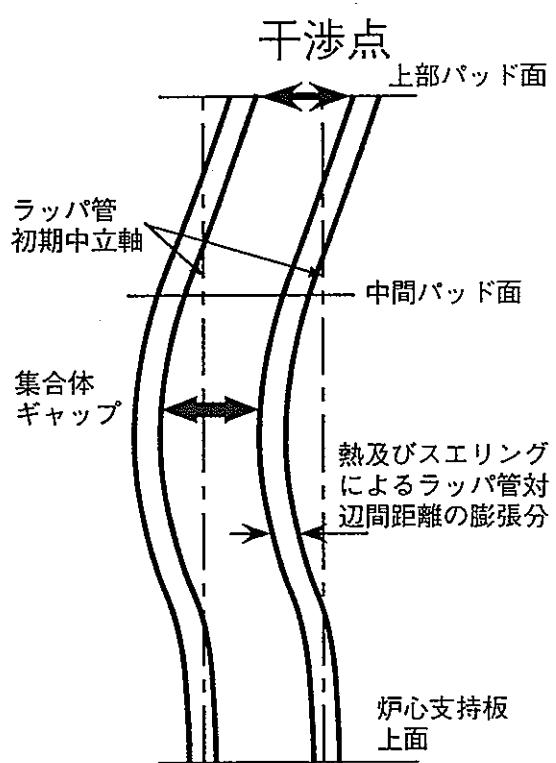
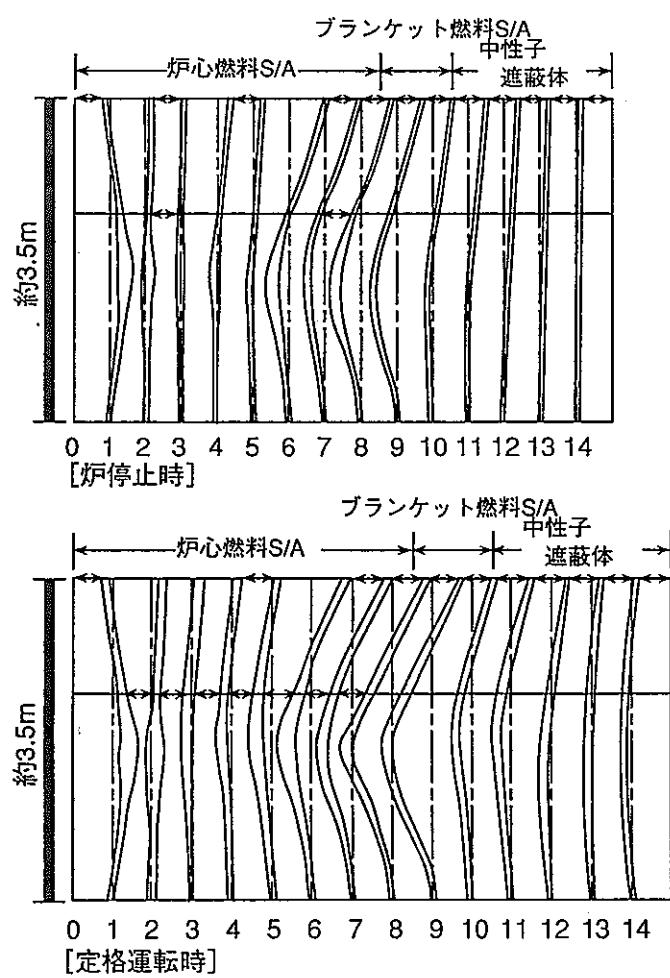


BOR60で照射された種々の燃料形態において
観察されたFCCI挙動



(干渉なし)
(干渉あり)

BDIの例



DDIの例

高速炉燃料運転信頼性試験 (ORT*)

EBR-II にて日米共同研究として実施した、一連の非通常条件 MOX 燃料照射試験。(下記 2 試験)

- **OT 試験 (Operational Transient Tests)**
- **RBCB 試験 (Run Beyond Cladding Breach Tests)**

目的 : 高速炉燃料の非通常時信頼性評価

- **OT 試験** : 過渡過出力時のピン変形メカニズム、破損限界等の評価
- **RBCB 試験** : 破損燃料継続照射時のピン挙動把握によるオンライン診断手法検討

期間 Phase - I : 1981年～1987年

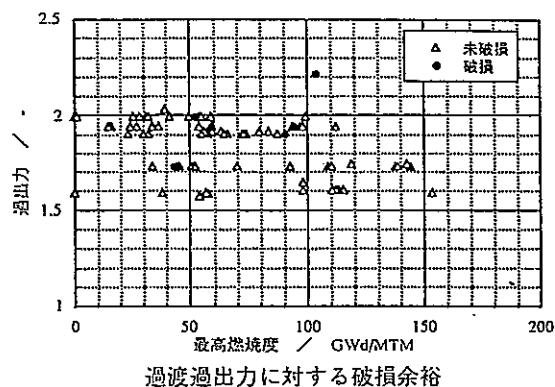
Phase - II : 1987年～1995年

* ORT : Operational Reliability Testing

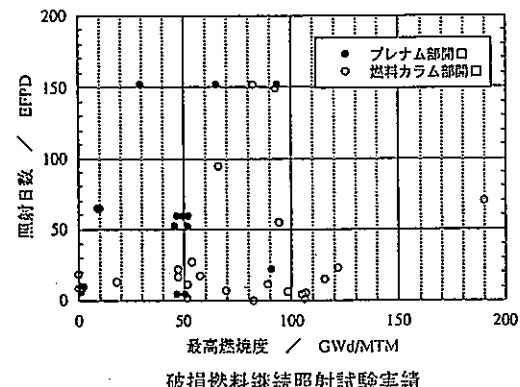
高速炉燃料安全性研究

「EBR-IIにおける高速炉用酸化物燃料の運転信頼性試験」を米国エネルギー省との共同研究として1981年～1995年に実施した。

過渡過出力試験

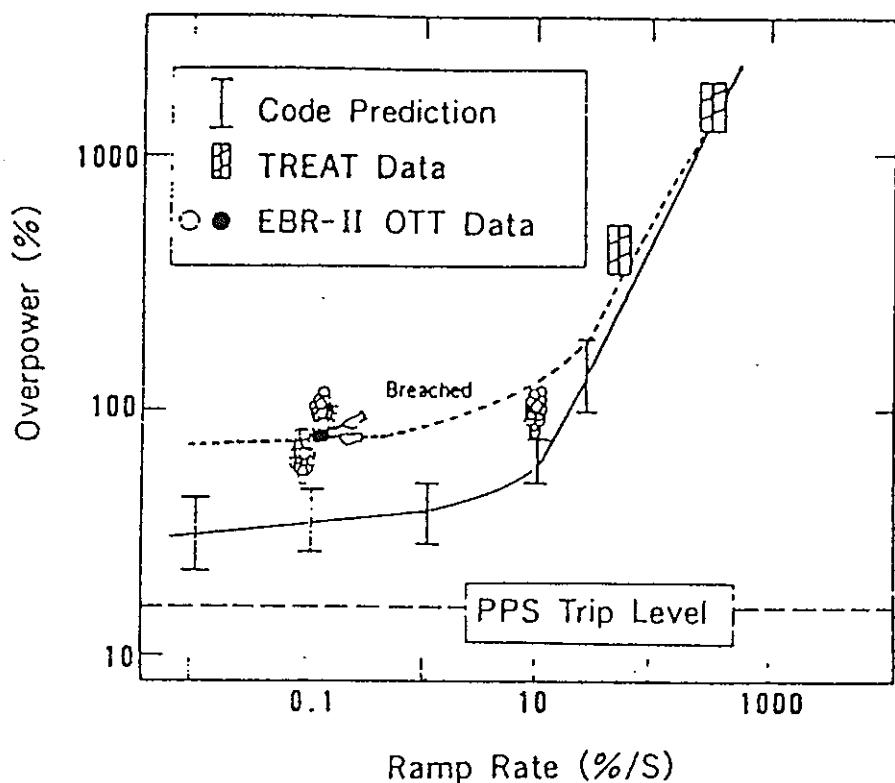


破損燃料継続照射試験



- 原子炉安全保護系トリッピレベルまでの過渡過出力に対し、燃料健全性が確保されることを確認した。

- 燃料破損が発生しても通常運転条件を継続した場合は、破損口は安定した状態を保ち、燃料ピン間破損伝播も生じないことを確認した。
- カバーガス信号による燃料破損検出の有効性を確認した。



過出力時の燃料破損に対する裕度

金属燃料の照射実績

米国	U-10Zr, U-Pu-10Zr	EBR-II, FFTF	~18at%
----	-------------------	--------------	--------

炭化物燃料の照射実績

インド	(U, Pu)C	FBTR	
-----	----------	------	--

ロシア	UC, (U, Pu)C, (U, Pu)CN	BOR60	~10at%
-----	-------------------------	-------	--------

米国-スイス	(U, Pu)C	FFTF	~8at%
--------	----------	------	-------

窒化物燃料の照射実績

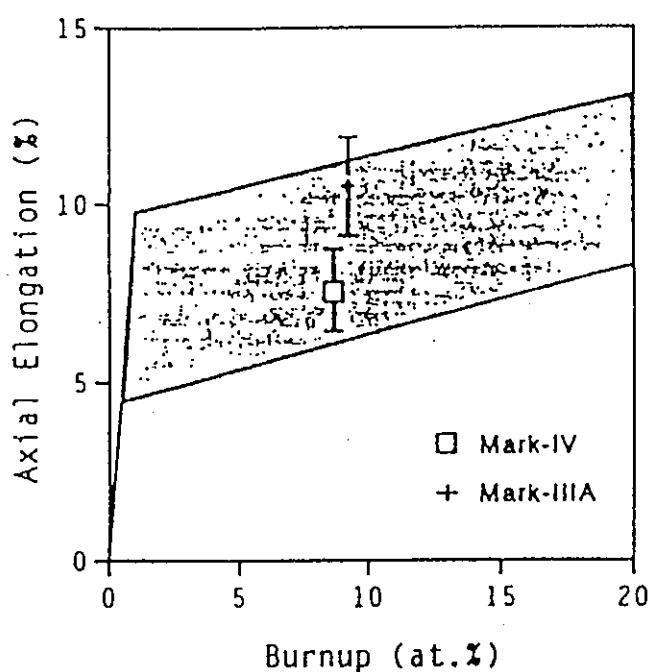
ロシア	UN	BR10	~8at%
-----	----	------	-------

米国	(U, Pu)N	EBR-II	~9at%
----	----------	--------	-------

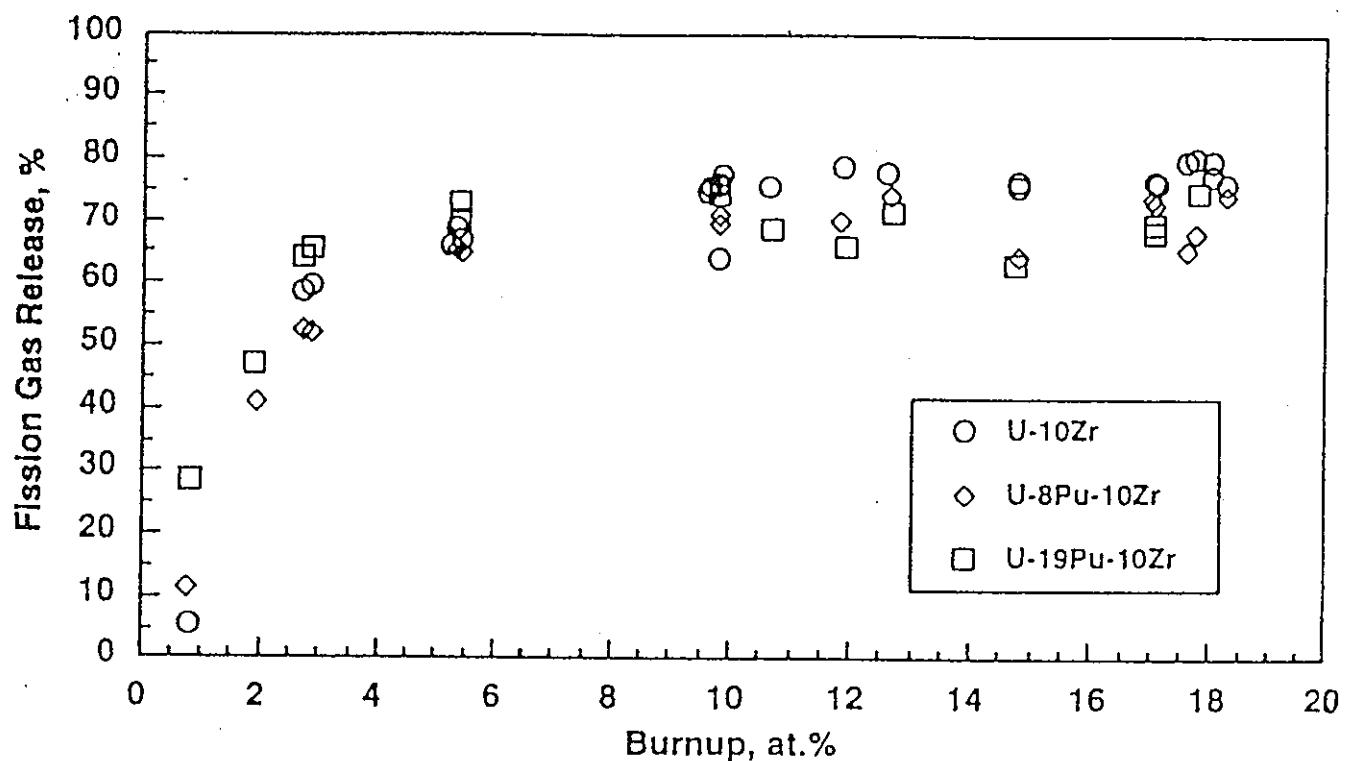
仏国	(U, Pu)N	PHENIX	~8at%
----	----------	--------	-------

IFR用金属燃料の燃焼実績

Subassembly type	All (>10 at%)	Pu (>10 at%)	All (<10 at%)	Pu (<10 at%)	Total
Experiment	1611	273	1014	329	2625
Standard core	NA	NA	11484	NA	11484
Total	1611	273	12498	329	14109

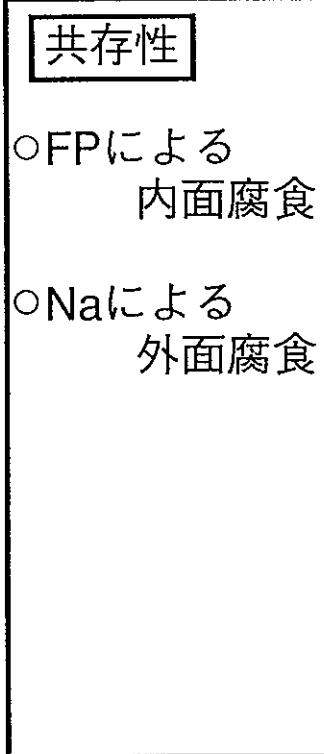
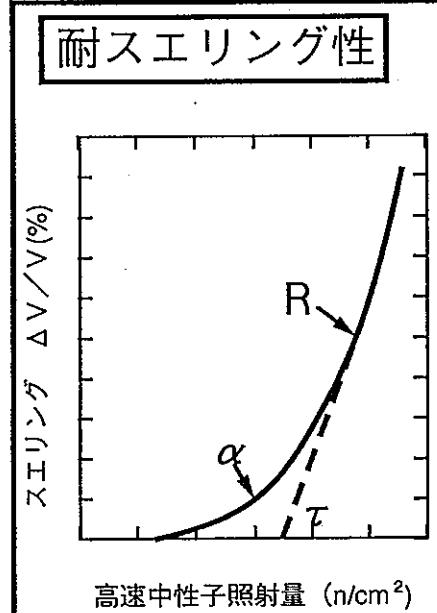
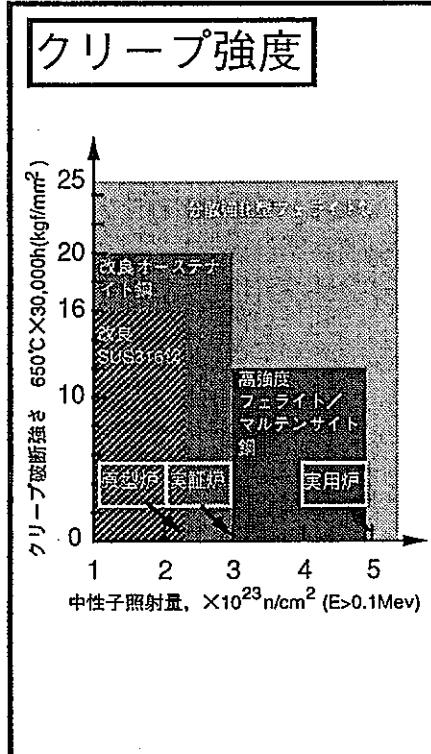


U-10Zr燃料の軸方向伸びの燃焼度依存性



金属燃料のFPガス放出の燃焼度依存性

構造材料の開発



被覆管材の照射実績

[オーステナイト鋼]

仏国	15-15Ti	650°C	148dpa	PHENIX
米国	D9	675°C	140dpa	FFTF
日本	PNC316, PNC1520	650°C	120dpa	FFTF
ロシア		710°C	90dpa	BOR60, BN600

[高ニッケル銅]

英国	PE16	155dpa	PFR
----	------	--------	-----

[フェライト/マルテンサイト鋼]

仏国	EM12	630°C	130dpa	PHENIX
ロシア	EP450	680°C	115dpa	BOR60
米国	HT9	600°C	200dpa	FFTF

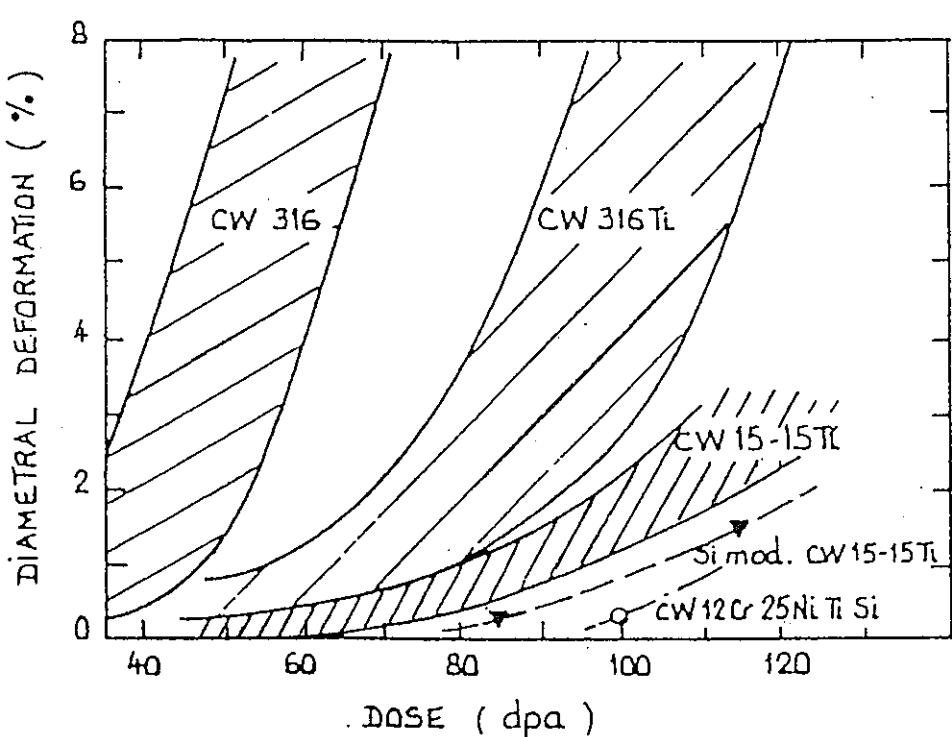
ラッパ管（ダクト）材の照射実績

[マルテンサイト鋼]

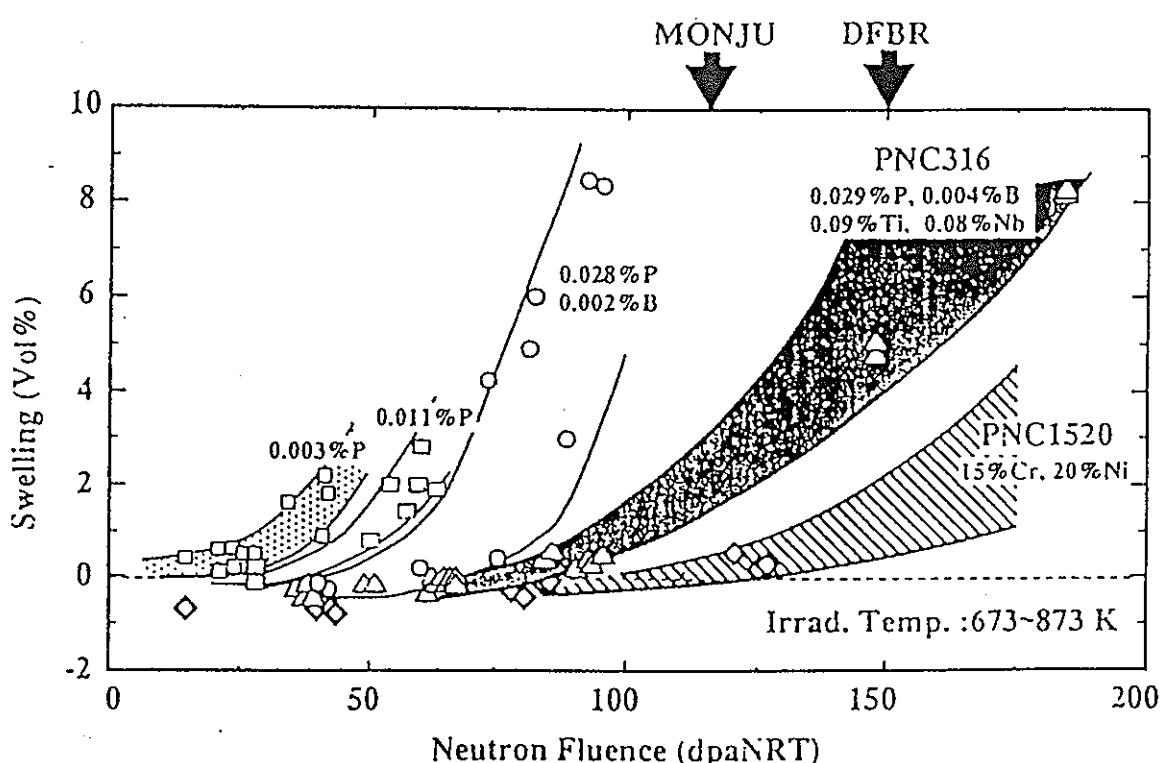
仏国	EM10	146dpa	PHENIX
英国	FV488	155dpa	PFR

[フェライト/マルテンサイト鋼]

米国	HT9	200dpa	FFTF
日本	PNC-FMS	45dpa	常陽
ロシア	EP450	115dpa	BOR60, BN600



仏国が開発したオーステナイト鋼のスエリング特性の改良経緯



動燃が開発したオーステナイト鋼のスエリング特性の改良経緯

酸化物燃料の高燃焼度達成見通し（燃料仕様と使用条件）

原子炉	目標燃焼度	線出力	被覆管最高温度	被覆材	ペレット密度	スミア密度	ペレット形状
EFR (欧州)	20at%	520w/cm	650°C	オーステナイト鋼 高ニッケル鋼	95%	85%以下	中空

高燃焼度達成のために今後確認が必要と思われる項目

1. 被覆管の150dpaを越える範囲までのスエリング特性の把握
2. 高燃焼度下のFCCI挙動の把握
3. 定常および過渡時の熱的挙動の把握
4. 破損燃料挙動の把握

今後の高速炉燃料の開発展開

- ・高燃焼度化高線出力化のためのMOX中空燃料の開発と照射試験
- ・高燃焼度化のための高性能炉心材料の開発と照射試験
- ・マイナーアクチニドリサイクルのためのスフェアパック燃料の開発と照射試験
- ・MOX燃料に代替する燃料の開発と照射試験
- ・将来の原子力システムと整合する燃料の追求（検討）と開発

将来の原子力システム（核分裂利用システム）が有するべき条件

- (1) 長期に亘りエネルギーセキュリティを確保するため、限られた資源の有効利用が可能であること。

$$UE \text{ (天然ウラン利用効率)} = 100\%$$

- (2) 環境負荷低減や国民からの支持を得るため、核分裂の利用により生ずる新たなリスクが天然ウランの有するリスクより低いこと。

$$R \text{ (新たに生ずるリスク)} < R \text{ (天然ウランの有するリスク)}$$

- (3) システムとしてエネルギー・ゲインが得られること。

$$E \text{ (1核分裂当たりシステムの稼働に必要な総エネルギー)} < 200 \text{ MeV}$$

- (4) システムとして、その時代が要求する安全性を満たすこと。

$$P \text{ (再臨界、LOCAやシステムからのFP放出の可能性)} = 0\%$$

- (5) システムとして、その時代が要求する経済性を満たすこと。

$$C \text{ (本システムのトータルの発電単価)} < C \text{ (他システムの発電単価)}$$