資料

高速炉安全性における溶融燃料と冷却体との相互作用

水田 浩*

(1973年 9月14日 受理)

Molten-Sodium Interaction on LMFBF Safety

By Hiroshi MIZUTA

The most important safety problem concerning the LMFBF is related to core component damage caused by molten fuel coolant interaction. This problem has been reviewed under the items of out-of-pile test, in-pile test and analytical models. The elements of the physical geometry relevant to the out-of-pile test are shocktube, tank, jet injection, mixing and fuel pin. The major difficulty is to melt the large amount required of fuel (10 kg). The in-pile test facilities operative today are TREAT, ETR, CABRI and HFR. Almost all the analytical models are based on the Cho-Wright model.

KEYWORDS: LMFBF type reactor, reactor accident, pressure dependence, reactor safety, review

I. はじめに

原子炉の安全性が大きな社会問題となりつつある現在では、高速炉は軽水炉よりも安全であることを示さなくては実用化は難しいであろう。高速炉特有の安全性の問題としてはNa反応度、ドップラー係数、Na沸騰、Na-水反応などがある。これらは世界的に大きな関心もたれ、多額の研究開発が行われている。

しかし、SPERTの炉心溶融事故に始まる溶融燃料と冷却体との相互作用については、軽水炉の場合は緊急炉心冷却系と関連して安全性の中心課題となっているが、高速炉の場合は炉容器の設計のための仮想事故モデルとして取り扱われてきたように思われる。

高速炉が原型炉時代に入ってから、燃料ピンの破損伝播などより現実的な事故の解明のために溶融燃料と冷却体との相互作用の研究開発が行われるようになってきた。動燃事業団においても高速炉開発本部の安全性グループを中心に、Pu燃料の安全性という立場から1969年度より実験研究を始めた。

この溶融燃料と冷却体との相互作用はアメリカではMFCI (Molten Fuel Coolant Interaction) またはFCI (Fuel Coolant Interaction)と呼ばれ、ヨーロッパ

ではSFI(Sodium Fuel Interaction)と呼ばれている。

この研究はまず軽水炉の伝統のあるアメリカのArgonne 国立研究所を中心に SPERT, TREAT を使って行われていた。各国でようやく炉外試験結果が出始めた、1972年1月に、Grenoble で OECD の下部組織であるCREST (Committee on Reactor Safety Technology) が主催し、日本、アメリカ、イギリス、フランス、西ドイツ、イタリアが参加して、この問題に対する第1回の国際会議が行われた。その後CREST内にこの溶融燃料と冷却体の相互作用の理論モデルの検討のためのワーキング・グループをつくり、1972年11月、1973年6月と2回にわたり、モデルに関する意見の交換を行なった。1973年11月にはIspraで第2回会議が行われようとしている。日本においてもこの問題についても一層の研究開発が行われることを願って炉内試験、炉外試験、解析モデルについて現況を述べる。

II. 炉外試験

実験装置の概念図を第1図に示す。軽水炉の SPE-

* 動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor & Nucl. Fuel Development Corp.)

第 1 図 炉外実験装置概念図

RT の実験経験から衝撃管型の試験が最も多く歴史も古い(第 1 図(a))。溶融燃料を滴下させる方法は多く用いられている(同(b))。これは微粒化がよく研究でき

る。ANL で行われた注入型は原子炉内での燃料-冷却体相互作用の最も悪い状態と考えられている(同(c))。炉心溶融事故の模擬には、その規模が問題とな

第 1 表 各国の炉外

国	機 関	場 所	目 的	燃料-冷却体	形 状	加熱方法	燃料溶融量	冷却体容量	カバーガス 容 量
アメリカ	ANL	Chicago	炉心溶融	NaCl←水 UO ₂ ←Na UO ₂ SUS→ Na	注入 " 滴下 (タンク型)	電気炉 "	80 g	3 g	
	Univ. of Houston	Texas	微粒子化	Bi, Sn→水 Pb, Hg, Asarco-158→水	滴下 ジェット流	"	13.7 g	280 g	
フランス	CEA	Grenoble	液滴の挙動 (フィルム) 炉心溶融 燃料ピン溶融	Hg→水 UO ₂ -Na UO ₂ -Na	滴下 混合 燃料ピン Na 強制対流	高周波 直接通電 (DC)	6 kg 5.5mm φ ×50mm (ペレット)		
イギリス	U.K. AEA	Foulness	炉心溶融	Al ₂ O ₃ -Na, 水 (UO ₂ -Na)	爆発	火薬		408mm φ ×408mm	(3.6 l) 408mm φ ×27mm
			"	Al, Pb←水 (UO ₂ -Na)	衝撃管型	電気炉			
	CEGB	Gloucestershire	"	Pb, Al-水 (UO ₂ -Na)	" タンク型	レーザー (5°C/μsec) "			
イタリア	CNEN	Rome (usts)	燃料ピン溶融	UO ₂ -Na	燃料ピン		10mm φ ×50mm (ペレット)		
EUR ATOM		Ispra	炉心溶融	Al ₂ O ₃ ←Na (UO ₂ ←Na) UO ₂ →Na	衝撃管型 タンク型	電気炉 "	1.5 g 4 kg		1 atm
日 本	東大	東京	炉心溶融 滴下 (微粒子化) 過渡伝熱 燃料ピン溶融	Pb-水 UO ₂ →Na UO ₂ →Na UO ₂ -Na	滴下 (タンク型) 燃料ピン	直接通電 中心加熱 電気炉 直接通電	~ 4 g 5.4mm φ ×50mm (ペレット)	170cc	
	動燃	東海							

る(Scale Factor) 10 kg 以上の燃料を溶融しなければならないといわれている。最初にこの規模の装置を作ったのがフランスの混合型である。これは混合のタイミングと質量比を自由に制御できる利点がある(同(d))。さらに原子炉内の形状により近いものになってきつつある。局所的な事故を模擬した燃料ピン型をしたものはすでにフランス、イタリアで行われている(同(e))。炉心溶融に関する結論を出すには集合体形状の実験が必要である(同(f))。今のところ、西ドイツがその計画をもっている。

炉外試験で最も大きな問題はどのようにして燃料(UO_2)を大量に溶かすかということに尽きる。各国の炉外試験を第1表にまとめて示す。

Ⅲ. 炉内試験

溶融燃料-冷却体相互作用についての研究はどうし

ても最後には原子炉内で行われなければ結論が出ない。第2表に現在の炉内試験の概要をまとめる。ほとんどが燃料ピンの破損に関するものである。イギリスとアメリカでやっとう衝撃管型の試験を実施することになった。炉内試験の問題点は非常に費用がかかることである。しかも炉内での計装は難しい。そのためか試験の詳しい結果はほとんど公表されない。

わずかにアメリカの TREAT, オランダの HFR のデータが公表されている。現在イギリスの DFR が炉廃棄前に大規模な破壊試験を国際協力で行うよう提案している。

Ⅳ. 解析モデル

すべての解析モデルは1965年 Wright が唱えたモデル(WRIGHT, R.W.: Kinetic studies of heterogeneous water reactors, *STL* 372-20, (1965).)(第

試験の概要

冷却体中の ガス量	燃料温度	冷却体 温度	圧 力				燃料内 エネルギー	冷却 体エ ネル ギー	熱 流 束	力学的 エネルギー ギー	粒径	比表面積	効率 (%)
			最大圧力	上昇 時間	持続時間	インパルス							
	900°C	20°C			0.126sec								6
	2,900°C	395°C	45atm.	0.1 sec		17×10^4 dyne-sec				5×10^7 erg	355 μm		
考慮している	3,000°C	Na (250°C)	2MN/m ²		~5msec		150kJ						0.4
"	720°C	20°C	30 MN/m ²		2 msec						3,353 μm	0.0758 m ² /g	
"	Pb(820°C)		~100 atm.						~10 kW/cm ²				
"	Al(725°C)		40psi						4kW/cm ²				
	2,670°K	920°K	~15 atm.		~1 sec		4,300 J			~35 J			0.8
	2,800°C	600°C											
	~2,800°C	200°C	~40 atm. 4 atm.		~1.5msec ~100msec						200 μm		

第 2 表 現在の炉内試験の概要

国	機関(場所)	原子炉	目的	構造	ピンの数	Na流量	圧力	SFI	SFIの時間遅れ	燃料ピン内のガス	効 率	備 考
アメリカ	ANL (Chicago) (Idaho)	TREAT	炉心溶融	オート クレープ S, I シリーズ		流れ ない	200 atm.		200 msec	He ガスが ないで圧力 が非常に大 きくなる。	2×10^{-8} ~ 5×10^{-8}	
		TREAT	燃料ピン 破損伝播 L.O.F.	Na ループ MK II H, E, D, L, G シリーズ	最大 19本	流す						H-1シリーズが 終わった(単一ピ ン) Na 蒸気が毎輪 すれば圧力が低 下する
		TREAT	SFI	衝撃管								
		ETR	FEFPL	Naループ	最大 37本							
フランス	CEA (Cadache)	CABRI	Na沸騰 L.O.F. S/A破損 伝播	Naループ SCARABEE	単一ピ ン 7~19 本							未照射の燃料ピ ンについては終 った。 加圧ピンは1973 年までに終る。 (70~100bar) 国際的なプロジ ェクトになる。
オランダ	RCN (GfK)	HFR	L.O.F. [†]	ループ	単一ピ ン	流す		起って いない				未照射ピン LOF 1~8を 終った。 被覆管がとけて 少なくとも数 sec 間Na-UO ₂ が接触していた。 ペレットは原形 のままである。
イギリス	U.K.AEA	VIPER DFR	SFI	衝撃管		流さ ない						

† L.O.F.: Loss of Flow, 流量喪失

2図)の改良である。目的は集合体内での圧力上昇の計算をすることである。形状は上, 下方向1次元である。ほとんどのモデルが, (1)微粒子化, (2)熱移行, (3)流体の運動に分類できる。解析モデルの概要を第3表に示す。これから実験データと比較するためには, (1)微粒子化のモデル, (2)非凝縮ガスの存在, (3)構造体の力学的応答モデルなどについて特に研究する必要がある。解析モデルの研究は, 始まったばかりである。

第 2 図 Cho-Wright モデル

第 3 表 解 析 モ デ

国	機 関	場 所	コード名	モデル名	形 状	細粒子化	SFI 領 域 単 相	
							熱 移 行	流 体 の 運 動
アメリカ	ANL	Chicago		Cho-Wright	1次元 液注, SFI 領域燃料球	瞬間に均一 に混合する。	燃料粒内の熱抵抗は 考える。 Na 中の熱抵抗は考 えない。	圧縮性(acoustic constraint)
	"	"		Cronenberg	1次元 燃料球	"	"	"
	BNWL	Hanford	SOCOOL-I SOCOOL-II	Padilla	1次元 液注, SFI 領域燃料球	"	燃料粒内の熱抵抗は 考える。	"
	Univ. of Vir- ginia	Virginia	UVA-FCI	Reynolds	1次元	質量比が時 間とともに かわる。	"	"
イギリス	U.K. AEA	Winfrith		(Potter) Zivi- Wright	1次元	キャビテー ションによ る。	SFI 領域の冷却体の 質量が時間とともに 増大する。	圧縮性
	"	Culham (A.E.E.)	VORTEX HYDRA	Roberts	2次元 1 "	乱流による まきこみによ る。		
	CEGB	Glouce- stershire		非平衡	1次元 衝撃管型			
西ドイツ	KFK	Karlsruhe		Jacobs	1次元		液体 Na 中の温度分 布を考える。 表面積は拡散の効果を 考慮する。 UO ₂ →Na への熱伝 導は非常によい。	反射波がかえってく るまでは圧縮性。そ れ以後は非圧縮性と する。 ①液体, ②F.P.ガス も考慮できる。
	"	"		Caldarola	"			
	EURATOM	Ispra	TOMOF-I TOMOF-II		"			
フランス	CEA	Cadarache			球 形	考慮できる。	Na の熱抵抗は無限 大とする。	圧縮性
	"	Grenoble	CORFU		1次元	2段モデル		
イタリア	CNEN	Rome	FUSPEC	Cho- Wright に似ている。	1次元	瞬間に均一 に混合する。	熱伝導	圧縮性
日本	原研	Tokai		藤城モデル	1次元	瞬間に均一 に混合する。	熱伝導	圧縮性
	動燃	"	NA-UO ₂	Cho- Wright に似ている。	"	"	"	"
	東芝		SUGAR		"	"		

ル の 概 念

SFI 領域 二 相		構 造 体	熱力学的平衡	備 考
熱 移 行	流 体 の 運 動			
cut off する。	非圧縮流体 (inertial constraint)	鋼体とする。		現在の SFI の解析モデルの基本になっている。
Leindenfrost, 遷移, 核沸騰のどれかを計算 する。	"	"	液・気相平衡	Cho-Wright の熱移行部分の改良型。
		"		Cho-Wright モデルのもとになったモデル。
燃料と Na 液相がふれた ときだけ熱が移行する。		"		Cho-Wright の熱移行部の改良。
Na の気相/液相の質量 比一定とする。		鋼体とする。	液・気相平衡	パラメトリックに検討しているのみ。 Zivi-Wright の Al-H ₂ O の検討をしている。
		"		細粒子化を本格的に取り扱っているのはこのコード のみ。
		"	非平衡	全熱流束の 1% が蒸気に入れれば圧力は倍になる。 エネルギー分布と蒸気発生機構の解析が必要である。
平均熱伝導度を使う。	単相と同じ。 蒸気に関して 2 つの モデルがある。	鋼体とする。		反射波がかえってきたとき、潜熱によって圧力と温度 が大きく低下する。 Na 中の温度分布を考慮しているのはこのコードのみ。
燃料粒子は Na 液体と は接触したり、はなれ たりする。		"	平衡と非平衡 のモデルがある。	フィルム沸騰中の熱移行に工夫がこらされている。
一定粒径の燃料が蒸気 層によって囲まれている。 粒子内の熱伝導とフィ ルム層の熱伝達によっ てきまる。 Na 温度は均一とする。	液柱は非圧縮性とする。	"	平 衡	Ispra の実験解析用モデルで簡単なコードである。
燃料から冷却体へ直接 移行する。 過熱液体 Na から非平 衡の飽和蒸気へ移行する。	SFI 領域は圧縮性とする。 液柱は非圧縮性とする。	鋼体とする。	平 衡 非平衡	熱移行の低下よりも Na 液柱との境界で蒸気の凝縮の 方が重要である。(特に燃料粒径の小さいとき) 冷却体への熱移行は速いが、蒸気の発生は比較的遅い。 これが圧力の発生に大きな効果をもつ。 最も将来性のありそうなコードである。
冷却体の気・液相 均一 混合の熱伝導を用いる。	液柱は非圧縮性とする。	鋼体とする。	平 衡	特に新味はない。
Witte の熱伝達率を用 いる。 ボイド率だけ低下させる。	液柱は非圧縮性とする。 "	鋼体とする。 "	平 衡	熱移行のモデルに工夫が必要である。
熱伝達率はパラメータ	"	"	"	