

《해 설》

高速爐系の 爐物理的 研究

(高速臨界實驗裝置를 中心으로)

韓國原子力研究所 爐物理研究室

趙 滿 · 金 正 道

要 約

1. 基礎實驗

1) 安全性的 檢討

大型高速爐의 安全性確保를 위한 Doppler 效果, Na void 效果 等の 檢討

2) 爐心の 諸特性 測定

臨界質量, 非均質效果, 中性子束分布, 中性子 energy 分布, 諸物質의 反應度價値, 增殖比, Doppler 係數, Na 의 void 係數

3) 中性子 energy 測定法の 確立

大型爐心에 있어서의 中性子 spectrum 을 精度높게 測定하는 것은 高速爐物理實驗의 前提條件이 되는 重要한 課題이다. 現在로서는 測定器, 測定法自體가 充分치 못하기 때문에 많은 研究가 必要하다.

4) 高速爐心の 群定數 整備

高速爐心の 群定數가 整備 確立 안된것이 計算精度가 낮은 원인이 되고 있기 때문에 諸實驗의 結果와 對照하여 信賴性있는 群定數를 整備하여 高速爐設計에 資料를 提供한다.

5) 動特性 및 Pulse 實驗

原子爐 安全運轉과 核燃料의 效率的인 燃焼管理를 위한 動特性實驗과 Pulse 實驗을 行하여 動特性解析을 行한다.

2. 核的 Mock-up 實驗

開發 建造하고자하는 實驗爐, 原型爐, 實用爐의 爐心을 模擬하여 諸物理的인 parameter 를 測定, 最適化를 遂行한다.

I. 序 論

大戰直後인 1946年 Pu 燃料 水銀冷却 25kw인 世界最

初の 液體金屬冷却高速爐 Clementine 과 濃縮U燃料 NaK 冷却의 原子力에 依한 最初の 發電爐 EBR-1 (Experimental Breeder Reactor-1)이 1953年 Idaho 에 만들어짐으로써 高速增殖爐의 實現可能性이 立證되었다. 그후 英國의 DFR, 소련의 BR-5, 美國의 EBR-II 等으로 技術立證의 段階를 지나 經濟性과 安全性을 保證하는 原型爐 PFR, PHENIX, BN-350의 定常運轉이 始作되었고 Table (1)에서 볼수있는 것과 같이 1980年 完成을 目標로 하는 1500MWe 級 本格的 高速增殖爐 (CFR-1, SUPER-PHENIX, BN-1500) 建設이 始作되고 있는 現時點에서는 「U 高濃縮金屬燃料 小型爐心實驗爐」로 高速增殖性을 固執하던 初期開發段階와는 달리 「Pu-U²³⁸ 稀釋 Ceramic 燃料大型發電爐」라고 하는 Pu 利用의 經濟性과 安全性을 保證하는 爐로 移行하여 오고 있어 이에 따라 燃焼經濟特性 및 安全特性의 豫測精度를 높여야하고 이를 위하여 爐物理的으로도 解決하여야 할 새로운 問題點들이 생겨났다.

各國의 高速爐開發을 簡略히 概觀하면

1. 各國이 다 實驗爐→原型爐→大型爐의 開發過程을 採擇하고 있고 原型爐는 25~50萬 KWe 程度, 大型爐로서는 100~150萬 KWe 의 規模로 檢討되고 있다.

2. 初期의 實驗爐는 比較的 小出力으로서 高速爐의 技術的經驗의 取得이 主目的이었다. 그러나 最近에는 特從의 目的 例를 들면 爐心 動特性試驗이나 燃料材料의 照射試驗等を 爲하여 設計 建設되는 傾向이 있고 出力도 큰것이 만들어지고 있다.

3. 開發初期인 1950年代 前半까지는 金屬燃料가 쓰여졌으나 1960年을 前後하여 酸化物燃料의 使用으로 開發路線이 變更된 以來 오늘날까지 酸化物燃料路線이 繼續되고 있다.

4. 美國이 世界에서 가장 먼저 開發에 着手하였음에도 불구하고 現在로서 原型爐開發의 段階에서는 英國, 佛蘭西, 소련에 몇년은 뒤지고 있으나 長期間의 豊富한 技術蓄積을 底力으로 한꺼번에 實用化를 實現시킬 증거

가 보인다.

5. Loop type 과 Tank type 을 並行하여 開發하고 있는 나라는 소련만이므로 結果가 注目된다. 또한 BN-350은 2重目的爐로서의 機能發揮가 重要な 注目거리이며 安全設計方法이 西歐의 그것과는 若干 다르다.

6. 英國과 佛蘭西는 原型爐의 完成段階에서 같은 線에 나란히 서 있으며 두나라가 다 Tank type 을 開發하고 있고 兩國이 建設中인 大型爐도 같은 크기 같은 모양으로 今後의 兩國의 開發競爭의 귀추가 注目된다.

7. 敗戰國이라는 handicap 을 안고 있는 西獨과 日本은 英國, 佛蘭西, 소련 등의 先進集團으로 부터는 原型爐建設의 段階에서 몇년 뒤지고 있으나 美國과는 時間上으로 同一線上에 놓여있다. 여기서 關心을 끄는 것은 先頭 group 이 Tank type 路線을 따르는데 대하여 西獨과 日本은 Loop type 을 採擇하고 있고 美國의 Demonstration plant 1號機가 Loop type 이다.

8. 佛蘭西, 西獨, 伊太利 三國의 電力界가 共同出資하여 佛蘭西와 西獨에 하나씩 大型爐建設이 進行되고 있는 것과 같이 歐州에서는 國際協力에 依한 高速爐開發의 傾向이 強하여지는듯 하고 SNR-300은 西獨, 白耳其, 和蘭의 共同 maker 이고 SNR-1800의 建設에 關하여는 英國과 西獨의 maker 가 協力하기로 하는등 協力 pattern 이 固定化되어 있는것이 아닌 流動的인 傾向을 보이고 있다.

以上的 概觀을 통하여 보면 高速爐 開發競爭은 從來의 國際的 開發競爭과는 全혀 다른 면모를 가지고 있음을 알 수 있다. 이 開發競爭은 다 같이 酸化物燃料 Na 冷却型으로 크게는 同一爐型의 高速爐를 開發하고 있기 때문에 이 競爭은 어느나라가 무엇을 가지고 成功할 것이라는 前提위에 누가 먼저 이룩하느냐 하는 先頭 다툼으로서 다른 나라의 本質的인 錯誤나 重大한 失敗를 前提로하는 性格의 競爭은 아니다. 이러한 種類的 競爭에 있어서는 누군가의 重大한 失敗는 모두에게 틀림없이 break 로서 作用하기 때문에 이와같은 觀點에서 볼때 今後 여러나라의 開發狀況을 銳意 注視함과 同時에 國際協力を 積極的으로 遂行하면서 技術資料 交換을 活潑히 하여야 한다.

II. 臨界實驗裝置

爐心實驗을 分類하면,

첫째, 高速爐 特有的인 性質을 一般的으로 研究하여 理論上的 問題點을 確證하기 爲한 基礎實驗.

둘째, 몇개의 爐心の 積分實驗에 關하여 計算結果와

相互比較하여 系統的인 不一致를 追求하고 核定數 및 計算方法의 改善을 企圖하는 Bench-mark 實驗,

셋째, 提案된 特定原子爐의 核特性을 評價하여 設計值를 確立함과 同時에 制禦棒 反應度價値, 出力分布 등 實驗的인 設計值를 作成하여 project 를 支援하는 Mock-up 實驗.

以上 3種類로 나눌 수 있다.

高速爐가 實用化의 段階로 移行함에 따라 臨界實驗은 漸次 基礎研究로 부터 目的研究에 重點이 옮겨지는 傾向을 보이고 設計精度를 改善시키기 爲하여 各國에서 Bench-mark 實驗에 注力하고 있음을 볼 수 있다.

이 目的을 爲하여 $k_{\infty}=1$ system^{1) 2)} 中速系 등³⁾의 爐心이 採用되고 있다.

Mock-up 實驗은 될 수 있는대로 Full Mock-up 爐心을 組立하는것이 바람직하나 Fermi 의 exponential experiment 以來 限定된 燃料量으로부터 核特性을 外挿할수 밖에 없어 高速-熱中性子 結合爐⁴⁾, Zone System^{5) 6)}, Sector system⁸⁾ 등의 몇개의 爐心模擬方法이 目的에 따라 採用되고 있다.

오늘날까지 ZPR-III, IV, IX, ZPPR-3 等에서는 EBR-II, RAPSODIE, SEFOR, FFTF, CRFR, ZEBRA 에서는 PFR, CFR, MONJU 에 關한, MASURCA 에서는 PHENIX, 그리고 JAERI-FCA 에서는 JOYO, MONJU 에 關한 Mock-up 實驗이 行하여 졌다.

現在 美國에서는 Pu 3ton 이 準備되어 있어 大型 實用爐의 Full-size mock-up 實驗이 進行되고 있다.

現在 活用되고 있는 臨界實驗裝置는 Table (2)와 같다. 裝置의 型에 따라 各已 長短點이 있으나, 爐心模擬物質element plate 로써 2"×2"×1/8" plate 가, 反射體로서 2"×2" block 이 標準的으로 쓰이고 있다. 薄板으로는 燃料(Pu, ²³⁵U, Natural U) (Table (3) 참조), 構造材(S.S, Al, Al₂O₃, FeO₃ 등), 冷却材(Na, voided Al)等 各種의 것이 多數 마련되어 2"×2" unit cell 內에 所定の 爐心原子數密度에 맞도록 裝填되고, drawer 를Lattice site 에 裝荷함으로써 爐心을 模擬한다.

酸化物燃料 炭水化物燃料의 模擬에는 各已 Al₂O₃ 및 Graphite 로 그의 役割을 模擬한다.

高速爐系의 臨界近接도 熱中性子爐系의 近接과 特別히 다른 것은 없다.

臨界到達 後는 解析하기 쉽도록 可能的인 限 爐心斷面을 圓型에 가깝도록 再調整하여, 制禦棒 校正을 行하고, 爐心周邊部의 質量係數를 求하고, 超過反應度 分을 除하여 준뒤 補正實驗을 行하여 臨界質量을 決定한다.

Table (1) 各國의 高速增殖開發 現況

[illegible][illegible]

Table (2)

研究用 高速爐 及 臨界實驗 裝置

國 名	爐 名	位 置	臨 界 日 字	爐 型	出 力	T/O, F/O, FUEL, MODERATOR, CLADDING, REFERENCE
FRANCE	MASURCA HARMONI RAPSDIE FORTISSIMO PHENIX	CADARACHE " " MARCOULE	1966/12/15 1965/8/25 1970/8 1973/8/31	高速臨界 高速爐 高速試驗爐 Proto Type Fast	1KW 2KW	U 30%, Pu+U, Air, CEA, EURATION 臨界 2×10 ¹⁰ 2×10 ¹¹ U93% 23.5kg, Air, DU, BN/BN, CEA EURATION 高速爐 中性子 物理計裝 U 30%, Pu (Pu 39.6%, U 12.7%) 12.3cmd, 2.9cmH Na, 250/540 U 19.2%+PuO ₂ 27.1%, Pu 615kg Na 400/560 wait 式
West GERMANY	SNEAK	CASACCIE	1971/9	高速爐	5KW	8×10 ¹¹ U METAL 90%圓柱 Air lead 東大/東大 研
ITALY	TAPIRD	TOKAI	1971/4/10	高速中性子爐	2KW	
JAPAN	YAYOI	PATTEN	1963/3~1969/5	高速爐		
HOLLAND	STEK (KRITO)	MADNID	1968/2	"		
SPAIN	CORAL-1	STUDSVIK	1964/2	"	10W	10 ⁹ Av U 20% Cu SAEC/SAEC 高速爐 物理教育
SWEDEN	FR-0 (研)					
	BR-1	OBININSK	1955/4 解體	Fast	50W	5×10 ¹³ Pu and U ²³⁵ 直圓柱 15cm Pu 11.77kg, DU PT 10 高速爐物理 BR 2.4~2.5
	BR-2	"	1955~1957 "	"	200KW	1×10 ¹⁴ Pu 直圓柱 13cm Pu 12.22kg Hg 40/90 DU PT 10 高速爐實驗 BR-2.1 熱相數 BLANKET Pu+U BLANKET
U. S. S. R	BR-3	"	1956	Fast-Tbc	5MW	Max. 10 ¹⁵ PuO ₂ 直圓柱 28cm Na 375/250 Ni 高速爐實驗
	BR-5	"	1958/6	Fast		U ²³⁵ -Pu 44.7 Pu 中性子物理
	IBR (IFR)	DUTNA	1960/5	Pulsed Fast	Max 3MW	
	ZEBRA	WINFRITH	62/12/19	Fast	100W	5×10 ⁹ E. U. Pu 3cm cube AEA/AEA 高速爐物理 Pu ²³⁹ 1/2 PFR MOCKUP CFR START
	VERA	ALDER- MASTON	1961/2	"	"	5×10 ⁹ HEU. Pu Nat. U AEA/AEA 高速爐物理 Hard spectrum
U. K	ZEUS	HARWELL	55/12~57/9	"	Max. 100W	5×10 ⁹ E. U 45% 200kg Nat. U DUONREARY F. R. HEX. PRISM 設計 DATA
	ZEPHYER	"	54/2~58/6	"	30We	8×10 ⁹ Pu Nat. U 高速爐 材料 核 DATA
	VIPER	ALDER- MASTON	67/5	Pulsed Fast		
	AFSR	NRTS	59/10/29	Fast	1KW	6×10 ¹¹ U 90% 250kg 11.3cmd Cylinder Air. DU ANL/ANL 中性子測定試驗
	HPRR (BER)	CRNL	62/3/21	Fast burst	63000MW/burst	2×10 ¹³ /burst U ²³⁵ U-Mo 93.2% 130kg 20cmd 22.7cmH Air UNC/ORNL
	CLEMENTINE	LASL	46/11~52/12	Fast	20KW	5×10 ¹² Av. Pu 15.7kg Hg Nat. U LASL/LASL 高速爐物理
U. S. A.	ZEZE BEL	"	1953 1954	"	25KW	Pu, U ²³⁵ , U ²³⁸
	APRF	ABERDEEN HD RICHLAND Wash	1966	Fast	10KW	
	FFTF	NRTS	1974		400MW	
	EBR-1	LASL	51/12~63/12	POWER Ex. Fast 예제 금속 연료 고속로	1MW	1.3×10 ¹⁴ U. 95% 18.8 D, 21.3 H Nak 230/322 K 22kgPu-Fe 24kg Molten 實驗
	LAMPRE-1		59/11~63			

Table (3) Fuel Inventory for Fast Critical Experiment

1974, Oct.

Country	Fuel Inventory
France	U ²³⁵ 730kg (2.2 Ton of U), Pu 91% 170kg Pu 39% 20kg Pu 58% 50kg
West Germany	E. U ²³⁵ 1200kg Pu 92% 280kg Pu 75% 50kg
U. S. A.	U ²³⁵ 93% 2,530kg U ²³⁵ 20% 185kg Pu 95% 210kg U ²³⁵ 31% 83kg Pu 72.8% 18kg (99 w/o Pu-Al Metal) Pu 88% 2,870kg (Pu 28% 69.5U2.5Mo Alloy plate) Pu 73% 171kg (Pu 36% O 61.5% Mo 2.5%) Pu 91% 175kg (Pu 20% U 77% Mo 2.5%) DU PLATE 20,000kg DU BLOCKS 154,000kg OXIDE FUEL 88%~73% Pu 230kg
Japan	EU METAL 20% 350kg U. S. A (A.1) EU METAL 93% 200kg Pu 92% 230kg (BNFL, U. S. A Number (80kg)) Pu 81% 25kg (BNEL Gas R.) Pu 75% 25kg (L.W.R. BNFL) Al Alloy S.S Clad NU METAL PLATE 91.3% 2,500kg NU METAL BLOCKS 15,000kg DU METAL BLOCKS 30,000kg DUO ₂ PLATE (0.2% EU) 55,000 SHEETS 其他 Na 50,000磅 C, Al, AlO ₃ , S.S, MOCKUP PLATE 100,000
U. K.	Pu 82% (Gas R.) >1,000kg Old. DATA (1964) E. U 90% 350kg EU 37.5% 150kg Pu 100kg NU BLOCK 5.06cm Square 7.6cm long 15,000kg NU ROD 65,000kg

Horizontal split table type 의 裝置에서의 補正量으
로써

- 1) Gap effect
- 2) Boungary shape effect
- 3) Regular drawer 에 對한 制禦安全棒의 特殊裝填
效果
- 4) 果非均質效果
- 5) 密着面 drawer SS plate 效果
- 6) 燃料被覆材效果
- 7) P_u²⁴⁰ 自發核分裂中性子에 基因하는 未臨界度
等이었다. 非均質 效果^{9, 10)} 에 關하여는 soft 한 spectrum
에 對한 效果는 크고 空間微細構造에 起因하는 效果以
外에 leakage 의 效果¹¹⁾ 即 擴散係數에 對한 補正이 重
要하다.

III. Pu 燃料裝荷實驗上의 問題點

Pu 燃料를 使用함에 隨伴되는 U系와 다른 運轉管理

및 安全 또는 實驗上 의 問題點을 略述하면,

1. Pu 의 許容量이 嚴格하다. (身體負荷量 0.04μCi)
2. Pu 의 α-decay 에 따른 熱發生은 Table (4)와 같
다.

Table (4) Heat rate of the α-activities of Pu isotopes

Isotopes	Decayheat (w/kg)
Pu ²³⁸	567
Pu ²³⁹	1.85
Pu ²⁴⁰	6.85
Pu ²⁴¹	14
Pu ²⁴²	0.112

3. 自發性核分裂에 隨伴되는 中性子 發生이 있다.
[Table(5)]

Table (5) Spontaneous fission properties of Pu isotopes

Isotopes	Half life (year)	Neutron yield (n/sec, kg)
Pu ²³⁸	4.9×10 ¹⁰	2.3×10 ⁶
Pu ²³⁹	5.5×10 ¹⁵	2.0×10
Pu ²⁴⁰	1.2×10 ¹¹	1.0×10 ⁶
Pu ²⁴¹	—	—
Pu ²⁴²	7.1×10 ¹⁰	1.8×10 ⁶

4. Pu 은 U²³⁵에 比하여 約 1.5倍 反應度效果가 크다.
5. γ -線 level 이 높다. (1~3R/hr) 등을 들 수가 있다. 上記한 것은 Pu 의 高次同位元素比에 依하여 變化하기도 하지만 이들의 原因으로 惹起되는 問題點을 들면,

1. 實驗精度上的 問題點

上記 2項으로 부터, Table (6)과 같은 조성을 갖는 Pu (fissile) 約 300kg 을 爐心에 裝填하는 境遇 約 1kw 의 發熱이 있어 體系에 無關하게 언제나 爐心體系를 一定溫度로 維持하고 實驗精度를 지키기 위하여는, 또한 Split table type 인 境遇 分離狀態로 부터 密着시킨 뒤 平衡溫度에 이르는 時間을 短縮시키기 爲하여 充分히 餘裕

Table (6) 92% Fissile Pu-Al Plate Impurity Specification

Element	Specification	Result	Isotopic Composition
Al	1.3 wt% ±0.10wt%	1.32wt%	Pu ²³⁸ ±0.1 以下
Be	20ppm Maximum	<20	Pu ²³⁹ +Pu ²⁴¹ 92±1%
Mg	100 " "	10	Pu ²⁴⁰ 0.8±0.5%
Si	200 " "	45	Pu ²⁴³ 0.15% 以下
Ca	100 " "	<30	
Cr	250 " "	30	Al 包含率 1.3±0.1w/o
Fe	750 " "	80	被覆材 SUS(ENJ8B)
Ni	250 " "	60	
Ta	200 " "	<50	SIZE 2"-2"-1/16"
B	10 " "	<10	MEAT THICKNESS
C	500 " "	440	47.45±0.05m/m 1.07±0.01m/m
N	200 " "	35	SQUARE
D	200 " "	110	OUT SIZE
Ag	—	<100	
F	100 " "	<100	50.7±0.1m/m 1.55±0.04m/m
Cd	—	<100	被覆材의 THICKNESS
Pb	—	<100	0.205±0.05m/m
Sn	—	<100	
Ti	—	<10	
Am	—	<110	
Pu		98.68w/o	
不純物合計	3,000ppm 以下		

가 있는 強制冷却裝置를 갖추어 溫度制禦를 實施하여야 한다. 臨界點自體는 現在 $\pm 10^{-7} \Delta k/R$ 의 正確度로 決定할 수가 있어 이 값은 0.01°C 의 Temperature drift 에 對應된다. (Temperature coefficient $\sim 10^{-5} \Delta k/s^{\circ}C$). 따라서 臨界點을 正確히 알아야 하는 實驗에서는 Temperature drift 가 實驗精度에 가장 큰 影響을 미친다.

3項은 Am-Be 中性子源 5 Ci 程度의 中性子強度에 對應하기 때문에 起動中性子源을 要하지 않고, 低出力으로 行하여 지는 實驗, 예를 들면 Recoil proton Spect-

rometer, Rossi- α , Pulsed neutron technique 등을 行할 때 補正이 必要하게 되고 또한 臨界定常狀態에 있어서도 自發核分裂中性子에 依한 奇與分만큼 未臨界狀態에 있기 때문에 이를 補正할 必要가 있다. 따라서 高精度를 要求하는 反應度測定은 이 background 中性子の 影響을 줄이기 爲하여 高出力(10W 以上)으로 測定할 必要가 있다. 制禦棒較正은 直接 實驗精度에 關係하기 때문에, period 測定은 充分히 出力이 높은 狀態에서 waiting time 을 考慮하여 行할 必要가 있다. 또한

delayed neutron fraction β 가 Pu 239 에서는 0.21%로 작고 U 238 에서는 1.57%로 크기 때문에 Pu 239 -U 238 계에서는 핵분열비의精度와關係하여 β_{eff} (0.5%)의計算精度가 나빠서反應度の絶對值의不確定度가 크다.

2. 運轉管理 및 安全上の問題點

2), 3), 4)項의 影響으로 U 235 體系와 달리 JAERI-FCA에서 Pu 燃料爐心組立에 앞서 強制空氣冷却裝置, 裝荷, 裝脫 作業時의 生體遮蔽板의 設置를 爲한 改造工事が 行하여 졌다. 또한 Low speed switching region을 失手없도록 하기 爲하여 table 驅動用電動機電源을 Hotrail 方式을 導入設置하였다.

β_{eff} 도 U體系에 比하여 작아지기 때문에 超過反應度の制限으로 부터 實驗의 餘裕度도 줄여 준다. 5)項은 燃料의 handling 時間이 被曝上 制限되고, 裝填, 裝荷時의 防護服의 着用, 生體遮蔽板의 使用, 燃料使用時및 格納時의 檢査, 爐室出入時의 α -ray monitor의 確認等 實驗作業時의 時間이 많이 要하게 되고 Pu의 許容値는 U에 比하여 order로 3이 더 엄격하며 空氣中에서의 酸化의 進行速度도 빨라서 20 μ 程度의 aerosol을 마시는 것이 許容値에 對應되기 때문에 Pu 燃料는 ss 鋼으로 cladding 되어 있으나 作業時 落下에 依한 破損도 考慮하여 防塵 마스크를 着用하여야 한다.

이를 爲하여 燃料取扱은 特設 hood 內의 作業 table에서 行한다. Pu 燃料貯藏庫는 發熱에 依한 熱放散, 破損時를 감안한 熱放散型 密封容器가 쓰여지고 自發核分裂 中性子に 關하여는 特히 dirty fuel (Pu-fissile 이 80%以下)에 對하여는 格納藏에 遮蔽 door를 施設한다. 또한 Pu에 對한 α -monitor는 冷却系, Hood 貯藏庫에도 増設되고 放射線管理는 徹底를 기하고 있다.

Ⅳ. 臨界實驗裝置를 利用한 實驗

高速爐臨界實驗에서의 測定量과 測定方法, 測定特性의 現狀과 目標值, 開發하여야 할 測定方法을 들면

1. 反應度係數

1) Na Void 係數

高速爐의 運轉 및 安全上 重要한 Na void 係數의 實驗은 臨界實驗裝置에서 主要한 研究 Theme의 하나이다. 흔히 행하여지고 있는 實驗方法은 特定領域 혹은 全領域으로부터 Na의 全部 또는 一部를 除去하였을때의 反應度の 變化를 測定하는 方法이다. 爐心全體의 void 係數를 求하는 데에는 勞力과 材料의 節約을 爲하여 Sector 또는 Zone wise로 void region을 만들거나 다른 方法으로 效果의 axial direction 分布를 測定하

며 結果를 爐心全體에 積分하면 良好한 實驗値가 얻어지고 있다.^{12, 13)}

臨界實驗裝置에서는 보통 plate 狀의 ss 鋼 Cladding Na를 사용하고 있고 이것과 中空 can을 置換함으로써 測定하나 이는 實地 動力爐나 均質體系의 값과 다르다. 非均質效果와 plate의 兩方向의 中性子 streaming의 影響이 커서 얻어진 값을 그대로 動力爐의 값으로 使用할 수는 없다. 가령 臨界實驗裝置에서 實驗을 빠르게 計算하는 實驗方法이 存在한다면 이것은 本質의인 缺陷이라고는 할수 없으나 매우 어려운 문제점을 갖고 있다.

Na void 效果와 關聯된 實驗으로서 void 導入時의 여러 物理量의 變化가 問題가 된다. 特히 反應率, (核分裂 ^{238}U capture,¹⁴⁾ spectrum¹⁵⁾ Doppler 效果의¹⁶⁾ 變化의 測定은 安全性에 關한 評價에 重要하다.

2) Doppler 係數

高速爐의 安全性에 關하여 Doppler 反應度の 測定技術의 確立 및 計算方法의 確立은 重要하다. 그러한 뜻으로 臨界 實驗裝置에 依한 Doppler 反應度の 測定, SEFOR에 依한 原子爐心의 Doppler 測定이 遂行되었다. EPR-6 Assembly²⁸⁾ 5에서의 結果를 例로 들면 hot sample 周邊의 條件을 바꾸어 가며 測定하여 찍 재미있는 結果를 낳았는데 이는 1/2in thickness의 ss filter 領域을 줌으로서 RABBLE에 依한 計算과 比較하여 볼때 周邊體系의 共鳴中性子の 影響을 1% 以下로 억제할수 있었다는 것을 알아낸 것이다. Doppler 係數에 關한 實驗은 大別하여 다음의 3가지 方法으로 行하여지고 있다.

(a) Sample 加熱法

Pile oscillator를 利用 加熱 sample과 常溫의 dummy sample을 번갈아 가며 爐心에 出入시켜 反應度變化를 fine control rod의 臨界位置로 부터 求하는 方法으로써 EPR-Ⅲ,^{17, 18)} —Ⅳ,¹⁹⁾ AETR,^{20, 21)} JAERI-FCA²²⁾ 등에서 行하여지고 있다. pile oscillator 方式의 採用에 따라 爐全體의 反應度 drift (Pu core인 境遇 $\sim 5 \times 10^{-6}$ $\Delta k/k/hr$)는 補正되고, JAERI-FCA의 例에서도 $\pm 5 \times 10^{-8}$ $\Delta k/k$ 程度의 精度로 反應度變化를 測定할 수 있다. U 235 의 Doppler 效果는 中型爐에서 $\sim 5 \times 10^{-6}$ $\Delta k/k/kg$ 程度가 있어 充分한 精度度를 갖고 測定되고 있으나 U 235 , Pu 239 sample에 對하여는 sample의 熱膨脹에 依한 反應度變化가 Doppler 效果와 같은 程度로 있어서 이의 正確한 補正이 困難하고 이것과 關聯된 여러가지 問題가 山積되어 있다.

臨界實驗裝置에서의 이런 種類의 實驗은 많은 點에서 求하고자하는 動力爐에 있어서의 Doppler 係數와는 相異한 條件下에서 行하여 지는 것이다. sample 周圍에 加

熱容器가 있고 더욱이 바깥쪽이 板狀配列의 非均質媒質로 되어 있다는 것, 常溫媒質속에서의 高溫 sample 이라는 點, sample 의 크기가 動力爐의 燃料棒과 다른 것 등에 의하여 媒質과의 사이의 相互作用이 動力爐의 境遇와 다른 것이 된다.

또한 實驗에서는 sample 을 均一하게 加熱하는 것과는 달리 動力爐에서는 燃料의 radial 方向으로 1000°C 程度의 溫度差가 있다는 點, 測定은 800°C 程度까지 밖에 할 수 없으나 pin 中心에서는 相當히 높은 溫度가 되어 이에 따라 溫度에 對한 外挿을 行하여야 한다는 등의 많은 問題點을 갖는다.

이들 많은 制限, 近似, 補正을 行하여야 함에도 불구하고 이들 實驗 data 의 back up 에 依한 動力爐의 Doppler 係數 豫測精度는 20%로서 比較的 良好한 結果를 놓고 있다. 그 理由로써 解析上 特別 問題가 되는 것은 sample 의 實效斷面積을 求하는 方法으로써 보통 sample 이 大概 25m/mφ 中程度로 比較的 크기 때문에 共鳴中 性子束의 shielding effect 가 周圍의 媒質에 强하게는 依存하지 않을뿐만 아니라 動力爐에 있어서는 U^{238} 의 Doppler 效果가 全體 Doppler 效果 가운데 80~90%를 占有하며 U^{238} 에 關하여는 $\pm 1\%$ 의 正確度로 測定이 行하여 지고 있기 때문이다.

(b) 領域加熱法

이것은 1)의 常溫媒質—高溫 sample 과는 달리 實際 動力爐에 가까운 條件으로 測定할 수 있는 利點을 갖고 있는 反面, 裝置가 거창하여지고 費用, machine time 등과 또한 熱膨脹效果가 커서 이를 分離解析키 爲하여는 여러가지 다른 補正實驗과 勞力이 많이 드는 計算을 行하여야 하는 등 問題가 많이 있기 때문에 sample 加熱法만큼은 널리 쓰여지고 있지는 않다. 이 범주에 속하는 實驗은 3가지로 크게 나눌 수 있는 데

(1) ZEBRA*2에서 行하여진 것과 같이²⁴⁾ 爐出力 또는 Pu의 α -decay heat 에 依하여 爐心全體를 數°C 加熱하여 얻어진 反應度變化를 測定한 값에서 計算에 依한 熱膨脹效果를 補正하여 얻어내는 方法이다. 그러나 臨界實驗裝置의 熱膨脹效果의 推定이 어려워져서 soft 한 spectrum 을 가지므로 Doppler 效果가 큰 爐心外에는 適用시킬 수가 없다.

(2) ZEBRA*5에서^{24, 25)} 行하여진 方法으로써 特別한 loop 를 爐心內에 設置하여 數 100°C 까지 加熱하는 것이나 結果는 良好하다고는 할 수 없고 亦是 熱膨脹效果가 커서 그의 補正이 複雜하고 全體의 精度, 利用價值는 sample 加熱法보다 좋다고 할 수는 없다.

(3) 加熱한 領域內에서 sample 의 反應度效果를 測定

하는 方法으로서 sample 加熱法과 領域加熱法의 長點을 모아 놓았다고 할 수 있고 ZPR-VI와 VII의 VTRZ (Variable Temperature Rodded Zone)에는 直徑 50cm 의 領域을 550°C 을 까지 加熱할 수 있는 領域을 마련하고 이 속에서 sample 加熱法에 依하여 여러 sample 溫度에서 測定할 수 있는 것이라 할 수 있다.

(c) Foil activation 法

常溫媒質속에서 共鳴物質의 foil 을 加熱照射하여 誘導 放射能의 加熱溫度에 따른 變化로부터 Doppler 效果를 求하는 것으로써 實驗精度라는 觀點에서부터 現在로서는 U^{238} Capture reaction 에 限定利用되고 있고 NSCA²⁶⁾, FR-O²⁷⁾에 있어서의 測定例가 있으나 capture reaction rate 는 數 100°C 加熱하여도 2~3%밖에 變하지 않기 때문에 精度가 높은 實驗을 行하여야 한다.

2. 中心反應度價值

1) Sample 反應度價值

斷面積의 check, spectral index 로서 오래전부터 特性實驗의 爲로 새로운 爐心을 꾸밀때마다 sample 反應度 價值를 測定하여왔다.

sample material 로서는 爐心構成材 以外에 spectral index 로써 斷面積이 比較的 잘 알려진 物質 또는 斷面積을 알고 싶은 物質等 많은 物質이 쓰여져 왔다. 그의 物質에 따라 分類하면 核分裂性物質($\rho\alpha(\nu-1)\sigma_f$), 散亂物質(Na, C, O, Al 등) 弱한 吸收物質(Fe, Zr 등 $\sigma_c \sim 10\text{mb}$) 强한 吸收物質(Mo, Ta, ^{10}B , ^{232}Th 등), 複雜한 反應度成分을 갖는것(例 ^{238}U , 吸收, 分裂, 非彈性減速의 大小關係에 따라 正, 負 兩符號를 가질 뿐만 아니라 겹보기에는 적은 反應度에 對하여 各成分은 큰 값을 갖는다.)으로 大別할 수 있다.

解析에 攝動論을 適用하기 때문에 sample 의 두께를 얇게하고 測定精度上 적게 할 수 없는 것은 여러가지 두께를 바꾸어 測定하여 zero 두께의 값으로 外挿하는 方法을 擇하고 있다. 測定은 pile oscillator 法에 依하여 爐心全體의 反應度 drift 를 補償하여 높은 精度로 行하여진다. 反應度の 測定은 自動制御에 依하여 爐出力을 一定하게 維持한 Fine Auto-Rod 의 臨界位置로부터 求한다. JAERI-FCA 의 例를 들면 Pu 爐心에서 溫度 drift 가 있는 경우라도 50w 의 爐出力, oscillator 週期 1,000sec, 30min 의 測定으로 $\pm 1 \times 10^{-7} \text{ } \Delta k/k$ 의 精度로 얻어지고 있다.

이와같은 sample 反應度價值實驗 結果가 異常하게도 널리 使用되지 않고 있다. 그 理由로서는 實驗値와 計算値와의 差가 斷面積의 精度로부터 豫測할 수 있는 값

보다 크고 이傾向은 散亂物質이 sample 인 경우 더욱 현저하다. 媒質과의 相互作用, 媒質의 非均質性(實際의 으로 void 속에 sample 을 넣고 測定하고 있는것)等 解析時 이들을 滿足하게 反映시킬 수 없는 限 定量的인 取扱은 어려운 狀態이다. 더우기 反應度價値의 絶對値에 對하여는 反應도의 尺度에 關聯하여 誤差가 크다. 特히 Pu 爐心에서 U^{238} 이 相當量 들어있는 system 에서는 β_{eff} 의 誤差가 커져서 反應도의 絶對誤差도 그에 따라 커진다. 따라서 定量的인 利用法으로서 sample 間的 相對値를 利用하는 範圍에서 活用되고 있는 程度이다.

2) central cell 의 反應度價値³⁰⁾

上述한대로 void 속에서의 反應度價値測定에 解析方法을 맞추는것이 어렵다고 하면 逆으로 可能的인 解析方法에 實驗方法을 適應시킬 必要가 있다.

central cell 의 反應度價値測定은 그 가운데의 하나이다.

JAERI-FCA 에서의 實驗例를 들면 爐心 中心의 cell pack 을 除去하는것에 對應되는 反應度變化量이 測定量이 된다.

爐心組成과 같은것을 除去하기 때문에 (中心 cell 의 密度를 一樣하게 變化시켜도 結果는 같음) spectrum 變化가 없고 周圍의 媒質에 미치는 影響이 적다.

이 中心 cell 의 反應도는 「中心 cell로부터의 leakage neutron 의 價値」와 같다는 事實을 쉽게 導出할 수 있을 뿐만 아니라 이는 同時에 k_{∞} (但 Importance 가 weight 로써 걸려 있음)와도 簡單한 關係로 묶여져 있다. 따라서 中心 cell 反應도의 값으로부터 漏泄中性子の 量이나 k_{∞} 의 값을 求할 수 있다.

$$\rho_{cell} = \frac{\int_{cell} (\phi^+ DB^2 \phi) dv}{\int_{reactor} (\phi^+ \chi) (\nu \Sigma_f \phi) dv}$$

$$= \frac{k_{\infty} - 1}{k_{\infty}} \cdot \frac{\int_{cell} (\phi^+ \chi) (\nu \Sigma_f \phi) dv}{\int_{reactor} (\phi^+ \chi) (\nu \Sigma_f \phi) dv}$$

中心 cell 의 反應度 以外에도 cell 內의 各要素板의 反應度價値도 測定되고 있으나 이들의 和는 cell 의 反應도와 良好한 一致를 보이고 있다.

非均質인 板狀配列의 各要素板의 反應度價値를 測定키 爲하여는 理想的으로는 無限히 얇은 同一物質의 板을 附加했을 때의 反應度變化로부터 求해야 한다. 實際로 Pu 및 濃縮U板에 關하여는 各各의 薄板을 附加함으로써 測定되고 있다. 이 結果, 이 薄板의 反應度價値는 $2in^3$ 의 void 속에서 測定된 같은 薄板의 反應度價値에 比하여 10%나 큰것을 밝혀 냈다. 板狀 cell 系의 計算에 依한 取扱은 可能的인 것이기 때문에 實驗條件도 이에

맞추어서 sample 反應度價値의 測定도 今後로는 이와같은 方式을 採擇할 傾向이 크다.

3) 反應率

高速爐에 있어서 增殖率이나 臨界性에 關係하는 重要的인 反應率로 直接 測定可能한것은 Pu^{239} , U^{235} , U^{238} 의 核分裂率 및 U^{238} 의 捕獲率이다. 增殖率 및 臨界性的豫測을 各各 0.03, 0.01dk 精度로 行할 必要가 있다는 要求로부터 分裂率 및 捕獲率의 比의 測定精度의 目標値는 ZEBRA 에 있어서 $^{238}\sigma_f / ^{239}\sigma_f$ 는 2%, $^{238}\sigma / ^{239}\sigma_f$ 는 1%, $^{235}\sigma_f / ^{239}\sigma_f$ 는 3%라고 한다.

分裂率의 測定은 1) 核分裂計數管, 2) 核分裂 foil, 3) Solid state track recorder(SSTR)³²⁾ 등으로 行하여지고 있다.

核分裂計數管은 널리 使用되고 있으나 cell average 의 分裂率밖에 얻어지지 않는다. 最近과 같이 解析에도 非均質板狀 cell 로서 行하도록 되면 燃料板內의 分裂率이 必要하게 된다. 이에 2)의 核分裂 foil 이 쓰여진다. 照射된 foil 에서는 F.P. 의 r線이 測定된다. 3)의 SSTR 은 合成樹脂의 薄膜에 核分裂性物質을 100mg/cm² 程度 coating 한 것으로써 照射後藥品으로 etching 하여 생겨난 Traek 數를 현미경으로 읽는다. 程度가 前者의 들과 가깝다고 한다.

U^{238} 의 捕獲率 測定은 U^{238} foil 로 行하여지고³⁰⁾ (Np^{239} 의 r線 測定) 較正은 Thermal column 또는 Am^{243} ($Am^{243} \rightarrow \alpha Np^{239}$)을 行하고 이들 捕獲率의 絶對値測定精度는 2%程度이다.

直接的으로는 測定할 수 없으나 增殖率에 關係되는 Pu^{239} , U^{235} 의 α 值(capture-fission ratio)는 反應度測定을 補助로하여 求해지고 있다. 이에 두가지가 있어서 하나는 PCTR Teehnicque³⁴⁾를 使用하여 中性子 生成消滅의 balance로부터 求하는 것으로써 ZPR-III-#55, ZPR-IX-#24 爐心($k_{\infty}=1$)에서 行하여졌으며³¹⁾, Test zone 의 k_{∞} 가 1이 되도록 組成을 調整하면

$k_{\infty} = (\text{發生中性子數}) / (\text{吸收中性子數}) = 1$ 이 된다. 이들 分母 分子를 測定하는 各反應率가운데 核分裂性物質 및 fertile material 의 分裂率 및 U^{238} 의 捕獲率을 測定하면 (構造材의 捕獲率은 적기 때문에 計算으로 補正) 나머지 核分裂物質의 捕獲率을 求할 수 있어 α 값이 얻어진다. 이와같이 하여 該當爐心에서의 實驗的인 α 값이 $\pm 10\%$ 의 精度로 얻어지고 있다.

또하나의 方法은 ZEBRA³⁵⁾, FR-0³⁶⁾ ZPR-IX³⁷⁾에서 行하여진 方法으로써 Pu^{239} 및 U^{235} 의 Sample 反應度價値와 分裂率을 Li^{6} 나 B^{10} 의 그것과 Cf^{252} 의 自發核分裂에 依한 反應度價値와 比較하여 核分裂性物質의 捕獲率을

求하는 것이나, Sample 反應度價値를 使用해야 하는等解析上 困難한 點이 많아 얻어진 α 값은 良好하지 못하다.

α 값에 對하여 最終으로 얻어진 實驗爐 乃至는 原型爐에서의 spent fuel의 分析을 기다려야만 할 것으로 보인다.

3. 動特性 Parameter

高速爐에 있어서 重要な 核的動特性 Parameter는 實効 遲發中性子 生成率 β_{eff} , 中性子 壽命 l , 即發實効增倍係數 k_p , 및 이들의 結合으로 주어지는 即發 崩壞定數 $\alpha = (k_p - 1)/l$ 臨界에서는 $\alpha_L = -\beta_{eff}/l$ 이다. 이들 parameter를 臨界實驗裝置에서 測定하는데에는 몇가지 方法이 있으나 크게는 Pulsed Neutron Technique, Neutron Counting Statistics法과 Reactor Noise Technique로 나눌 수 있다.

β_{eff} 는 反應度の 尺度에 直接 關係하고 反應度を 測定量으로 하는 量은 β_{eff} 의 exact value를 모르는限 計算值(dk/k)와의 比較時 언제나 數~10%의 誤差를 隨伴하게 된다. 따라서 β_{eff} 값을 測定코져 오래前부터 試圖되어 왔으나 여지껏 決定的인 方法은 確立되어 있지 못한 實情이다. 흔히 α 값과 같은 量들의 測定으로부터 反應도를 \$單位로 測定하는 境遇가 大部分이다.

1) Pulsed Neutron Technique

Prompt decay constant α 의 測定以外에 反應度測定法으로서 쓰여지고 있다. 이에는 α 測定 $C_S = (\alpha_c - \alpha)/\alpha_c^{39)}$ 과 面積法이^{39, 40)} 있다. 이는 Prompt mode와 delayed mode의 counts rate의 比가 \$單位의 反應度(未臨界面度)가 되어 있는 點을 使用한 것이나 Prompt mode와 Delayed mode의 空間分布가 크게 틀리는 경우에는 適用시킬수가 없다. 그밖에 Source Jerk法(中性子源을 除去하였을 때의 Prompt mode의 變化로부터 未臨界面度を \$單位로 求하는 것)은 中性子發生裝置를 利用하여 行하여지고 있다.

2) Neutron Countings Statistics

이 實驗에서는 測定系の 傳達係數의 補正이 필요없는 Neutron Counting을 digital 처리하기 때문에 物理的 直觀을 잡기가 쉬워서 動特性 Parameter 測定에 널리 쓰여지고 있다. Neutron Counting의 時間的인 統計分布로부터 β_{eff} , l , α 를 求하는 Feynmann- α , Furuhashi-Z Zero Probability method 등을 들수가 있고 Prompt neutron chain 內的 연속된 中性子 검출의 時間分布를 재는 Rossi- α , Babala의 Counts-to-count distribution, waiting time distribution 등을 들수가

있다.

3) Reactor Noise Technique

α 의 測定에는 U system에서 주로 Rossi- α 法으로 充分한 精度의 값을 얻어 낼 수가 있었으나 Pu system에서는 Pu의 강한 自發核分裂源을 願하는 level까지 내릴 수가 없어 相關部分에 比하여 非相關部分이 커져서 測定이 困難하여 진다. Pre-select count⁴¹⁾에 依하여 큰 family만을 Pick up 하므로써 S/N比를 몇배 改良할수 있었으나 그래도 100kg 程度の Pu를 갖는 體系에서 1程度の S/N를 얻는것이 고작이다.

Pu系에서의 α 測定은 極性相關法에 依하여 좋은 精度로 測定할 수 있음이 ZPR-VI의 實驗에서 밝혀졌다.⁴²⁾ 이것은 中性子檢出器로서 Scintillation Counter를 사용 P.M tube의 電流의 平均値로부터 正負의 極性變化의 頻度を 時間間隔의 函數로서 $e^{-\alpha}$ 의 모양으로 주어져 α 를 구할 수 있다. 이 方法은 D₂O system이나 graphite system에 까지 확장 이용되고 있어 좋은 結果를 낳고 있다.

V. Software

1. 核暴走

Bethe와 Tait⁴³⁾가 最初의 核暴走의 解析을 行한뒤 1960년대 初期까지는

- 1) 爐心을 球型一次元으로 model化
- 2) 出力分布와 物質反應度價値 分布는 時間依存性을 갖지 않는다.
- 3) 物質移動에 따르는 反應度變化는 一次의 攝動計算으로 求한다.
- 4) 核暴走의 時間은 짧기 때문에 爐心の 膨脹은 無視할 수 있고 따라서 核燃料의 密度變化 無視
- 5) 壓力波 傳播效果를 無視할 수 있다. 등의 假定아래 EBR-II와 Fermi 爐의 放出에너지計算을 Nichol森 등이⁴⁵⁾ 行하여 왔으나 電子計算機의 高速化와 大容量化가 進涉됨에 따라 위의 假定을 改良하는 方向으로 研究가 進行되어 密度變化를 考慮할 수 있는 AX-1 Code⁴⁶⁾, 2~5까지의 假定을 그대로 둔채 Cylindrical 2D 計算의 MARS⁴⁷⁾가 開發되어 標準的인 解析手法이 되었다.

MARS에서는 出力을 一點近似 動特性方程式을 時間에 關하여 積分함으로써 求하고 反應度로서는 挿入反應度, Doppler feedback, 爐心物質의 變位에 依한 feedback을 考慮하고 있다. 核暴走가 끝날때까지의 爐心物質의 變位는 적기 때문에 出力分布및 反應度價値는 時間에 따라 變하지 않는다고 假定, 爐心物質의 變位에

따른 feedback 은 一次攝動으로 求한다.

MARS 는 이 以外에

- 1) 溫度依存, 蒸氣壓 model 의 狀態方程式을 使用
- 2) Delayed neutron 考慮
- 3) Ramp 狀 反應度挿入 考慮
- 4) Doppler effect 考慮
- 5) 6 Region 까지 handling 할 수 있다.
- 6) 比熱의 溫度依存性을 考慮
- 7) 計算時間이 짧다.

등의 長點을 가지고 있다.

ANL 에서는 이와 비슷한 機能을 갖는 VENUS 와 FX2를 結合한 空間依存 動特性 Code 를⁴⁸⁾ 開發하고 있다.

2. 爐定數作成 및 爐心核設計

ABBN Set, HANFORD Set, JAERI-FAST Set 등 microscopic cross section 을 Pu^{239} 나 U^{235} 의 fission neutron energy spectrum 으로 weighted average 한 25내지 70群의 group cross section 을 널리 使用하여 왔으나 보다 詳細한 爐物理解析에는 爐心마다의 Spectrum 이나 flux 를 Integral transport equation 과 collision probability 의 도움을 얻어 計算하고 2000群程度의 fine group cross section 을 作成하는 傾向이 强하여 졌다.

高速爐系의 計算은 本質적으로 均質系를 다루고 數~數十群의 多群計算을 主軸으로 하여왔으나 實驗結果의 解析은 survey 計算과는 달리 詳細計算을 要한다. 이에 따라 여러나라가 誤差를 可能な한 줄이려고 解析法의 詳細化 및 標準化를 行하고 있다. 共通의인 傾向으로서는 板狀의 非均質係의 組成을 다루기 위하여 cell 計算에서 數千群程度의 微細 spectrum 을 計算하고 等價의인 均質係의 實効斷面積을 求한뒤 이로서 原子爐計算을 行하는 方法으로 非均質效果, 共鳴效果, 減速效果 등이 보다 바르게 다룰 수 있게되어 Na void, 여러가지 反應度效果解析을 바르게 취급할 수 있게 되었다.

이러한 種類의 群定數作成 code 의 代表의인 것으로서 MURAL⁴⁹⁾, MC²-2,⁵⁰⁾ ESELEM-II,⁵¹⁾ ELMOE 등이⁵²⁾ 있다.

美國의 傾向을 例로 잡으면서 이 分理를 略述하면

ETOE-2 Code⁵³⁾ 는 ENDF/B-III Format 로 주어진 data point 를 平均化하고 가벼운 元素들의 Resonance parameter 를 처리하여 Ultrafine group cross section 을 만들어 MC²-2와 SDX 로 넘겨준다.

MC²-2⁵³⁾에서는 이 data 를 사용, 全部를 Ultrafine

group structure 로 처리하면서 ~2000 group 의 fundamental mode flux 와 current spectra 를 計算한다.

MC²-2는 isotopic fission distribution, external source, group dependent buckling 도 考慮할수 있도록 再編되었을 뿐만 아니라 multilevel interference 도 바르게 다룰 수 있도록 고려된 Adler-Adler parameter 로부터 S-matrix parameter으로의 conversion 을 거친 SUPER-POLLA⁵⁴⁾와 MATDIAG⁵⁵⁾ 을 쓸수 있고 RA-BID⁵⁶⁾와 동시에 사용하므로써 resolved resonance region 의 취급도 完벽을 기하는 方向으로 노력하고 있다.

무거운 핵의 resonance 는 따로 SDX⁵²⁾를 Option 으로 쓸수있게 되며 組性依存性이 강한 Group cross section 을 다루고 있다.

한편 이와는 별도로 ABBN Set 方式을 따른 designer oriented MINX/code-2라⁵⁷⁾는 것을 따로 편리를 위하여 마련하여 넣고도 있다.

Plate type 의 lattice 를 다룰수 있도록 VIM Monte carlo code⁵¹⁾를 개발하여 고유치 計算과 integral reaction rate 에 쓰고 있다.

Fuel cycle analysis 用으로는 ARC(Argonne Reactor Computation System)의 frame work 안에서 REBUS-2⁵⁹⁾를 사용하고 있고 Reactor dynamic code 로는 FX2 code 를 개발 사용토록 힘쓰고 있다.

Multidimensional code 로서는 CITATION⁶¹⁾을 발전 시킨 VENTURE code 를⁶⁰⁾ 개발시키고 있으며 Spatial flux synthesis code 로 SYN3D의 발전에도 큰 힘을 쓰고 있다.

謝 辭

資料수집의 편의를 提供하여주신 日本原子力研究所 飯島 勉 博士에게 깊은 感謝를 드리며 이 글이 만들어지도록 힘써주신 韓國原子力研究所 金東勲 博士, 文錫亨 博士 그리고 亂文의 草稿를 인쇄심 깊게 읽고 많은 意見을 提供하여 주신 爐物理研究室所屬 諸位에게 感謝를 드립니다.

References

- (1) D. J. Donahue, et al; Nucl. Sci. Eng., 4, 297(1958)
- (2) A. M. Broomfield, et al; Measurements of k -infinity, Reaction Rates and Spectra in ZEBRA

- Plutonium lattices, BNES Conf., London, (1968)
- (3) H. KUROI, et al; Correlation of integral data and cross sections in intermediate energy core ibid (1969)
- (4) M. Nakano; JAERI-mens 2657(1967)
- (5) J. Hirota., et al; JAERI-memo 2002(1965)
- (6) A. Ancanani.; EUR 2474. e, (1965)
- (7) M. Noozaura., et al; JAERI-memo 1478(1964)
- (8) Y. Konishi., et al; JAERI-memo 3413(1969)
- (9) D. Wintzen; Fast Reaction Physics. Vol. III, 237-255 IAEA (1966)
- (10) S. Nomotd., et al; J. Nucl. Sci. Technol., 7(4), 212(1970)
- (11) B.J. Toppel; Nucl. Sci. Eng., 5, 88(1959)
- (12) F.H. Helm, A. Travelli; ANL-7320, 369(1966)
- (13) J. Adamson, et al; ANL-7320, 216(1966)
- (14) F.H. Helm; ANL-7111, 101(1965)
- (15) E.F. Bonnett; ANL-7310, 196(1967)
- (16) C.E. Till, et al.; ANL-7210, 129(1966)
- (17) G.J. Fischer, et al; Nucl. Sci. Eng., 25, 37 (1966)
- (18) P.J. Amundsen., J.M. Gasidls; ibid, 23, 392 (1965)
- (19) C.E. Till, et al; ANL-7320, 319(1966)
- (20) T.M. Springer, G.S. Carpenter; Nucl. Sci. Eng., 17, 194(1963)
- (21) T.M. Springer, et al; ibid 20, 272(1964)
- (22) T. Yasuno, et al; J. Necl. Sci. Technol., 7(5), 271(1970)
- (23) R.E. Smith, et al; Proc. 3rd Geneva Conf., Vol. 6, 90(1985)
- (24) A.R. Baker, R.C. Wheeler; ANL-7120, 553 (1965)
- (25) J. Codd, et al; ANL-7320, 358(1966)
- (26) G.R. Pflaslerer, R. Sher; Nucl. Sci. Eng., 30, 374(1967)
- (27) T.L. Anderson, et al; Sludies of the Doppler effects
- (28) A.J. Pressesky, et al; 4th Geneva Conf. P/O 41
- (29) W.G. Davy, W.C. Redman; "Techniques in Fast Reactor Critical Experiments" 58-74(1970)
- (30) T. Iijima; Private Communication
- (31) G.E. Till, et al; ANL Critical experiment pro-Gram, BNES Conf. London (1969)
- (32) R. Gold, et al; Nucl. Sci. Eng., 34, 13(1968)
J.W.N. Tuyn; Nucl. Appl., 3, 372(1967)
C.B. Besant, S.S. Ipson; AEEW-M881, (1969)
- (33) H. Senfert, D. Stegemaun.; Nucl. Sci. Eng., 28, 277(1967)
- (34) D.J. Donahue, et al; Nucl. Sci. Eng., 4, 297 (1958)
- (35) J. Adamson, et al; ANL-7320, 216(1966)
- (36) T.L. Andersson, et al; "Fast Reactor Physics" p. 171(1968).
- (37) M.M. Bretscher, W.C. Redonam; ANL-7410, 12(1969)
- (38) B.E. Limons, J.S. King; Nucl. Sci. Eng., 3, 395(1958)
- (39) T. Gozani; Nukleonik, 4, 348(1962)
- (40) E. Garelis, J.L. Russell; Nucl. Sci. Eng., 16, 263(1963)
- (41) T. Iijima; J. Nucl. Sci. Technol., 5(12), 6241 (1968)
- (42) C.E. Cohn; Nucl. Appl., 6, 391(1969)
- (43) H. Yasuda, R. Miyoshi; J.Nucl. Sci. Technol., 9[9], 544(1972)
- (44) H.A. Bethe, J.M. Tait; RHM(56)/113 (1956)
- (45) R.B. Nicholson; APDA-150 (1962)
- (46) O. Okrent, et al; ANL-5977 (1959)
- (47) N. Hirakawa; APDA-198 (1967)
- (48) W.T. Sha; "Two-Dimensional Fast Reactor Disassembly Analysis with Space-Time Kinetics, New Develop in Reactor Math. and Appl. idaho Falls", (1971)
- (49) J.L. Rowlands, et al; "The use of integral measurement to adjust cross sections and predict reactor properties" BNES. Comf., London (1969)
- (50) A.L. Rags, et al; ANL-6805 (1964)
- (51) T. Tone, S. Katsuragi; J. Nucl. Sci. Technol., 7[3], 158(1970)
- (52) H. Hummel, A.L. Rags; "Physics of Fast and Intermediate Reactors" Vol. 2, p 177(1962)
- (53) B.J. Toppel, H. Henryson; Trans. Am. Nucl. Soc., 16, 126(1973)
- (54) G. de Sanssure, et al; ORNL-4592, 15(1970)

- (55) P. A. Moldauer, et al; ANL-7590(1969)
- (56) A. P. Olson; RABID, ANL-7645(1970)
- (57) C. R. Weisbin, et al; MINX, Trans. Am. Nucl. Soc., 16, 127(1973)
- (58) H. H. Hummel, et al; Nucl. Sci. Eng., to be published
- (59) J. Hoover, et al; REBUS, Nucl. Sci. Eng. 45, 52(1971)
- (60) D. R. Vandy, et al; ORNL-TM-4529
- (61) T. B. Faoler, et al; OR-TM-4296, Rev. 2 Suppl., 3(1972)