

日本에서의 輕水爐核燃料의 研究開發*

三島良績

日本 東京大學校 名譽教授

번역

尹容九

韓國科學技術院

輕水爐型의 商業發電所가 日本에서 처음 가동된 것은 1970년이지만 이에 앞서 日本原子力研究所(原研, JAERI)가 運轉訓練등을 목표로 BWR型의 JPDR를 美國으로부터 수입해서 1963년 10월에 1.25萬 KW의 發電을 시작하였다. 輕水爐의 燃料에 관한 研究는 1954년에 國家豫算에 의한 原子力研究가 시작되었을 때부터 大學이나 民間의 研究機關에 의해서 시작되었지만 뚜렷한 製造目的을 갖고서의 研究는 前記 原研의 JPDR의 交替燃料 國產化計劃이 세워진 때가 처음이다.

原研에는 이를 위한 專門委員會가 만들어져 筆者가 委員長이 되었다. 美國 GE社의 規格을 參考로 하여 우선 JPDR-1에 國內에서 제작한 試驗用核燃料集合體 2개(PT-1, PT-2)를 裝입하기로 하고 燃料펠레트(pellet)는 燃料製作의 研究을 계속해 온 國內 5社(日立, 東芝, 三菱, 古河電工, 住友電工)가 分擔製作하고 被覆管은 美國으로부터 輸入하여 사용하였다. 그러나 輸入管의 일부는 不良한 것이 있었기 때문에 이分은 1957년이래 製造研究를 계속해 온 國內 2社(住友金屬, 神戶製鋼)의 제품을 사용하였다. 이 集合體 2개 合計 72個의 燃料棒을 JPDR-1에 裝하하였는데 1965~68년 사이에 이 燃料가 3000MWD/T 연소하였을 때 水素化物破損이 發生하였다. 이에 대해서는 별도로 얻은 知識에 의거해서 水分을 엄격히 콘트롤하였더니 그후 이 종류의 破損燃料는 發生하지 않게 되었다.

한편 國產의 燃料펠레트에 관해서 JPDR-Ⅱ의 조건 하에서의 舉動을 조사하기 위해서 日本은 OECD의 Halden Reactor Project에 참가하여 1967년 이후 計裝付의 4개의 燃料集合體(3×3)를 14,500MWD/T까지 照射하였다. 이 結果를 감안해서 JPDR-Ⅱ 初裝荷燃料가 최종적으로 設計되어 全數 72集合體가 國內에서 製造되었다. 集合體型式은 正方形配列로서 JPDR-1의 燃料體는 6×6型이었으나 JPDR-Ⅱ의 그것은 7×7型이

다. JPDR-Ⅰ는 이 國產燃料를 全爐心에 裝荷하여 1972년 臨界에 도달하였으나 그후 壓力容器 뚜껑 內面의 스텐레스鋼라이닝에 균열이 發見되었기 때문에 JPDR의 운전에 安全規制上의 制限이 加하여져서 궁극적으로 2.5萬 KW의 全出力을 내지 못하고 끝났다. 이 爐는 發電用輕水爐 廢爐의 練習臺로서 금후 除染 解體의 試驗에 제공되는 것으로 되어있다.

日本의 商業用發電爐의 최초는 1966년에 움직이기 시작한 Calder Hall型인 CO₂가스爐, 金屬 우란燃料의 東海 1號 機였으나 輕水爐의 최초는 1970년 봄부터 움직이기 시작한 敦賀 1號機(34萬KW, BWR)이다. PWR로서는 關西電力 美濱 1號機(34萬KW)가 同年末에 運轉을 개시하였다. 筆者는 이들 최초의 發電爐의 安全審査에 있어서의 核燃料의 檢討에 참여하였다.

그리하여 1981년말 현재의 日本의 原子力發電爐는 표 1과 같이 前記 Calder HHall型과 自主開發의 新型 轉爐(ATR) “普賢”을 포함해서 24基, 電氣出力은 約 1700萬KW에 달하며 日本의 全發電量에서 차지하는 率은 設備로 12%, 電力로 16%가 된다. 이들 日本의 輕水爐의 燃料는 당초 美國의 GE社(BWR), W社(PWR)製의 輸入品이었으나 순차 國產한 것이 使用되어 BWR 燃料에 관해서는 日立, 東芝 그룹과 GE社의 合資인 JNF(Japan Nuclear Fuel), PWR燃料에 관해서는 三菱 그룹과 W社의 合資인 MNF(Mitsubishi Nuclear Fuel), 이외에 ATR, PWR, BWR의 燃料 製造者로서 住友電工—古荷電工의 合資에 의한 NFI(Nuclear Fuel Industry)의 3社가 있어 현재 輸入 核燃料集合體는 없어졌다. 표2는 1982년 9월의 IAEA 주최의 Nuclear Power Experience의 國際會議에 IAEA의 燃料專門家 그룹(IWG-FPT)이 報告한 水爐(重水爐를 포함하기 위해서 이렇게 부르고 있다)燃料메이커 別로 1980~1981년중에 爐에 裝荷한 燃料에 대한 Leak

* 韓國에너지研究所 大德工學센타에서의 招請講演한 것임.

表 1. 日本의 原子力發電所一覽(運轉中, 1982年)

國名	名稱	所在地	電氣出力 (...kW)		爐型式	發注	着工	臨界	運轉	所有者
			net	gross						
日本	普賢(原型爐)	福井縣敦賀市	—	16.5	ATR	1967	1970.10	1978.3.20	1979.3.20	動燃事業機
	福島第一-1	福島縣雙葉郡大熊町	43.9	46	BWR	1966	1966.12	1970.7.19	1971.3.26	東京電力
	福島第一-2	福島縣雙葉郡大熊町	76	78.4	BWR	1967	1969.5	1973.11.15	1974.7.18	東京電力
	福島第一-3	福島縣雙葉郡大熊町	76	78.4	BWR	1969	1970.10	1974.8.3	1976.3.27	東京電力
	福島第一-4	福島縣雙葉郡大熊町	76	78.4	BWR	1971	1972.9	1978.1.28	1978.10.12	東京電力
	福島第一-5	福島縣雙葉郡雙葉町	76	78.4	BWR	1969	1971.12	1977.7.3	1978.4.18	東京電力
	福島第一-6	福島縣雙葉郡雙葉町	106.7	110	BWR	1971	1973.5	1979.1.18	1979.10.24	東京電力
	福島第二-1	福島縣雙葉郡橋葉町	106.7	110	BWR	1976	1975.11	1981.6.17	1982.4.20	東京電力
	玄海-1	佐賀縣東松浦郡玄海町	52.9	55.9	PWR	1969	1971.3	1975.1.28	1975.10.15	九州電力
	玄海-2	佐賀縣東松浦郡玄海町	52.9	55.9	PWR	1976	1976.6	1980.5.21	1981.3.30	九州電力
	濱岡-1	靜岡縣小笠郡濱岡町	51.5	54	BWR	1969	1971.3	1974.6.20	1976.3.17	中部電力
	濱岡-2	靜岡縣小笠郡濱岡町	81.5	84	BWR	1972	1974.3	1978.3.28	1978.11.29	中部電力
	伊方-1	愛媛縣西宇和郡伊方町	53.8	56.6	PWR	1972	1973.6	1977.1.29	1977.9.30	四國電力
	伊方-2	愛媛縣西宇和郡伊方町	53.8	56.6	PWR	1977	1978.2	1981.7.31	1982.3.19	四國電力
	美濱-1	福井縣三方郡美濱町	32	34	PWR	1966	1967.8	1970.7.29	1970.11.28	關西電力
	美濱-2	福井縣三方郡美濱町	47	50	PWR	1967	1968.12	1972.4.10	1972.7.25	關西電力
	美濱-3	福井縣三方郡美濱町	78	82.6	PWR	1971	1972.7	1976.1.28	1976.12.1	關西電力
	大飯-1	福井縣大飯郡大飯町	112	117.5	PWR	1970	1972.10	1977.12.2	1979.3.27	關西電力
	大飯-2	福井縣大飯郡大飯町	112	117.5	PWR	1970	1972.11	1978.9.14	1979.12.5	關西電力
	島根-1	島根縣八束郡鹿島町	43.9	46	BWR	1966	1970.2	1973.6.1	1974.3.29	中國電力
	高濱-1	福井縣大飯郡高濱町	78	82.6	PWR	1969	1970.4	1974.3.14	1974.11.14	關西電力
	高濱-2	福井縣大飯郡高濱町	78	82.6	PWR	1970	1971.2	1974.12.20	1975.11.14	關西電力
	東海-1	茨城縣那珂郡東海村	15.9	16.6	GCR	1959	1960.1	1965.5.4	1966.7.25	日本原電
	東海-2	茨城縣那珂郡東海村	108	110	BWR	1971	1973.6	1978.1.18	1978.11.28	日本原電
	敦賀-1	福井縣敦賀市	34.1	35.7	BWR	1965	1966.4	1969.10.3	1970.3.14	日本原電
	*動力試驗爐 (JPDR-I)	茨城縣那珂郡東海村	1.2	1.25	BWR	—	1960.12	1963.8.22	1963.10	日本原研

* “日本에서의 輕水爐核燃料의 研究開發”의 첨부 자료임 편집자 註

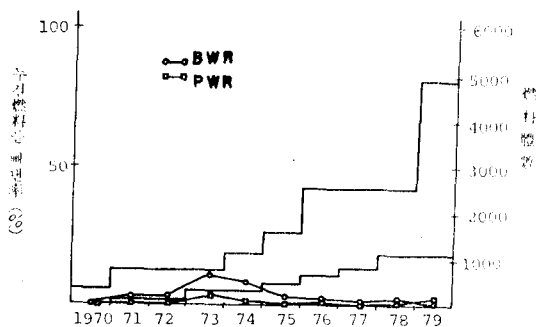


그림 1. 定檢時 Sipping에 의하여 누설의 의심이 가는 燃料로서 配넨 實績

* 배넨率 = $\frac{\text{누설의 의심이 가서 配넨 燃料集團體數}}{\text{總燃料集團體數}}$

의 發生率을 비교한 것이다. 日本製 燃料은 8×8型的 BWR燃料가 1982년 여름까지 約50萬개 裝荷되었으나

1개도 leak가 없는 것을 위해서 世界最低의 leak發生率을 나타내고 있는데 오늘날까지의 經緯를 나타내면 그림 1과 같다.

이것은 1970~80년의 11년간의 실적을 나타낸 것으로 右側의 縱軸은 燃料集團體의 數인데(이것이 단계적으로 차차 증가하고 있는 것은) 지금까지 使用한 日本의 燃料集團體의 總數가 차차 증가해서 1979년에는 약 5000體에 달했다는 것을 보여주는 것이다. 燃料集團體 5000體에 포함되어 있는 燃料棒의 數는 燃料集團體 1體당 PWR의 경우 200개 燃料棒, BWR의 경우 數 10개가 되기 때문에 數 10萬개의 燃料棒을 使用한 것이 되어서 상당한 數의 經驗을 얻게 되었다. 그림에서 밑의 ○표 또는 △표를 연결한 線은 每年 1회의 定期檢査때 燃料棒의 配넨 率의 結果는 별도로 燃料가 破損 또는 變形되었기 때문에 그대로 使用해서는 좋지 않다고 판단되어 配넨 燃料集團體의 數이다. 이것이 1973~74년을

表 2. Summary of Water Reactor Fuel Performance in the Operating Period 1980-81 for Commercial Fuel Manufactured after 1973 (IAEA IWG-FPT) Sept 1982.

Supplier	Number of Rods in Operation	Number of Leaking Rods	Per Cent Leaking Rods Per Year	Notes (See below)	
USA:	B&W	294,736	24	0.008	c, g
	C-E	234,810	13~22	0.006~0.009	c, g, h
	ENC	320,122	30(2)	0.005 (0.001)	a, d
	GE	1,302,000	~130	0.01	b, g
	W	902,000			i
Europe:	A-A	238,000	3	0.001	
	BNFL	22,300	23	0.1	f
	FGA	1,007,696	19	0.002	c
	KWU	420,000	9(7)	0.002	a
Japan:	JNF	347,445	0	<0.0003	c
	MNF	290,553	4	0.001	
	NFI	26,500	1	0.004	
Canada:		2,500,000	252	0.005	d, e
USSR:					i

Notes: The number of leaking rods is in several cases best estimates and not all suppliers have selected to distinguish between failures from fuel and from external causes.

(a) Figures in brackets exclude fuel failures from external causes such as baffle jetting.

(b) Includes only fuel rods of 8×8, 8×8 R and 8×8 RP.

(c) Based on 1981 only.

(d) Based on discharged fuel, determined by sipping to be leaking.

(e) Number of leaking rods based on a two-year period.

(f) Number of rods in operation since 1973.

(g) Determined by sipping and if no sipping was performed, estimated from coolant or off-gas activity levels.

(h) Range corresponds to uncertainty resulting from unidentified leakers in cores containing also fuel supplied by an other vendor.

(i) No complete information was provided by the supplier.

경계로 해서 대폭 감소하고 있어 최근에는 공업적으로
零으로 봐도 좋다는 것을 注目할 만한 일이다.

이때까지의 10년을 돌이켜보면 처음 數年은 外國의
輕水爐에서 초기에 일어난 것과 같은 破損이 있어 水
素化合物破損이 일어나 破損位置로부터 水分이 들어가서
부근을 하얗게 한다든지 또는 内部側에 水分이 있어
그것이 지르칼로이 被覆管을 부식하여 破損된 것이 아
닌가 하고 생각되는 것도 초기에는 존재하였다. 그러
나 그 당시의 破損燃料중 Bowing된 것은 外國에 가지
고 가서 시험한 것은 있지만 보통의 破損燃料을 장래
의 공부를 위해 照射後試驗을 하는 것은 施設도 없었
기 때문에 할 수 없었다.

1979년 이래는 原研(JAERI) 東海의 實用燃料의 照
射後試驗施設이 가동되고 있기 때문에 현재는 實用한
후의 燃料集合體를 여기서 조사할 수 있다. 前記 IAEA
의 IWG-FPT가 1982년 9월의 國際會議에 제출한 報告
書를 보면 BWR燃料의 경우 그 型式이 7×7, 7×7R,
8×8, 8×8R, 그리고 최근의 8×8RP(日本의 이 型은
8×8RJ라고 부르며 금년 가을부터 生産에 들어간다)까

지 바뀌어지는 동안 Leak發生率이 1%부터 0.1, 0.01,
0.001~로 1/1000 정도로 低下된 것이 나타나 있는데
이렇게 低下된理由로서는 1) ECCS基準과의 관계에서
線出力密度를 낮추어 細徑의 燃料棒 多數筒를 묶은
8×8型으로 바뀌어진 것

2) 運轉者側에서 완만하게 出力을 올리는 運轉(예를
들면 BWR에서 PC 10 MR)을 함으로써 燃料를 부드럽
게 使用하는 쪽으로 바꾼 것의 두가지로 들 수 있을
것이다.

이 경향은 BWR, PWR양쪽이 같지만 冷却水의 溫
度條件이나 爐水化學條件이 다르기 때문에 差異가 있
다. 日本의 輕水爐의 前半 5年間에서는 BWR燃料은
Crud가 많이 붙어 赤煉瓦色으로 되어서 Leak의 發生率
은 PWR燃料보다 많았지만 Bowing의 變形은 볼 수 없
었다. 이에 비해서 PWR燃料은 日本에서 당초부터 高
pH의 물管理를 채용한 것도 있어 Leak燃料은 적었고
Crud도 생기지 않았다. 그 대신 PWR燃料에서는 偏
平化(Collapse)와 Bowing이 생겼다. 이 외에 PWR 燃
料에는 배플(Baffle)板의 틈 사이로부터 噴出流(Jetting

表 3. 定期檢査에서 燃料棒 Bowing에 의한 交替한 燃料體數

年	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56
美 濱 1	0	—	0	0	—	—	—	—	0	0	0*
" 2	—	—	16	—	8	13	—	0	0	0	0
" 3	—	—	—	—	—	—	0	0	0	0	0
高 濱 1	—	—	—	—	7	—	—	0	0	0	0*
" 2	—	—	—	—	—	0	—	0	0	0	0*
大 飯 1	—	—	—	—	—	—	—	—	0	0	0
" 2	—	—	—	—	—	—	—	—	0	0	0
玄 海 1	—	—	—	—	—	—	—	—	0	0	0
伊 方 1	—	—	—	—	—	—	—	—	0	0	0

* 印는 表 1과 같음

Flow)에 의한 振動으로 破損된 例가 생겼는데 이것은 爐體의 設計側의 改良으로 對處하여야 할 문제이고 燃料의 設計측에서 配慮해야 할 必要는 없는 것으로 생각되며 日本에서는 이런 생각으로 對策을 세우고 있다.

PWR燃料의 變形에 대해서 日本에서 여러가지 研究를 한 結果 우선 燃燒時 高密度化하기 어려운 펠레트를 만드는 技術이 개발되었다. 이 때문에 펠레트 燃料棒의 頂부분에서 被覆管에 걸려도 펠레트 스택크(Pellet Stack)의 收縮에 의하여 펠레트의 틈 사이가 그렇게 길게 비는 것은 없어졌다. 豫加壓燃料棒으로 해서 헬리움의 內壓을 전보다도 올려 32氣壓 정도로 하면 運轉溫度에서는 2 倍정도의 內壓이 걸리기 때문에 內外壓의 差가 減少하니 크리프(Creep)로 燃料被覆管이 內部쪽으로 오므라져 들어가는 現象은 줄었다. 이 두 對策에 의해서 日本에서는 扁平化가 일어나는 일은 없어졌다.

Bowing 문제에 관해서는 美國에서는 그리 重視하지 않았지만 日本에서는 이것을 重視해서 대단히 열심히 研究했기 때문에 국제적으로도 日本의 研究는 注目받고 있다. 被覆管의 偏肉이라든가 品質의 管理도 重要하지만 최초의 W社設計의 PWR燃料에서는 支持格子(Supporting Grid)의 스프링의 힘이 지나치게 강한 것이 主因이라고 당초부터 筆者는 생각하고 日本의 燃料工場에서는 스프링을 弱하게 하기로 하였더니 이 조치를 취한 交替燃料부터 확실히 Bowing은 感少해서 표 3과 같이 1978年 이래 有效(Significant) Bowing(正規間隔의 50%이상 가까워진 것) 때문에 빼내는 PWR燃料은 없어졌다.

日本에서 筆者등은 全燃 Bowing에 관한 經驗이 없을 동안은 安全性을 重要視하는 입장에서 우선 有效 Bowing을 나타내는 것을 發見하는 경우는 빼내기로 하고 Bowing의 發生機構와 이것이 燃料의 舉動에 미치는 影響을 충분히 究明하여 理解가 증가되면 그에

따라 빼내는 基準을 완화하려고 생각하였다. 이 때문에 1973년에는 빼낸 燃料集合體가 16개 있었다. 橫軸에 燃燒度를 취하고 縱軸에 Bowing의 정도를 취해서 前述의 Bowing의 進行과 燃燒度의 關係를 豫想되는 構機에 의거해서 계산하여 曲線을 그려 보았다. 燃料棒의 接근이 50%이하의 경우는 그대로 다음 사이클 동안도 原子爐內에 남기 때문에 그 틈 사이의 變化를 이후 每年 측정해서 經年데이터를 얻어 가면 Bowing의 進行을 알 수 있다. 이 때문에 틈 사이 측정제이지가 특히 개발되었다.

이 結果를 前記의 계산으로 作成한 Bowing의 豫想 曲線과 비교해 보면 실제의 Bowing정도의 데이터는 항상 밀도는 것이 확인되었다. 즉 이 Bowing의 豫測式은 실제보다도 Bowing을 과다하게 豫想한 安全한 쪽인 것을 알았기 때문에 이 豫想에서도 다음 한 사이클 중에 접촉안하기로 되어 있는 것은 실제로 接觸할 리가 없다고 믿어도 좋다고 생각된다. 이런것은 계속 사용해도 좋은 것으로 판단되지만 확실히 하기 위해서 餘裕있게 85%까지 가까워질 것 같다고 豫想되는 경우의 곳에 線을 그어서 그 이상 Bowing된 것은 빼낸다는 基準으로 改正하였다.

한편 새는 核燃料가 너무 생기지 않기 때문에 爐水의 放射能濃度가 低下되어 왔다. 燃料工場에서 취급할 때 燃料棒表面에 二酸化우라늄의 분말이 조금 붙어 있는데 日本의 核燃料工場에서는 外國製의 것보다 훨씬 表面을 깨끗이 하는 努力을 했기 때문에 爐水의 汚染도 줄었다. 전술한바와 같이 새는 核燃料가 줄어든 것과 때를 같이해서 日本의 輕水爐에서는 爐水의 放射能濃度가 현저하게 低下되어 I-131濃度를 $\mu\text{ci}/\text{cc}$ 로 표시하면 外國의 $10^{-2} \sim 10^{-3}$ 에 비해서 日本은 보통 10^{-5} 으로 1/100이상이 낮아져 있다.

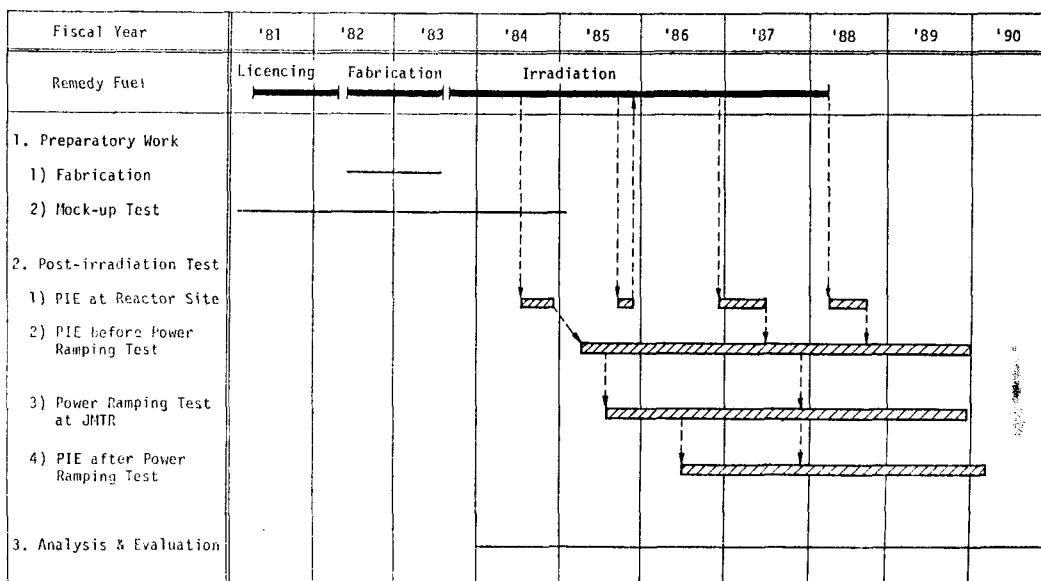
定期檢査時 核燃料體의 검사도 外國에서는 燃燒度라든지 기타事情으로 해서 비교적 加혹한 상황에 있을법

한 核燃料을 골라서 검사하여 그것이 健全하면 만 것도 健全한 것으로 생각하는 샘플링(Sampling)식을 취하고 있다. 이것에 비해서 日本의 경우는 어떠한 경험을 쌓을 때까지는 全數검사하는 것으로 하여온 結果 發電爐의 數는 美國보다 적지만 어떠한 全數검사를 하기 때문에 燃料의 檢査實績으로서는 대단히 分母의 數가 큰 統計를 얻을 수 있었다. 그래서 이것에 근거해서 최근에는 日本에서도 檢査方法을 바꾸었다. 즉 爐水의 放射能濃度を 運轉中 계속 감시해서 너무 有效(significant)한 變動도 없고 그러면서 十分 낮은 값을 유지하고 있을 때, 즉 국제수준으로 봐서 1/100이하의 낮은 수준을 계속 유지해서 安定되었을 때에는 우선 破損燃料은 없다고 보며 그러기 때문에 全數검사는 헛수고가 된다. 破損된 燃料에 큰 구멍이 있는지 또는 작은 구멍이 있는지를 조사하는 방법을 생각한 것도 筆者가 제일 먼저이다. 日本에서는 輕水爐의 최초로 停止한 후의 追加의 核分裂生成物(FP) 放出을 보게 되어 있다. 燃料被覆에 대단히 작은 구멍이 뚫려있으면 運轉中에는 外壓으로 뚜껑이 덮혀있는 것과 같이 되어 核分裂生成물이 나오지 않지만 爐를 停止해서 外壓이 低下되면 뚜껑이 벗겨지는 것과 같이 되기때문에 核分裂生成물이 燃料棒으로부터 방출된다. 그러나 이것과는 대조적으로 비교적 큰 구멍이 생겼을 경우는 이런現象이 없다. 運轉中에 물로 씻겨나가기 때문에 核分裂生成물이 다 放出되어서 停止한 후에도 새로이 별로 나오지 않는다. 따라서 停止된 후의 核分裂生成물의 追加放出의 정도를 보면 큰 구멍이 뚫려있는지 작

은 구멍이 뚫려있는지 어느程度 判斷할 수 있다. 즉 運轉하고 있을 때의 爐水中沃素의 농도와 停止하였을 때의 追加放出의 농도와의 雙方을 봐서 破損燃料의 狀況을 판단하는 것이다. 이들 생각을 근거로 해서 破損燃料은 거의 없는 것으로 생각될 때에는 全數 실험(Sipping)시험을 면제해 주기로 하고 1978년 여름경부터 우선 半정도를 시험하고 그후의 實績을 봐서 점점 檢査를 생략하는 方向으로 하기로 하였다.

發電爐燃料에 관해서의 知見을 깊게 하여 금후의 改良이나 새로운 設計를 自力으로 할 수 있게 하기 위해서는 國內의 研究爐에서의 燃料照射에 추가해서 Halden, Studvik, Risp, Battelle등의 國際計劃에 參加하여 그 데이터를 入手하는 努力을 기울여왔다. 이것과 병행해서 실제로 發電爐에 使用되고 있는 燃料의 燃焼度를 추적해서 内部組織이라든지 形狀變形등의 舉動에 관해서 諸因子를 조사하는 것이 必要하다. 이것은 醫學의 進歩를 위해서 病理解剖가 必要한 것과 마찬가지로인데 日本에서도 實用한 發電爐燃料體의 照射後試驗(PIE)을 할 수 있는 施設을 만들어주기를 희망한다는 提案을 1970年 “核燃料病院의 提唱”으로서 筆者가 제출하였다 이 제안은 다행이 實現되어 原研의 實用核燃料試驗施設이 東海에 1979년말부터 가동되었다. 또 같은 設備를 日本核燃料開發(株)에서도 가동해서 BWR燃料의 試驗을 수행하고 있다. (財)原子力工學試驗센터가 實施하고 있는 輕水爐燃料信賴性實證試驗에서는 BWR와 PWR의 燃料 各各을 보통으로 만든 것 중에서 10개의 集合體를 指定하여 그들을 만들 때의 데이터를 특히

表 4. BWR高性能燃料의 開發計劃



Note: Arrows show the transportation of the fuel specimen.

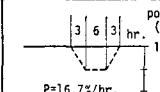
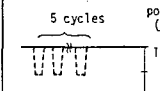
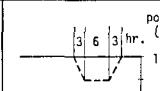
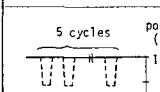
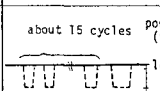
유의해서 잡아 놓고 이들 시설에서 照射後의 試驗을 하여 前後의 데이터를 함께 검토해서 燃料의 一生의 學動을 추정하고 있다. 여기서 얻은 結果와 日本製의 지르칼로이관을 처음 사용한 敦賀爐의 燃料에 관해서 PIE 結果를 1980년 가을에 IAEA總會의 專門家會議(東京)에서 報告하고 커다란 反應을 얻었다. 敦賀爐의 燃料의 國產計劃에 관해서는 筆者의 別稿에 자세히 보고되어 있다(文獻 4)

끝으로 輕水爐核燃料에 관한 今후의 課題에 관해서 언급하고자 한다. 全發電量에 대한 原子力發電의 比率이 높아져서 어떤 比率을 넘으면 지금까지와 같은 基底負荷당으로는 안되게 되고 晝夜의 負의 變動에 가깝게 따르는 電氣出力의 上下反復을 할 수 있도록 하는 必要가 있게 된다. 이렇게 하였을 때 燃料-被覆相互作用(PCI)防止 때문에 現在 취해지고 있는 出力上昇速度의 制限을 지켜가는 것은 困難하고 예를 들어서 50%出力으로부터 100%出力까지를 3時間정도로 올릴 수 있는 것등이 먼저 要求되게 된다.

이것은 1981년부터 國家의 計劃으로 된 10년計劃의 高性能燃料開發의 一面이다. 그 前에 벌써 國際計劃으로서의 出力急昇 Ramp試驗이라고 해서 여러가지 燃燒度까지 연소시킨 燃料棒에 갑자기 出力을 加해서 어디까지 被覆管이 破損되지 않는지를 조사하는 試驗이 수행되어 왔다. 瑞典의 Studsrk의 R-2爐를 사용한 國際計劃등이 이 例로서 日本에서도 JMTR에 新設의 BOCA

라고 하는 沸騰水캡슐(Capsule)을 사용한 研究가 上記 國家計劃의 一部로서 企劃되어 있다.

日本의 輕水爐의 今후의 發電利用의 양상에 응해서 이것에 가장 適合한 性能을 가진 燃料가 日本에서의 “高性能燃料”이지만 이 開發計劃은 以前부터 通產省에

Item	Power Plant	Contents of Test	
PRD-1	2 loop plant		to evaluate PCI (Pelled Clad Interaction) performance during simulating 12-3-6-3 load following.
PRD-2	2 loop plant		to evaluate 1) preconditioning at low power, 2) cycling effects.
PRD-3	4 loop plant		to evaluate first trial of PRD at a 4 loop plant.
PRD-4	4 loop plant		to evaluate 12-3-6-3 load following effects.
PRD-5	4 loop plant		to evaluate 1) 12-3-6-3 load following at repeated cycles, 2) weekly load following.

Note: — reactor power, - - - local power

表 5. PRD計劃(PWR高性能 燃料)

表 6. PWR高性能燃料의 開發計劃

Fiscal year	'81	'82	'83	'84	'85	'86	'87	'88	'89	'90
	2 loop plant PRD-1 PRD-2		4 loop plant PRD-3 PRD-4 PRD-5			Trial load-following				
CURRENT FUEL										
1. Preparatory Work On-site Profilometry	Fabrication Mock-up Test									
2. Post-irradiation Test at Reactor Site at Hot Laboratory										
3. Analysis & Evaluation										
REMEDY FUEL										
1. Preparatory Work Study of Remedy Fuel Fuel Fabrication			Licencing & Fabrication			Irradiation				
2. Post irradiation Test at Reactor Site at Hot Laboratory										
3. Analysis & Evaluation										

Note: Arrows show the transportation of the fuel specimen.

의하여 추천되고 있는 소위 “日本版輕水爐”를 目標로 한 改良標準化計劃의 一環이기도 하다. 이 內容은 BWR나 PWR나에 따라서 若干 다르다. 주로 制御方式의 相異에 기인한다. BWR에서는 出力 50%로부터 100%까지를 3時間정도로 올릴 수 있는 負荷追從을 現行設計대로의 燃料로 行하는 것은 어려운 것으로 생각되고 있기 때문에 처음부터 改良燃料의 候補를 검토하려는 것이다. 지금까지의 內외의 出力急昇(Power Ramping)試驗의 結果에 의해 銅의 鍍金層을 被覆管 內部측에 입히는 “銅層介在(Copper Barrier)法과 純도가 높은 지르코늄을 同時に Drawing으로 被覆管 內部측에 입히는 “지르코늄內張”(Zirconium Liner)法, 그리고 燃料펠레트의 中心部에 구멍을 뚫는 中空펠레트法의 세가지 方法을 후보로 하고 實機의 BWR(福島 3號機)에 사용해서 그 效果를 實證하는 計劃이다. 이 計劃은 이들 후보改良燃料을 넣은 短尺燃料을 연결해서 4m로 한 連接 燃料棒(Segmented Rod)을 보통의 燃料棒에 섞어서 組立한 供試燃料體를 爐心의 一部에 荷裝하여 所定期間 燃焼後 빠내어 各 短尺棒으로 解體하고 JMTR의 BOCA라고 부르는 艱술을 使用해서 出力急昇試驗을 한 다음 照射後試驗을 해서 改良效果를 확인하는 것으로 되어 있다. 그 日程表는 표 4와 같다

BWR의 경우와 대조적으로 PWR에서는 50~100% 出力을 3時間에 올리는 소위 12-3-6-3의 負荷追從이 現行設計의 燃料로도 가능한 것으로 판단하여 이것을 上下 出力으로 反復하는 試驗으로 實證되기 때문에 5 段階의 PRD(Power Ramping Demonstration) 試驗이라고 부르는 것을 표 5와 같이 計劃하고 있다. 그러나

將來의 14-1-8-1과 같은 急한 出力上昇에 대해서는 改良燃料이 必要하다고 해서 지르코늄內張法과 中空펠레트法을 그 候補로 하고 있다. 그러나 이 改良燃料에 관해서는 出力急昇試驗을 행하는 計劃이 아직 굳어져 있지 않다. PWR쪽의 計劃日程은 표 6과 같다.

이것들의 負荷追從運轉에 強한 燃料開發 外에 原子爐싸이클의 延長, 燃料棒의 燃焼度延長, Pu-thermal라고 하는 輕水爐燃料에의 플루토늄 添加에 관한 開發 研究도 수행되고 있다.

參 考 文 獻

1. Y. Mishima, "Japanese Safety-Related Fuel Behavior Study Perspective Invited Lecture", Proc. ANS-ENS Topical Meeting, Aug. 1981, Sunvalley, U.S.A.
2. Y. Mishima, "Japanese Safety-Related Fuel Behavior Study Perspective", NEN-ANSEN PE-2 (1982) NSRA
3. P. Knudsen et al, "Experience in Fabrication Technology and Performance of Water Reactor Fuel", IAEA International Conf. on Nuclear Power Experience, Sept. 1982, Vienna, Austria
4. Y. Mishima, "For the World's Best Cladding Tubes-Ten Years of Progress by Zircaloy Special Committee of JAPCO", Atoms in Japan, May, 1982.