

# 核燃料의 構造力學

金 炳 九

<韓國에너지研究所 大德分所·工博>

## 1. 核燃料 構造概要

原子力發電所의 核燃料은 原子爐心의 중앙에 위치하고 핵분열에 의하여 발생하는 막대한 열 에너지를 高溫高壓의 冷却水에 전달하여 더어빈 발전기를 돌리는 역할을 한다. 우라늄과 지르코늄 특수합금 재질로 이루어지는 核燃料集合體는 열하중, 압력하중, 진동, 마멸등을 수년간 原子爐心에서 견디어야 하는 특수부품이고, 특히 原子力發電所의 전수명기간동안 계속해서 교체되어야 하는 부품이기 때문에 原子爐의 다른 어떤 부품보다도 이의 완벽한 개발에 많은 노력이 경주되어 왔다.

우리나라는 1978년 古里 1호기의 가동을 효시로 古里, 月城, 靈光, 울진에 8기의 原子力發電所를 건설중에 있고 앞으로도 후속기의 착공이 계속될 전망이다. 爐型別로 보면 月城 1호기가 캐나다에서 개발된 加壓式 重水爐(pressurized heavy water reactor, CANDU型)이고 나머지는 미국에서 개발된 加壓式 輕水爐(pressurized water reactor, PWR型)이다. 이 두 爐型의 가장 큰 차이점은 天然우라늄과 濃縮우라늄을 각각 사용한다는 核週期上的 차이에 있고 따라서 核燃料集合體의 구조와 爐心管理상에는 큰 차이가 있다. 본 해설을 현재 우리나라에서 건설되고 있는 PWR型和 CANDU型 原子爐 核燃料를 중심으로 이들 각각의 構造, 設計, 材質上的 특성과 지금까지 밝혀진 核燃料 破損현상을 고찰

하고 이를 대비한 試驗評價분야를 검토함으로써 앞으로 다가올 核燃料 國産化 시대에 도움이 되리라 믿는다.

### 1.1. 構造 및 材質

原子爐心은 核燃料集合體와 制御棒集合體(control rod assembly)로 이루어져 있고 이들의 재질, 물량 및 형태는 핵분열반응을 가장 효과적으로 이루기 위하여 정밀하게 설계되어 있다. 표 1은 PWR와 CANDU 爐心구조물의 재질을 비교 분석한 것이다.

표 1 原子爐心 구조물의 材質 비교표.

부 품	PWR型	CANDU型
核燃料集合體 燒 結 體	세라믹 UO <sub>2</sub> (2-3% U-235)	세라믹 UO <sub>2</sub> (0.71% U-235)
피 부 관	Zr-4	Zr-4
가 연 성 독 물	B <sub>4</sub> C-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	—
프 레 임	Zr-4, Inconel 718	Zr-4
制御棒集合體		
中性子吸收體	AgInCd, B <sub>4</sub> C	Cd
피 부 관	304S.S.型	316S.S.型

核燃料設計의 기본목표는 發電所의 안전운전을 위한 規制요구사항과 核週期の 경제성을 동시에 만족하는데 있다. PWR型 核燃料集合體는 직경 1cm, 길이 4m의 가늘고 긴 지르코늄棒(rod)안에 우라늄 燒結體가 들어있고 이棒들이 정사각형으로 14×14(또는 설계에 따라 15×15, 17×17)꼴로 그림 1과 같이 배열되어 있다. 길고

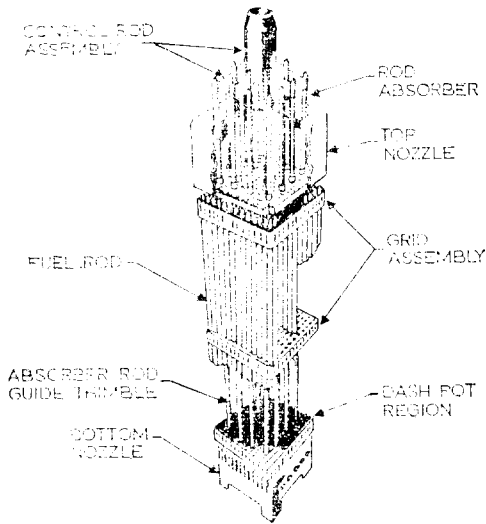


그림 1 PWR 核燃料集合體(Westinghouse 型).

휘청거리는 연료봉을 구조적으로 지탱하기 위하여 양끝에 노즐과 그 사이를 연결하는 制御棒集合體에 중간 격자집합체(grid assembly)가 부착되어 있다. 이 구조물의 재질은 中性子吸收단면적이 적은 Zircaloy-2 또는 Zircaloy-2 합금을 쓰

고 있으나 간혹 제작자의 설계에 따라 Inconel이나 스테인레스강이 쓰이는 수가 있다. 우라늄 燒結體는 U-235의 濃縮度가 2.25 w/o, 2.80 w/o, 및 3.30 w/o의 세종류가 있으나 한 集合體내에서는 모두 동일한 濃縮度의 우라늄으로 이루어지는 것이 특징이다.

CANDU 型 核燃料集合體는 직경 1.3cm, 길이 50cm의 비교적 짧은 지르코늄 棒안에 우라늄 燒結體가 들어 있고 37개의 봉이 4개의 동심원 상에 배열되어 그림 2와 같이 직경 10cm의 다발 모양을 이룬다. 우라늄 燒結體의 U-235 濃縮度는 初期爐心에만 사용되는 열화 우라늄(약 0.4 w/o)다발을 제외하고 天然우라늄(U-235 0.71%)을 사용하며 피복관, 스페이서, 경판(end plate), 베어링 패드(bearing pad)등의 구조물은 모두 동일한 Zircaloy-4 재질을 사용한다. 두 爐型의 核燃料구조에서 볼 수 있듯이 CANDU 型 核燃料은 구조가 단순하고 단단하여 제작과 취급상 PWR 型보다 용이하고 國産化가 수월할 것이나 낮은 燃燒度때문에 多量의 核燃料을 자주 갈아 끼워야 하는 번거로움이 있고 그 반면 정상出力

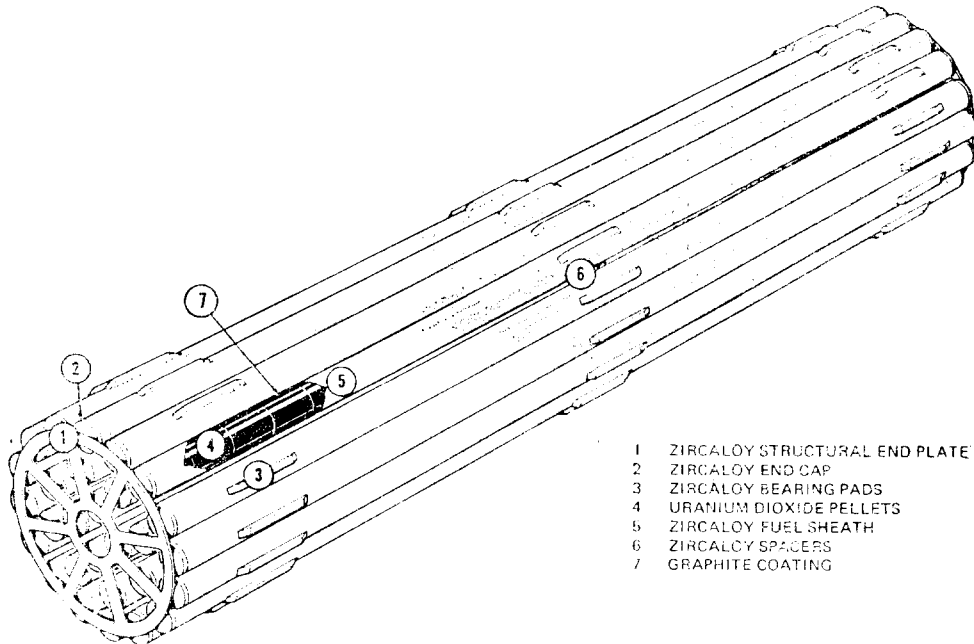


그림 2 CANDU 核燃料集合體.

가동중에 核燃料을 교체하게 되어 있어(on-power refuelling) 核燃料交替를 위하여 정기적으로 운전을 정지해야만 하는 PWR에 비하여 장점이 있다. 표 2는 PWR와 CANDU 核燃料의 기본설계치를 비교한 것이다.

核燃料구조물(피복관, 부착물등)은 주로 지르코늄합금인 Zircaloy-2와 Zircaloy-4로 이루어진다. 이 합금은 美해군연구전에 의하여 낮은 中性子吸收단면적과 300°C 이상의 冷却水 속에서 강한 耐蝕性 때문에 1950 년도에 개발되었다. 참고로 Zircaloy-2와 Zircaloy-4의 화학성분 비교표는 표 3과 같다. Zircaloy-4는 Zircaloy-2에 비하여 니켈성분이 없고 대신 철성분이 약간 높은 탓으로 高溫에서 腐蝕에 강하고 水素와의 반응도가 우수한 것이 특징이다.

표 2 核燃料의 기본설계치 비교표.

	PWR	CANDU (600MW)
소결체직경(mm)	9.0	12.15
소결체 l/d	1.0-1.3	1.35
소결체밀도(% TD)	94	95-98
피복관두께(mm)	0.6	0.38
연료봉외경(mm)	10.0	13.12
소결체-연료봉 gap(mm)	0.2	0.4
Fuel stack length(mm)	3700	48.03
Plenum length(mm)	200	1.5
연료봉내압(MPa)	2	≈1 atm
연료봉수/집합체	176(14×14) 264(17×17)	37
집합체폭(mm)	270	100
집합체수/로심	177~217	4560

표 3 Zircaloy-2와 Zircaloy-4의 성분비교표.

	Zircaloy-2	Zircaloy-4
주석(w/o)	1.20-1.70	1.20-1.70
철(w/o)	0.07-0.20	0.18-0.24
크롬(w/o)	0.05-0.15	0.07-0.13
니켈(w/o)	0.03-0.08	0
Total Fe+Cr+Ni	0.18-0.38	0.28-0.37
탄소(ppm)	80-300	80-300
산소(ppm)	900-1600	900-1600
Zr	balance	balance

### 1.2. 設計基準

우라늄燒結體를 내장하고 지르코늄합금으로 이루어진 核燃料棒은 內壓과 外壓을 받는 壓力容器로 간주되어 설계된다. 따라서 核燃料棒의 應力계산을 포함한 機械的 설계는 ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III Class 1 부품을 준하게 된다. 이는 高溫高壓 상태하의 原子爐부품중에서 가장 엄격하고 까다로운 壓力容器로서 재질, 설계, 제작, 시험등 전반에 걸쳐 해당 ASME Code의 적용을 받아야 한다. 정상 또는 비정상 하중상태하에서 燒結體와 피복관 사이에 발생하는 熱 및 機械的 응답치를 구하는 大型 전산프로그램들이 개발되어 ASME Code가 요구하는 이상의 상세한 核燃料겨동을 계산하고 應力報告書(stress report)를 작성하도록 되어있다.<sup>1)</sup>

核燃料集合體는 燃燒중에 받는 모든 內的, 外的 하중을 견디어 내도록 설계되어 있다. 그러나 예기치 못했던 피복관과 爐心환경(冷却材, 中性子束, 溫度등), 또는 격자나 스페이서같은 부품과의 상호관계를 피복관의 腐蝕, 變形 또는 마멸현상이 발생하고 궁극적으로는 방사성물질이 새어나올 수가 있다. 이와같이 燃料棒이 壓力容器로서의 구실을 상실하게 되면 核燃料가 소기의 燃燒度를 달성하기 전에 原子爐에서 꺼집어 내는 결과를 초래하게 된다.

### 2. 核燃料 破損현상

1960년대 이래 지금까지 商用發電所에서 태운 核燃料중에서 破損率은 극히 낮은 것으로 보고 되어 기본설계의 건전성을 입증하고 있다. 지금까지 보고된 核燃料破損에 의한 發電所의 稼動率 손실량은 PWR형이 1.5%, BWR(boiling water reactor)형이 7.0%로 가장 높고,<sup>2)</sup> CANDU형이 0.3%로 가장 낮은 率을 보여 주고 있다.<sup>3)</sup> 이 파손현상을 원인과 해결방안으로 정리하면 표 4와 같다.<sup>4)</sup> 표 4에 나타난 破損원인 중에서 PCI(pellet-clad interaction)와 腐蝕(cre-

표 4 核燃料破損 원인 및 대책.

원 인	PWR	CANDU	대 책
Zr hydriding	×	×	가공중 수분제거
농축도 오차	×		가공공장에서 연료봉의 $\gamma$ -scanning 수행
Clad collapse	×		Prepressurized cladding
Pellet densification	×	×	Stable pellet microstructure
부 식		×	Hot spot 제거
봉의 휨	×		Axial clearance, spacer 설계변경
P C I	×	×	1. 출력 증가율 낮춤 2. Fuel preconditioning 3. 소결체 설계변경 4. Graphite coating (CANDU)

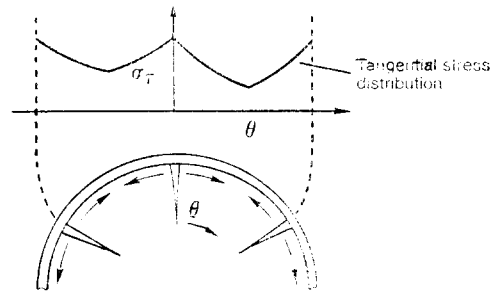
vice corrosion)문제를 제외한 나머지 원인들은 모두 核燃料의 설계 및 제작과정에서 발생했던 문제들로서 설계개량 및 품질보증 강화로 오늘 날엔 이 문제점들이 거의 교정된 것으로 보고되어 있다.

최근의 破損연구경향은 原子爐 운전방식, 특히 出力增減率에 따른 불규칙적인 PCI현상에 집중되고 있다. 이 현상은 PWR, BWR 및 CANDU를 포함한 모든 爐型에서 발생하고 있고 특히 BWR型 核燃料에서 가장 심한 것으로 나타나 있다.

### 2.1. PCI 破損현상

PCI 破損이라 함은 燃燒중인 核燃料의 燒結體와 피복관 사이에 발생하는 機械的, 化學的 상호작용으로 燒結體와 피복관이 균열되는 상태를 말한다. PCI 破損이 발생하는 주요함수는 운전 중의 절대 出力值, 出力增加率, 出力변화경력 및 核燃料의 燃燒度이고, 또한 일정 수준이하의 出力值에서는 PCI 破損이 전혀 발생하지 않는 것으로 나타났다.

PCI 현상을 이해하기 위하여 燃燒중인 燒結體의 균열형태를 이상화하면 그림 3과 같다. 초기에 원주형이던 燒結體가 방사능과 열을 받아 양 끝이 벌어지는 소성변형을 하게 되고 따라서 양 끝과 맞닿는 피복관 부위에 응력집중현상이 걸리게 된다. 이 응력이 과대하면 機械的 상호작용으로 방사능照射된 피복관의 파열이 발생하는 것으로 추측되어 초기에는 이를 PCMI(pellet-clad



STRESS DISTRIBUTION OVER CRACKED FUEL PELLETS

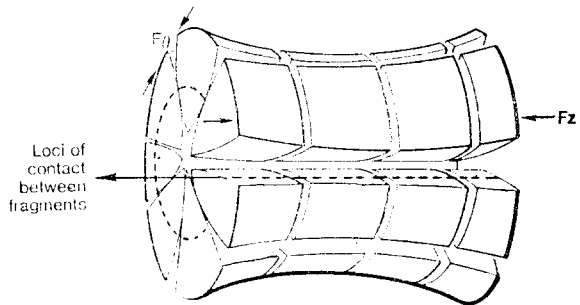


그림 3 燃燒중인 燒結體의 이론적 균열변형 상태와 피복관의 응력분포도.

mechanical interaction)현상이라고 문헌에 보고되었다. 그러나 추후의 연구결과로 燒結體와 피복관 사이의 공간을 채우는 核分裂性기체가 피복관에 미치는 영향도 중요한 것으로 판명되어 PCI는 機械的, 化學的 복합적인 현상으로 나타났다. 이 현상은 金屬學에서論하는 應力腐蝕균열(SCC, stress corrosion cracking)현상의 범주에 속하므로, PCI에 의한 核燃料棒 파손은 지르코늄 피복관의 SCC 현상임이 正說로 인정되었

다. 지르코늄 피복관의 내벽에서부터 應力腐蝕 균열을 일으키는 臨界應力  $\sigma_{th}$ 는 다음 4가지 재료특성의 함수임이 밝혀졌다.<sup>5)</sup> 즉, 照射된 지르코늄재질의 항복응력  $\sigma_y$ , 化學的 腐蝕이 시작되는 부위의 소성 변위를  $\epsilon_s$ , 나머지 균열이 발생하는 부위의 소성 변위를  $\epsilon_f$ 와 두 소성부위의 면적비  $q_f$ 로 나타낸다. 이들 함수의 관계를 수식으로 표현하면

$$\frac{\sigma_{th}}{\sigma_y} = 3q_f \left(1 - \frac{\epsilon_s}{\epsilon_f}\right) + \frac{\epsilon_s}{\epsilon_f}$$

여기서 실험결과  $\epsilon_s/\epsilon_f < 0.1$ ,  $0.1 < q_f < 0.3$ 으로 나타나 臨界應力  $\sigma_{th}$ 이 항복응력  $\sigma_y$ 보다도 작게 나타나는 결과를 보여주었다.

이와같이 PCI 문제는 商用發電所가 大型化되고 核燃料설계가 성숙기에 접어든 1970년대부터 본격화되었고 특히 爐型에 관계없이 PWR, BWR, CANDU 등 모든 原子爐에 공통적으로 발생하는 문제이기 때문에 그 원인규명과 대책수립에 원자로개발 선진국들의 지대한 관심이 되어왔다. 지금까지 알려진 해결책은 核燃料자체의 설계를 개선하는 방안과 原子爐 운전조건을 개선하는 방안으로 나누어진다. 설계상의 변경을 요하는 방법에는 피복관의 응력과 燒結體의 온도를 낮추고 核分裂性기체의 생성을 제어하기 위하여 燒結體의 모양을 단순 원주형에서 가운데 구멍이 뚫린 環形 모양등이 연구되고 있다. 또한 CANDU 核燃料은 피복관과 燒結體간의 열전달을 원만하게 하기 위하여 피복관 내벽에 흑연 코우팅을 시도한 것이 성공적으로 판명되었다. 發電所 운전상의 개선책으로는 核燃料에 걸리는 하중을 줄여주기 위하여 出力增減을 할 때에 가능한 한 制御棒의 사용을 억제하고 대신 冷却水の 봉소량 조절로 대체하는 방안이 제안되고 있다.

### 3. 核燃料의 試驗評價

새로운 核燃料이 설계되거나 기존 核燃料의 설계가 변경될 경우에는 시제품 핵연료가 商用原子爐에 장전되기 전에 일련의 품질 및 성능에 대한 시험평가과정을 거치는 것이 상례이다. 核燃

料 시제품에 대한 각종의 실증시험들은 크게 방사능이 없는 상태의 爐外實證試驗과 核分裂이 일어나는 상태의 爐內實證試驗으로 나누어 진다.

#### 3.1. 爐外實證試驗(out-of-pile test)

爐外實證試驗이란 원자로 1차 계통과 같은 온도, 압력 및 유체조건을 모의하는 高溫流體試驗장치(hot test loop)를 주로 사용하여 방사능이 없는 상태하에서 核燃料의 기계적 특성과 품질을 실증시험하는 것이다.<sup>7)</sup> 방사능이 없는 상태의 시험이기 때문에 비교적 시험의 수행과 접근이 용이하여 새로운 核燃料의 설계치를 평가하고 爐內實證試驗을 수행하기 이전의 예비시험으로 사용된다. 또한 기존 核燃料 설계의 핵특성과는 무관하게 기계적 특성만이 바뀌었던가 제작자 또는 소재공급자가 바뀌었을 경우 시제품의 기계적 건전성을 확인하기 위하여 이 시험을 수행한다. 일반적으로 수행하는 爐外實證試驗항목에는 다음 세가지가 있다.

##### 1) 壓力降下시험

핵연료가 1차냉각계통의 열수력적 특성을 만족시키기가 보기 위하여 유체조건을 바꾸어가며 냉각수 입구와 출구에서 압력차이를 측정한다.

##### 2) 마멸 및 腐蝕시험

1차냉각수의 흐름에 따라 핵연료봉과 봉사이, 또는 봉과 인근 구조물간에 마멸현상이 일어나고, 냉각수 水質과 지르코늄피복관의 금속적 특성으로 접촉부위에서 腐蝕현상이 일어난다. 이에 대비한 설계한계치에 만족하는가를 보기 위하여 수천시간씩 고온유체시험장치에서 실물시험한다. CANDU 核燃料의 경우 核燃料에 인접한 壓力管 내벽의 마멸과 접촉부위의 腐蝕문제는 이 시험에서 철저히 규명된다.

##### 3) 振動 및 충격시험

核燃料棒은 가늘고 긴 보의 형태로 이루어져 있어 유체흐름에 의한 棒의 진동은 심하게 되면 피복관의 파열과 방사성물질의 누출을 초래하게 된다. 지진하중 또는 핵연료 장전시 받는 충격하중도 견디어야 하므로 구조적 動特性和 強度試驗을 수행한다. 이 분야는 비단 核燃料뿐 아

나라 가늘고 긴 管의 파손이 심각한 문제로 부각된 열교환기의 傳熱管 진동을 포함한 flow induced vibration(유체유동에 의하여 유도되는 진동)의 實證試驗으로 수행한다.<sup>5)</sup>

### 3.2. 爐內實證試驗(in-pile test)

爐內實證試驗은 中性子束이 發電所爐心보다 같거나 높은 材料試驗爐(material testing reactor)를 사용하여 시제핵연료의 試片 또는 集合體를 직접 연소하면서 수행하는 시험이다. 특히 핵연료파손의 가장 큰 원인인 PCI 현상을 모의하기 위하여 出力增減을 임의로 할 수 있는 試驗爐가 활용된다. 일단 試驗爐에서 타고나온 시제핵연료는 照射後試驗시설(post irradiation facility, hot cell)로 보내져서 핵연료의 燃燒度를 비파괴 시험으로 측정하는 성능평가와 파손원인 규명을 위한 금속학적 파괴시험으로 나누어진다.

앞으로 국내 자체기술로 核燃料의 국산화가 이루어지고 나아가서 改良型 核燃料를自力으로 설계하기 위하여는 상기한 試驗評價능력이 국내에 축적되어야 한다.

### 참 고 문 헌

1. H. Freeburn, et. al., LWR Fuel Rod Modeling Code Evaluation, EPRI NP-369(March 1977).
2. R.H. Koppe & E.A. Olson, Nuclear and Large Fossil Unit Operating Experience, EPRI NP-1191 (Sep. 1979).
3. R.D. Page, Canadian Power Reactor Fuel, AECL Report 5609, p.34(1977).
4. M. Levinson & E. Zebroski, "The Nuclear Fuel Cycle", Annual Review of Energy, Vol. 1, pp.645-674(1976).
5. J.T.A. Roberts, Structural Materials in Nuclear Power Systems, Plenum Press, p.72(1981).
6. C.L. Mohv, et. al., PCI Fuel Failure Analysis, Pacific Northwest Laboratory, PNL-2755, NUREG/CR-1163(December 1979).
7. H. Lee, et. al., Nuclear Engineering Test & Evaluation Center and Conceptual Design of Hot Test Loop, KAERI/262/RR-116/79(1979).
8. H. Lee, "Dynamic Characteristics of Fuel Rods", J. of the Korean Nuclear Society, Vol. 12, No. 4 (December 1980).

## 大韓機械學會 論文集 購讀 申請案內

大韓機械學會 論文集은 1977 年度 부터 學會誌와 分離하여 發行하고 있음을 會員 여러분께서는 잘 알고 계실 것으로 思料됩니다.

學會誌는 會費를 納付한 會員에게 無料로 配布하여 드리고 있으나, 論文集은 購讀 申請을 받아 申請한 會員에 限하여 配布하오니 分會를 통하거나 또는 學會에 直接 申請하시기 바랍니다.

1. 1982 년도 論文集 : 4 卷 發行
2. 1982 년도 論文集 購讀料 ; 5,000 원
3. 購讀申請 ; 本 學會 事務局에 書面이나 電話로 申請.
4. 購讀料納付 ; 直接 納付하거나 "대체계좌 508903 번" (우체국에서 불입하되 수수료는 학회부담)으로 納付.

※ 論文集은 卷當으로 購入하실 경우 2,000원이며, 今年度 以前 發行分도 卷當 2,000 원입니다.