



# 한국표준형 개량핵연료 (PLUS7™) 시범 집합체 1주기 원자로 내 연소 시험

최준형

한전원자력연료(주) 핵연료설계처 선임연구원



## 개요

국내 경수로용 핵연료는 1988년 까지 전량 해외 수입에 의존하였으나, 한전원자력연료(주)에서 설계 및 제조 기술을 도입하여 국산화를 성공한 이래 현재까지 모든 경수로 발전소에 전량 공급하고 있다.

국내 유일의 핵연료 제조 회사인 한전원자력연료(주)는 핵연료 개발 기술을 확보하기 위하여 과학기술

부의 지원을 받아 1999년부터 2002년까지 3개년에 걸쳐 미국 웨스팅하우스와 공동으로 한국표준형 원전에 상용 공급중인 핵연료에 비해 안전성 및 경제성이 향상된 개량 핵연료(PLUS7™)의 개발에 성공하였다.

개발된 PLUS7 연료의 특징을 살펴보면, 최적화된 혼합 날개를 도입하여 기존 연료 대비 10% 이상의 열적 성능을 향상시켰으며, 내부식성 및 크립 성능 등이 우수한 재질을 사용하여 영역 평균 연소도 55,00 0MWD/MTU 이상의 고연소도 성능을 확보하였고, 연료봉의 직경을 최적화하여 중성자 경제성을 크게 향상시켰다.

또한 핵심 부품인 지지격자의 설계 개선을 통한 내진 성능 및 내마모 성능을 향상시켰으며, 다중 이물질 여과 개념을 도입하여 핵연료의 건전성을 보다 증진시켰다.

한편 집합체 제조와 관련하여 핵심 용접 방법을 자체 개량하여 생산성을 크게 향상시켰다.

일반적으로 핵연료를 개량하여 상용 공급하기 위해서는 사용된 모든 부품 및 집합체에 대한 원자로 외 실증 시험을 통한 안전성이 필수적으로 확인되어야 한다. 또한 개량 핵연료의 상용 공급전에 통상적으로 4다발의 시범 집합체를 원자로에 장전하여 연소 시험을 통한 성능을 재확인 할 수 있다.

한편 원자로에서 연소된 시범 집합체에 대해 필요시 핫셀(Hot Cell) 시험을 통하여 성능 모델의 정확성을 검증할 수 있다.

본고에서는 한국표준형 원전에 장전되어 연소된 PLUS7 시범 집합체에 대해 국내 최초로 수행된 첫 번째 원자로 내 연소 시험 결과와 그 의미를 소개하고자 한다.

**원자로 내 연소 시험 현황**

원자로 내 연소 시험은 현재 사용 중인 핵연료의 중요한 설계 변경 혹은 새로 개발된 개량핵연료의 설계 검증 등을 위해서 양산품과 동일한 품질의 시범 집합체를 제작하여 원자로 내에 장전하고, 연소 완료시까지 지속적으로 성능을 검증하는 것이다.

이에 따라, 한전원자력연료(주)에서는 2000년 말에 PLUS7 시범 집합체 4다발을 원자로에 장전하여 연소 시험을 수행하였다.

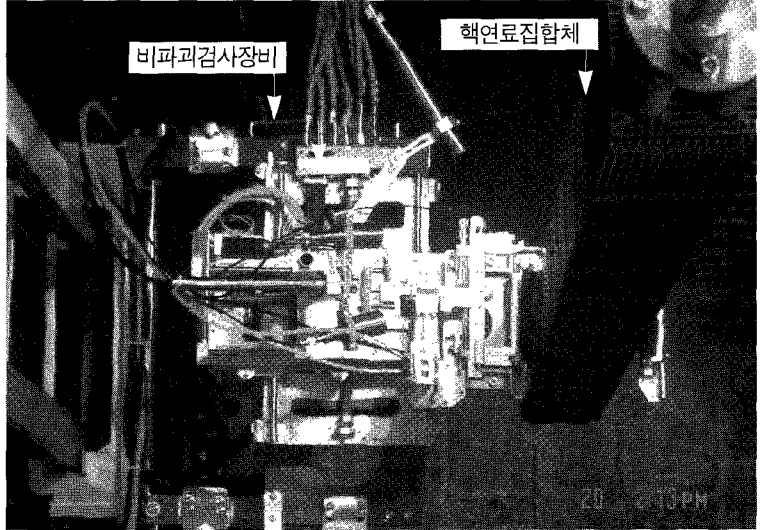
일반적으로 수행되는 원자로 내 연소 시험은 다음과 같이 나눌 수 있다.

- 원자로 내 계측기를 통한 출력 평가
- 냉각수 방사능 분석을 통한 손상 유무 평가
- 사용후 연료 저장조에서의 비파괴 검사
- 핫셀 시험 시설에서의 파괴 및 비파괴 검사

각 항목에 대해 간략히 살펴보면 다음과 같다.

**가. 원자로 내 계측기를 통한 출력 평가**

한국표준형 원전에서는 원자로심 내 중성자의 분포를 측정하여 원자로심의 출력 분포 및 침투 출력 인자 등을 확인하기 위하여 로듐(Rh-103) 재질의 고정형 노내 계



〈그림 1〉 저장조 내 비파괴 검사 장비

측기가 사용되고 있다.

측정된 중성자 분포는 PMS(Plant Monitoring System)에서 Snapshot File 형태로 전환되며, 원자로심의 출력 분포 및 침투 출력 인자 등의 계산에 활용된다.

**나. 냉각수 방사능 분석을 통한 손상 유무 평가**

가동 중인 원자로심 내 핵연료의 건전성을 평가하기 위해서는 1차 계통 냉각재로부터 검출된 방사성 핵종을 분석하는 방법이 널리 이용되고 있으며, 특히 Xe-133 핵종과 I-131, I-133, I-134, I-135 핵종 등이 주로 사용되고 있다.

즉 정상 출력 운전 상태에서 Xe-133 핵종이 제한치 이상으로 지속적으로 증가할 경우, 그리고 I-131

핵종과 I-133 핵종의 비율이 제한치 이상으로 증가되었을 때 핵연료봉이 손상된 것으로 판단한다.

또한 원자로 출력 감발 혹은 정지시에 Iodine 핵종 준위가 순간적으로 증가되는 경우에도 핵연료의 손상 징후가 있는 것으로 판단할 수 있다.

**다. 사용후 연료 저장조에서의 비파괴 검사**

상기에 언급한 출력 및 손상 여부 이외의 집합체 원자로 내 연소 성능을 평가하기 위해서는 집합체 및 부품의 치수 안정성 및 주변 구조물들과의 호환성을 점검해야 한다.

집합체를 구성하는 부품은 핵물질이 붕괴하면서 발생하는 중성자에 조사되면서 치수가 변하기 때문



〈표〉 PLUS7 시범 집합체 육안 검사 결과

육안 검사 항목	육안 검사 결과(PLUS7 시범 집합체 4다발)
집합체	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 집합체 외관 특이 사항 없음</li> <li>● 집합체 힌트, 비틀림 등 특이 사항 없음</li> <li>● 연료봉 간격 정상 유지</li> </ul>
상단 고정체	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 기계적 건전성 유지</li> <li>● 외관 특이 사항 없음</li> <li>● 스프링 건전성 유지</li> </ul>
지지격자	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 외부 지지격자관 안내 및 모서리 부위 정상 유지</li> <li>● 외부 지지격자 스프링 특이 사항 없음</li> <li>● 크러드 침착 없음</li> </ul>
하단 고정체	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 기계적 건전성 유지</li> <li>● 외관 특이 사항 없음</li> </ul>
연료봉	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 봉단 마개 용접 부위 건전성 유지</li> <li>● 피복관 외관 특이 사항 없음</li> <li>● 연료봉 힌트 특이 사항 없음</li> <li>● 크러드 침착 없음</li> </ul>

든 검사 작업을 마쳐야 하였기 때문에 검사 전 수 개월에 걸쳐 저장조 내 비파괴 검사에 대한 모의 시험을 수행하였고, 검사 공정도 최적화하였다.

**발전소 사용후연료 저장조 내 비파괴 검사**

발전소 사용후 연료 저장조에서 수행되는 비파괴 검사는 집합체를 해체하지 않은 상태에서 최외곽열 또는 내부열의 연료봉에 대해 수중 카메라 및 특수 측정 장비를 사용한 다(〈그림 1〉 참조).

이번에 수행된 사용후 저장조 내 비파괴 검사 내용을 좀 더 상세히 살펴보면 다음과 같다.

**1. 육안 검사**

시범 집합체의 1주기 연소 상태를 점검하기 위하여 고해상도를 가진 수중 카메라를 사용하여 육안 검사를 수행하였으며, 그 결과는 〈표〉에 제시하였다. 이 표에서 보듯이 시범 집합체 4다발은 모두 건전하게 연소된 것으로 나타났다.

**2. 집합체 조사 성장**

원자력 분야에서는 증성자에 의한 소재의 성장을 설계에 고려하여야 한다.

지르칼로이 합금의 경우 조사 성장을 통해 길이가 증가하기 때문에

에 그러한 변화를 정확히 예측하는 것은 대단히 중요하다.

따라서 1회 연소 후 집합체를 인출하여 집합체 및 연료봉의 조사 성장량, 상단 고정체와 연료봉 사이의 간격 (Shoulder Gap), 집합체의 휨량 및 비틀림량, 연료봉의 휨량, 지지격자 폭, 연료봉 직경 및 피복관 산화막 두께 등을 LVDT, 와전류 탐상 장비 및 영상 분석을 통한 제원 측정 장비를 사용하여 측정한다.

**라. 핫셀 시험 시설에서의 파괴 및 비파괴 검사**

사용후연료 저장조에서의 정밀 검사는 수 미터 아래 수중에서 이루어지고 일부 부품 제원 측정시에는 영상 분석 방법이 사용되기 때문에 핫셀 시험에 비해 상대적으로 정밀

도가 떨어질 가능성이 있다.

따라서 핵연료 성능 모델을 검증하기 위하여 핫셀 시험 시설에서의 파괴 및 비파괴 시험이 수행될 수 있다. 핫셀 시험 시설에서는 연료봉 내의 핵분열 기체량, 연료봉 내압, 피복관 및 소결체의 조직, 피복관의 수소화물 및 산화층 두께 등을 측정할 수 있다.

이번에 국내 최초로 수행된 PLUS7 시범 집합체에 대한 발전소 사용후 저장조 내 비파괴 검사는 산업자원부의 지원을 받아 프랑스 프라마투스사와 공동 개발한 검사 장비를 사용하였다.

또한 발전소에서 매 주기 운전 후 실시하는 약 한 달 정도의 계획 예방 정비 기간 중 단 48시간 동안 모

최종 연소도에서의 조사 성장 길이를 감안하여 초기 제원을 설계하여야 한다.

집합체의 길이가 과도하게 증가하면 원자로심 구조물에 무리한 힘을 가하게 되고 또한 집합체 자체도 휘어지게 되어, 원자로 내에서의 집합체 인출 및 장전에 어려움을 겪게 된다. PLUS7 핵연료의 경우 조사 성장이 작은 재질을 채택하였다.

1주기 연소된 PLUS7 시범 집합체의 길이 변화량 측정은 수중 카메라가 사용된 영상 제원 측정 방법이 이용되었다. 이 방법은 집합체를 기중기에 매단 상태에서 수중 카메라가 상하부로 이동하면서 부착된 엔코더를 이용하여 길이 변화량을 측정하는 방식이다(〈그림 2〉 참조). PLUS7에 대한 길이 변화량 측정 결과, 설계값과 잘 일치한 것으로 평가되었다.

### 3. 집합체 휨량 및 비틀림량

집합체의 과도한 휨 또는 비틀림이 발생하면, 원자로 내 집합체의 장전 및 인출에 어려움이 발생하므로 집합체 휨량 및 비틀림량이 최대한 작도록 설계하여야 한다.

그러나 길이가 약 4.5미터 가량 되는 집합체는 장시간 동안 상부 누름 스프링으로부터의 압축력을 받기 때문에 일반적으로 어느 정도의 휨은 발생하기 마련이다.

집합체 휨량은 수중 카메라를 이

용하여 이웃하는 두 면에서 측정한다. 집합체 우측에 수직한 선을 설치하여 이 수직선과 집합체의 거리를 측정하여 한 쪽 방향의 집합체 휨량을 구하며, 집합체를 90도 회전하여 같은 방법으로 수직선과 집합체의 거리를 측정하여 이웃한 면의 집합체 휨를 구한다.

집합체 비틀림량은 하단 고정체를 기준으로 상단 고정체의 비틀림 각을 측정하거나 상단 고정체를 기준으로 하단 고정체의 비틀림 각을 측정하여 구할 수 있다.

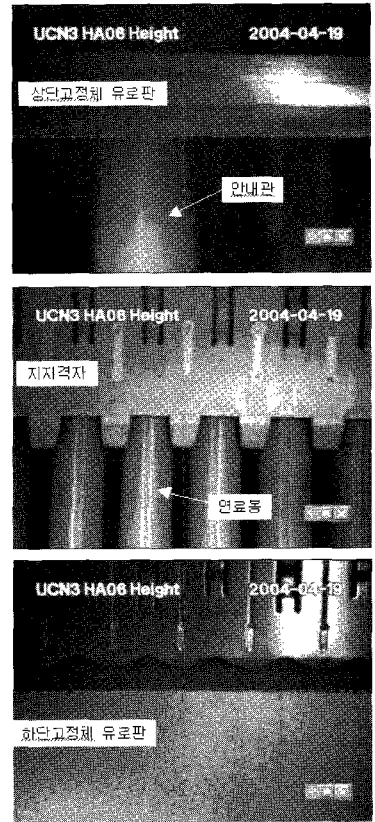
부연하면, 집합체의 우측에 앞뒤로 두 개의 수직한 선을 설치하여 이 두 개의 수직선이 이루는 평면과 상하단 고정체가 이루는 각도의 차이를 측정하여 집합체 비틀림 각을 구한다(〈그림 3〉 참조).

검사 결과, PLUS7 시범 집합체의 휨량 및 비틀림량은 설계 기준을 충분히 만족하는 것으로 나타났다.

### 4. 상단 고정체와 연료봉 사이 간격(Shoulder Gap)

연료봉은 중성자 조사 성장 및 열팽창이 가장 많이 발생하는 부품으로서, 집합체 내에 충분한 여유 공간을 확보하고 있어야 한다.

Shoulder Gap은 〈그림 4〉에서 보는 바와 같이 상단 고정체 유로판의 하부로부터 연료봉 상부 봉단 마개의 상부까지의 거리로써, 이는 연료봉과 안내관의 중성자 조사 성장

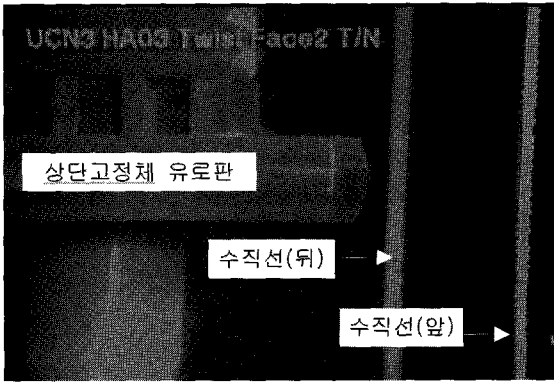


〈그림 2〉 영상 분석 장비를 이용한 핵연료 집합체 길이 측정 과정 (맨 위부터 집합체 상부, 중앙부, 하부)

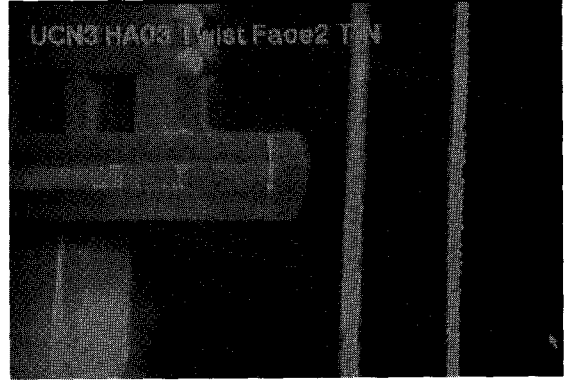
량의 차이에 의해 결정된다.

연료봉 하부는 거의 하단 고정체에 닿아있기 때문에 상부 간격을 통해 연료봉의 조사 성장량을 산출할 수 있다.

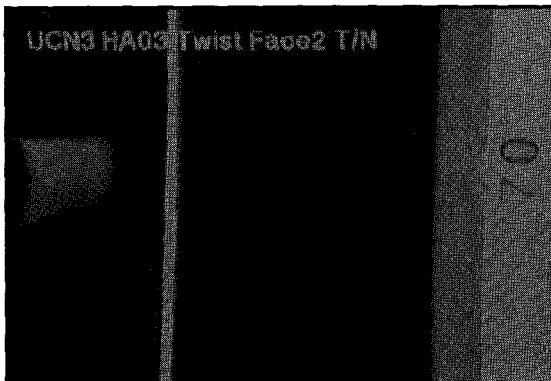
PLUS7 시범 집합체는 조사 성장이 작은 재질의 고성능 피복관을 사용하였으며, 검사 결과에 의하면 충분한 shoulder gap을 유지하고



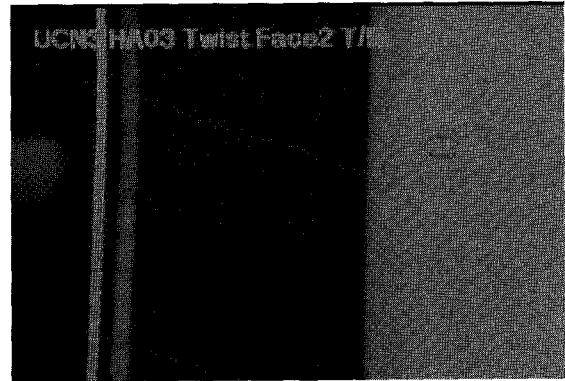
(a) 상단 고정체 옆면이 나타나기 전으로 카메라가 우측으로 이동



(b) 상단 고정체 옆면이 나타남



(c) 상단 고정체 옆면이 보이고 두 개의 수직선이 일치함



(d) 카메라를 계속 우측으로 진행하여 (b)의 두 개의 수직선의 좌우가 바뀜

〈그림 3〉 핵연료 집합체의 비틀림량 측정 과정

있는 것으로 나타났다.

### 5. 연료봉 휨량

연료봉의 열팽창 또는 조사 성장에 의한 축방향 이동이 안될 경우 연료봉은 휘어질 수밖에 없다. 핵연료 집합체 내에서 연료봉이 제한치 이상 휘게 되면, 냉각수에 의한 충

분한 열전달 기능을 할 수 없기 때문에 연료봉 표면에 국부적으로 온도 상승이 급격히 발생할 수 있다.

이러한 온도 상승으로 인해 연료봉 표면에 비등이 발생하고 그에 따른 기포 등에 의해 열전달이 더욱 어렵게 되어 결국에는 연료봉 피복관이 손상될 수 있다.

연료봉의 휨량을 측정하기 위하여 연료봉 사이의 간격을 정밀 카메라를 이용하여 기록하며, 연료봉의 간격은 모니터 상에 십자선을 표시해주는 신호발생기를 이용하여 측정한다 (〈그림 5〉 참조).

PLUS7 연료에는 연료봉의 휨량을 감소시키기 위한 설계가 적용되

었으며, 검사 결과에 의하면 연료봉 간격은 설계 기준을 충분히 만족하는 것으로 나타났다.

### 6. 지지격자 폭

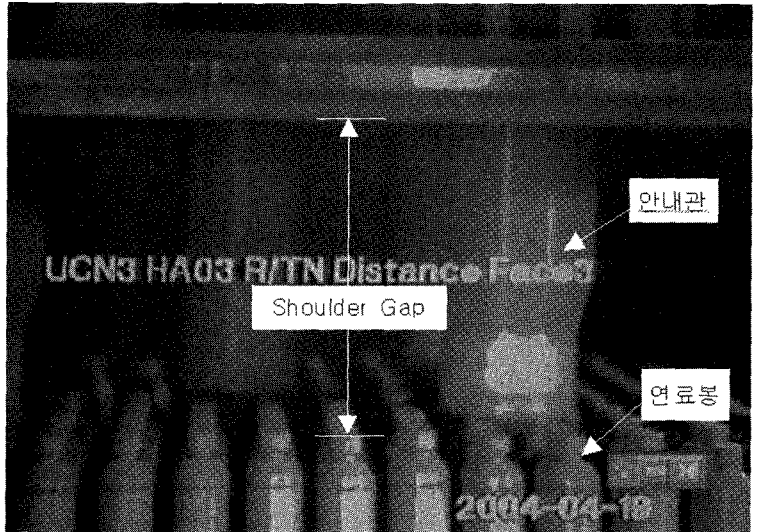
지지격자는 연료봉 및 집합체 간의 간격을 일정하게 유지해 주는 역할을 한다. 그러나 지지격자의 재질이 지르코늄 합금이기 때문에 중성자 조사에 의해 성장을 함으로써 연소가 진행됨에 따라 연료봉 또는 집합체 간의 간격이 변화할 수 있다.

앞에서 기술한 집합체 조사 성장이 종방향으로 발생한다면 지지격자 폭은 횡방향으로 발생하며, 그 결과 과도한 횡방향으로의 지지격자 성장은 주변 집합체와의 간섭을 유발하여 원자로 내 집합체의 장전 및 인출이 곤란할 수 있다.

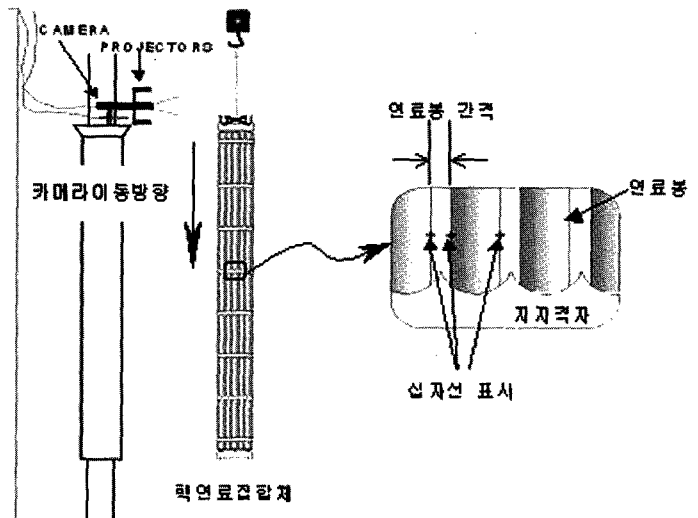
PLUS7 시범 집합체의 지지격자 폭은 LVDT(Linear Variable Differential Transducer)를 장착한 측정 장비를 사용하였다(그림 6) 참조). 검사 결과, 지지격자 폭 조사 성장량은 설계 기준을 만족하는 것으로 나타났다.

### 7. 연료봉 직경

연소가 진행됨에 따라 원자로 내 압력과 연료봉 내 압력의 차이로 인해 연료봉 직경이 작아지거나 커질 수 있다. 또한 연소에 따른 소결체의 직경 증가로 인해 소결체가 피복관을 밀어냄으로써 연료봉 직경이



〈그림 4〉 상단 고정체와 연료봉 사이의 간격(Shoulder Gap)



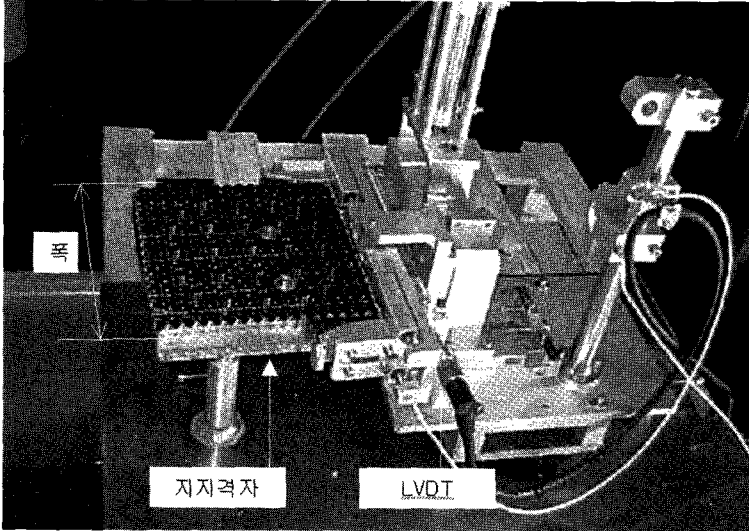
〈그림 5〉 연료봉 사이의 간격 측정 방법

커질 수 있다.

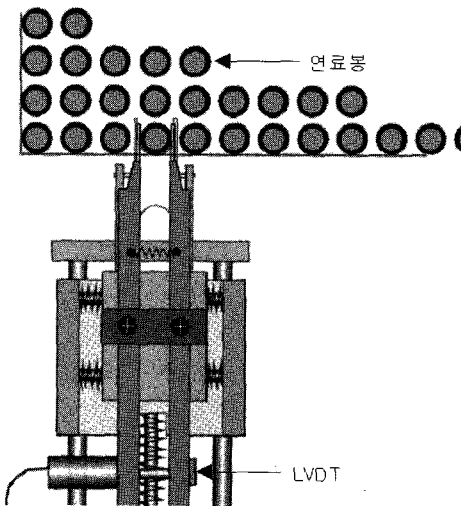
PLUS7 시범 집합체의 연료봉 직경은 집합체가 해체되지 않은 상

태에서 집합체의 외곽 열에 위치한 연료봉에 대해 측정되었다.

연료봉 직경은 〈그림 7〉에서와



〈그림 6〉 지지격자 폭 측정 방법



〈그림 7〉 연료봉 직경 측정 방법

같이 집합체 외곽 열에 직각으로 측정 대상 연료봉의 양쪽에 LVDT를 부착한 탐촉자를 이용하여 측정되었다. 검사 결과, 연료봉 직경은 설

계값과 잘 일치하는 것으로 나타났다.

### 8. 피복관 산화막 두께

일반적으로 피복관 산화막 두께가 제한치를 넘게 되면, 피복관 표면이 떨어져나가는 현상이 발생하는 것으로 알려져 있으며, 이로 인해 연료봉의 손상이 발생할 수 있으므로 피복관 산화막 두께를 정확히 예측하는 것은 매우 중요하다.

PLUS7 시범 집합체의 피복관 산화막 두께 측정은 사용후 연료 저장조에 설치된 와전류시험(ECT) 장비를 사용하였다. 사용된 ECT 측정 장비는 프랑스 Framatome사에서 개발한 장비("SABRE")이며, 이 장비의 ECT 탐촉자는 연료봉과 연료봉 사이로 수평 방향으로 이동하면서 측정하고자 하는 연료봉의 한 지점에 대한 산화막 두께를 측정한다.

지금까지는 집합체를 해체하지 않은 상태에선 최외곽 열의 연료봉에 대해서만 측정할 수 있었으나, 본 장비는 얇은 판으로 된 탐촉자를 사용하므로 내부 열의 연료봉에 대해서도 산화막을 측정할 수 있는 최신 장비이다.

PLUS7 시범 집합체는 부식 저항성이 크게 향상된 피복관 재질을 사용하였으며, 검사 결과 피복관 산화막 두께는 설계 기준을 충분히 만족하는 것으로 나타났다.

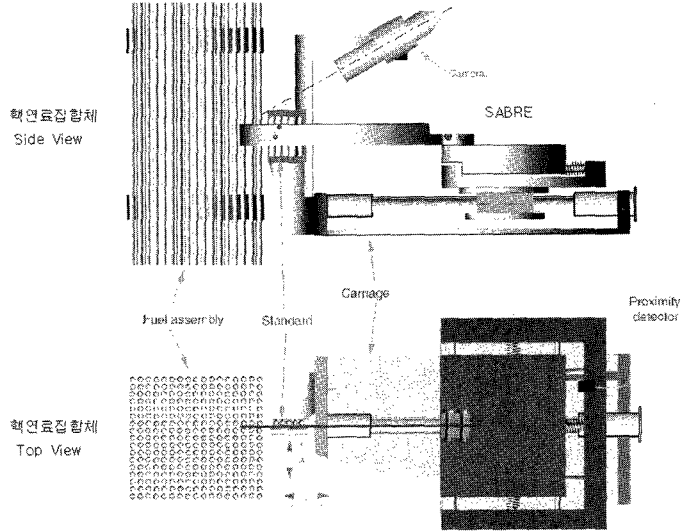
**결론**

한국표준형 원전용 개량핵연료(PLUS7™) 시범 집합체 4다발을 한국표준형 원전 노심의 대칭 위치에 장전하여 1주기 연소 시험을 수행하였으며, 시범 집합체 출력 이력 자료 및 장전 노심에 대한 냉각재 방사능 자료를 토대로 하여 평가한 결과, 시범 집합체 4다발은 연료 손상없이 건전하게 연소되었음을 확인하였다.

한편 발전소 사용후 연료 저장조에서 수행된 노내 성능 비파괴 검사 결과에 의하면 PLUS7 시범 집합체의 노내 성능은 설계값과 잘 일치하거나 설계 기준을 충분히 만족한 것으로 나타났다.

결론적으로, 시범 집합체 1주기 연소 성능 시험 결과를 토대로 하여 평가한 결과 PLUS7은 현재 사용 중인 한국표준형 연료에 비해 PLUS7 연료의 성능이 우수하다는 것을 확인하였다.

아울러, 이번 사용후연료 저장조



〈그림 8〉 연료봉 산화막 두께 측정 과정

내 비파괴 검사를 통해 우리 회사는 집합체의 설계, 제조, 원자로 내 연소 시험, 연소 후 비파괴 검사에 이르는 전 과정에 대한 기술을 확보하는 커다란 성과를 거두었으며, 이러한 기술을 토대로 하여 2004년 7월 개발 완료된 웨스팅하우스형 개량핵연료(ACE7)의 시범 집합체 4다발에 대한 원자로 내 연소 시험을

수행할 계획이다. PLUS7 시범 집합체에 대한 노내 연소 시험은 〈그림 9〉와 같이 총 4회에 걸쳐 수행되며, 3회 또는 4회 연소 완료 후 방출되는 시범 집합체는 국내 핫셀 시험 시설을 이용하여 파괴 및 비파괴 시험이 수행될 예정이다. ☞

연도	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010
PLUS7 시범집합체 원자로 내 연소시험			매주기 발전소 내 비파괴 검사						
			▲	▲	▲	▲			
		5주기	6주기	7주기	8주기				
						방출연료 핫셀시험			

〈그림 9〉 PLUS7 시범 집합체 검사 일정