

2003 추계학술발표회 논문집
한국원자력학회

고연소도 핵연료 연소성능 및 안전성 시험(I)
: 핵연료 제조, 연소 이력, 운송 및 비파괴 검사

Performance and Safety Tests of High Burnup PWR UO₂ Fuel(I)
: Fuel Manufacturing, Irradiation History, Transportation
and Non-destructive Examination

이찬복, 김대호, 김영민, 양용식, 정연호, 전용범, 김길수, 이은표, 권형문, 민덕기
한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150
김재익, 김오환
한전원자력연료주식회사
채희동
한국수력원자력주식회사

요 약

고연소도 UO₂ 핵연료의 연소 성능 및 사고시의 거동을 시험하기 위해 울진 2호기에
서 연소된 국내 최대 연소도를 가진 핵연료집합체를 선정하였다. 핵연료집합체의 운송을
위해 수송용기의 안전성 분석을 수행하였으며, 조사후시험 및 조사시편 설계를 위해 핵연
료집합체의 핵분열생성물 및 방사능량을 예측하였다. 핵연료 성능 데이터베이스 구축을
위해 핵연료의 제조 자료와 연소이력 자료를 분석하여, 최대 핵연료봉 평균연소도가
55,792 MWD/MTU임을 확인하였다. 핵연료집합체의 외관 검사 및 연소도 측정 등의 비
파괴 검사가 수행되었으며, 앞으로 핵연료집합체의 정밀 조사후시험과 핵연료 시편을 가
공하여 고연소 소결체 및 피복관에 대한 개별 시험들을 수행할 계획이다.

Abstract

To examine the irradiation performance and safety behavior of high burnup UO₂
fuel, a fuel assembly with highest discharge burnup irradiated in Ulchin Unit-2 was
selected. Safety analysis of the fuel assembly transportation cask was performed, and
fission product inventories and radioactivity of the fuel assembly were predicted. To
build the fuel performance data base, fuel manufacturing data and irradiation histories
in the plant were analyzed, showing that the maximum fuel rod average burnup is
55,792 MWD/MTU. Non-destructive fuel examination such as visual examination and
burnup distribution measurement were done so far, and high precision post-irradiation
examination and separate tests of the irradiated pellet and cladding will be performed.

1. 서론

현재의 경수로 핵연료 성능 및 안전성 평가기술은 대부분 1980년대 초반까지 수행된 40,000 MWD/MTU-rod avg. 이하 연소도 핵연료의 시험 자료에 근거하고 있다[1]. 그러나 고연소도에서는 핵연료의 성능 저하로 인하여 그 성능 검증의 필요성이 발생하여[2], 1990년대 초에 인허가된 경수로 핵연료의 최대 연소도 60,000 ~ 62,000 MWD/MTU-rod avg. 에서 더 이상의 연소도 증가를 허용하지 않고 있는 상황이다. 따라서 고연소도 핵연료 안전성은 세계적으로 주요 안전 현안으로 인식되어 현재 활발하게 연구 중에 있다[3]. 국내의 경우, 국산 핵연료가 1990년부터 국내 14기의 가압경수로에 공급되고 있다. 인허가된 최대 연소도는 60,000 MWD/MTU-rod avg.이며, 연소도 70,000 MWD/MTU-rod avg. 이상의 고연소도 핵연료가 상용화를 목표로 개발되고 있다. 그러나 국산 핵연료 조사후 성능검사 경험이 매우 적기 때문에, 국산 고연소도 핵연료의 조사후시험을 통해 핵연료성능 데이터베이스를 생산하고, 고연소도 핵연료 시편을 사용하여 고연소도 핵연료의 사고 조건시의 거동을 시험하게 되었다.

2. 고연소도 핵연료 성능 시험

2.1 국산 고연소도 핵연료 선정

국내에서 연소 중인 핵연료는 한국표준원전용과 WH 원전용으로 나눌 수 있는데, WH 원전용 V5H 핵연료가 한국표준원전용 핵연료 보다 연소기간이 길고 방출연소도가 높다. 표 1에는 국내 V5H 핵연료의 연소도 현황이 정리되어 있다. 울진 2호기 8주기에 장전되어 3주기 연소된 K23 핵연료집합체가 최대 연소도를 가지고 있어서 조사후시험용 핵연료로 선정되었다. K23 핵연료집합체와 핵연료봉의 설계연소도는 각각 52,591 MWD/MTU 및 57,850 MWD/MTU이다.

2.2 핵연료 제조 이력

울진 2호기에서 연소된 K23 핵연료집합체는 V5H 핵연료로서 개략도는 그림 1과 같으며, 핵연료봉의 설계제원은 표 2와 같다. 집합체는 연료봉 264개, 안내관 24개, 계측관 1개로 구성되어 있으며, 2개의 상하부 인코넬 지지격자, 6개의 중간 지르칼로이 지지격자, 3개의 유동혼합 지르칼로이 지지격자, 착탈식 상단고정체, 그리고 이물질 여과 하단고정

체 등으로 구성되어 있다. 연료봉은 소결체, 피복관, 양단의 봉단마개와 압축스프링으로 구성되어 있으며, 연료봉의 상하 영역에 농축도가 낮은 소결체가 장입되어 Axial Blanket 역할을 하고 있다. K23 집합체에 장착된 피복관은 Westinghouse사에서 제조된 Low Tin Zry-4 피복관이며, 소결체는 한전원자력연료(주)에서 AUC(Ammonium Uranyl Carbonate) 공정으로 제조된 소결체이다[4]. K23 집합체에 사용된 소결체의 농축도는 연료봉 중앙부는 4.2 w/o이며, 연료봉 양 끝단의 Axial Blanket 소결체의 농축도는 0.73 w/o이다.

표 1. V5H 핵연료의 설계 연소도 현황(2000 년 방출 기준)

발전소 주기	최대 설계연소도 [MWD/MTU]	
	핵연료집합체	핵연료봉
고리 3호기 (11-12-13)	45,773	50,350
고리 4호기 (10-11-12)	45,763	50,339
영광 1호기 (10-11-12)	50,392	55,431
영광 2호기 (10-11-12)	48,619	53,431
울진 1호기 (8-9-10)	52,199	57,419
울진 2호기 (8-9-10)	52,591	57,850

2.3 핵연료 연소 이력

K23 핵연료집합체는 울진 2호기 8주기에 장착되어 9주기 및 10주기까지 3주기 연소되었다. 울진 2호기에서의 실제 운전이력을 고려하여 추적 계산한 K23 핵연료 집합체의 실제 연소도는 50,494 MWD/MTU로써 표 1의 설계연소도와는 조금의 차이가 있다. K23 핵연료 집합체의 주기별 연소도는 각각 16,949, 17,058 및 16,487 MWD/MTU이며, 주기별 연소기간은 각각 431, 442 및 433 EFPD(Effective Full Power Days)이다. K23 핵연료집합체 내에서 최대연소도(55,792 MWD/MTU)를 지닌 핵연료봉의 출력이력은 그림 2와 같다. 핵연료 피복관의 부식에 영향을 주는 원자로 일차계통의 수화학은 그림 3과 같이 Coordinated B-Li Scheme이 사용되었다.

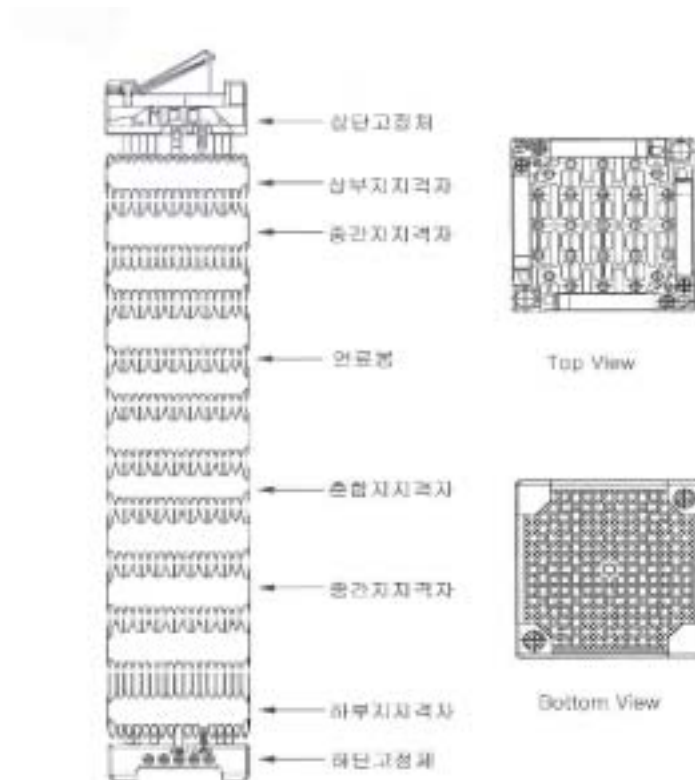


그림 1. 17 x 17 V5H 핵연료집합체

표 2. 17x17형 V5H 핵연료봉 설계 제원

Fuel Rod Array	17x17
Fuel Material	UO ₂
Cladding	
- Clad Material	Low Tin Zr-4
- Outer Diameter [mm]	9.50
- Inner Diameter [mm]	8.36
Diameter Gap [μ m]	165
Plenum Length	185.0
Pellet	
- Pellet Diameter, Enriched/Natural [mm]	8.19 /8.19
- Pellet Length, Enriched/Natural [mm]	9.83/10.16
- Pellet Weight, Enriched/Natural [gm/cc]	5.31/5.54
Active Length of Fuel [mm] (Enriched / Natural)	3657.6 (3362.8/304.8)

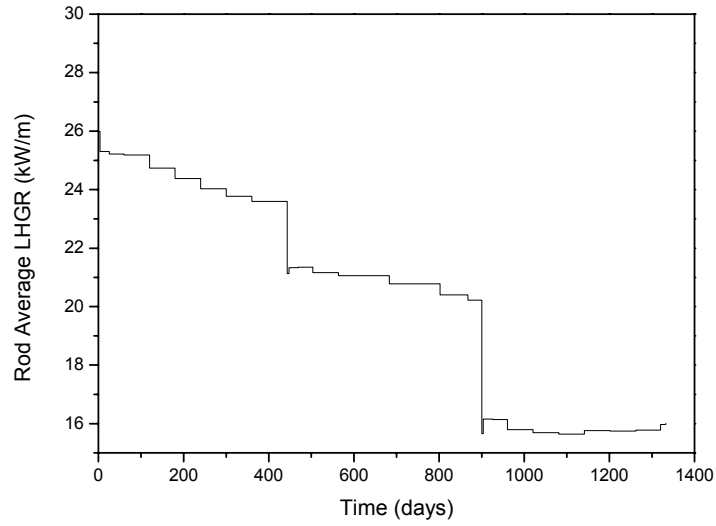


그림 2. 최대연소도를 가진 M04 핵연료봉의 출력이력

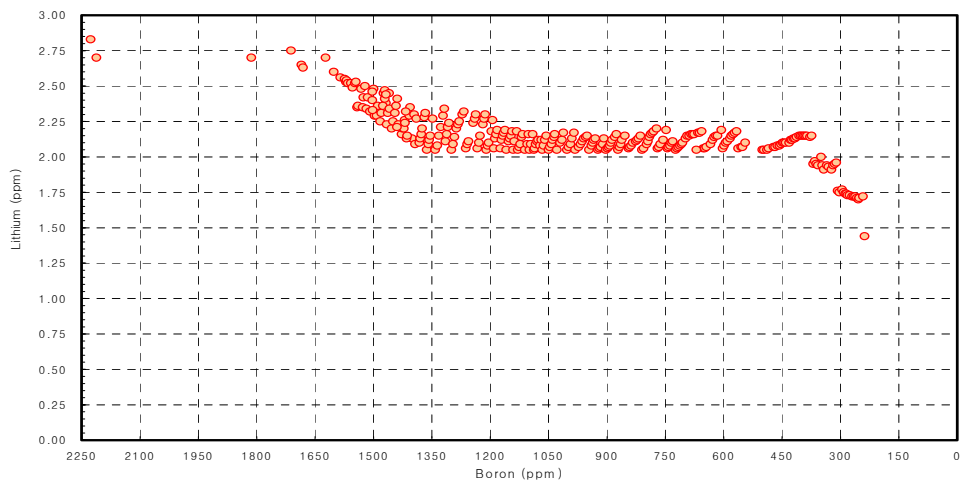


그림 3. 울진 2호기 10주기 일차계통 붕소 및 리튬 농도 변화

2.4 핵연료 운송

K23 핵연료집합체의 운송에 사용된 KSC-1 수송용기의 인가된 설계기준은 고리 3, 4호기 17x17 핵연료집합체를 기준으로 하여 최대 방출 연소도 45,000 MWD/MTU, 냉각시간

365일, 그리고 초기 농축도 3.5 wt%이다[5]. 이 설계기준은 1980년대 중반의 실제 가압경수로 핵연료 설계 사양에 약간의 여유도를 주어 결정된 것들로써, 그 후 핵연료의 설계 개선으로 연소도 및 농축도 등이 지속적으로 증가되어 KSC-1의 인가된 설계기준을 초과하고 있어서, 안전성 분석을 새로이 수행하였다. 울진 2호기 K23 핵연료집합체의 초기 농축도는 4.2 wt%이며, 방출연소도는 50,494 MWD/MTU이다. 따라서 K23 핵연료집합체의 운송에서 KSC-1 수송용기를 사용할 경우, 핵연료집합체의 열출력, 방사선량 및 차폐 분석, 그리고 핵연료 운송중의 가상조건에서의 핵임계도 평가 등의 안전성분석을 수행하여, 안전 제한치를 만족함을 확인하였다[4]. 그림 4는 K23 핵연료집합체의 방사능량을 KSC-1 수송 용기의 설계 제한치와 비교하는데, 핵연료집합체 운송시점에서 설계 제한치를 만족하는 것을 보여준다.

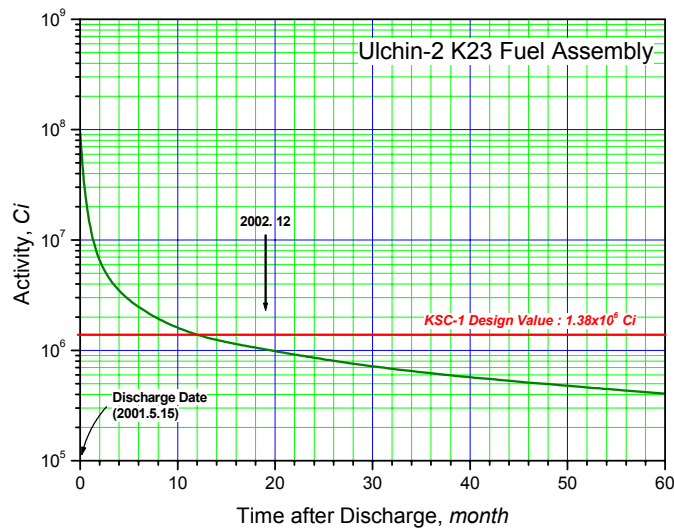
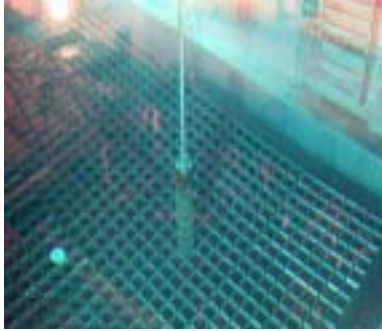


그림 4. K23 핵연료집합체의 방사능 변화

그림 5는 울진 2호기의 사용후핵연료 저장조에서 K23 핵연료집합체를 인출한 후, 수송용기로의 장전, 수송용기 상차, 육로 수송 그리고 원자력연구소에 도착하여 핵연료 조사후시험시설의 핵연료 저장랙에 보관되는 전 과정을 보여준다.



저장조에서 핵연료 인출



수송용기에 핵연료 장전



수송용기 상차



방사선량 측정



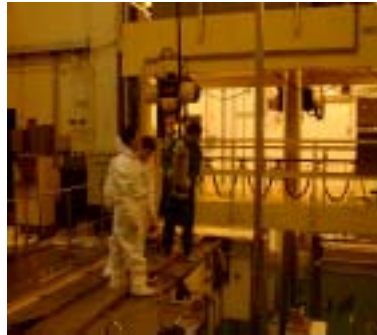
차량 행렬 정비



조사후시험시설 내로 이동



핵연료 인출



핵연료집합체 이송



핵연료집합체 저장

그림 5. K23 핵연료집합체 운송 과정

2.5 핵연료 조사후 시험

핵연료집합체의 조사후시험 절차 및 내용은 그림 6과 같다. 먼저 핵연료집합체에 대한 육안검사, 치수 측정 및 연소도분포 측정 등의 비파괴시험을 수행한다. 그리고 핵연료 집합체의 상단고정체를 해체한 후 시험 연료봉을 인출하여 표 3과 같이 연료봉에 대한 비

파괴 및 파괴 시험을 수행한다. 조사후시험을 위한 시편의 설계, 가공 및 시편 취급상의 방사선 차폐 등을 평가하기 위해 ORIGEN 코드[6]를 이용하여 K23 핵연료집합체의 방사능을 분석하였다. SEM 및 EPMA용 시편 및 소결체 사고모사시험용 시편은 핵연료봉을 반경방향으로 절단한 Disk 형태로 가정하여 계산한 단위 Disk 두께 당 시간에 따른 방사선량 변화는 표 4와 같다. 시편의 두께는 대개 1 mm 정도인데, 필요시 방사능량을 줄이기 위해 시편 Disk를 절단하여 일부만을 시편으로 사용할 수도 있다.

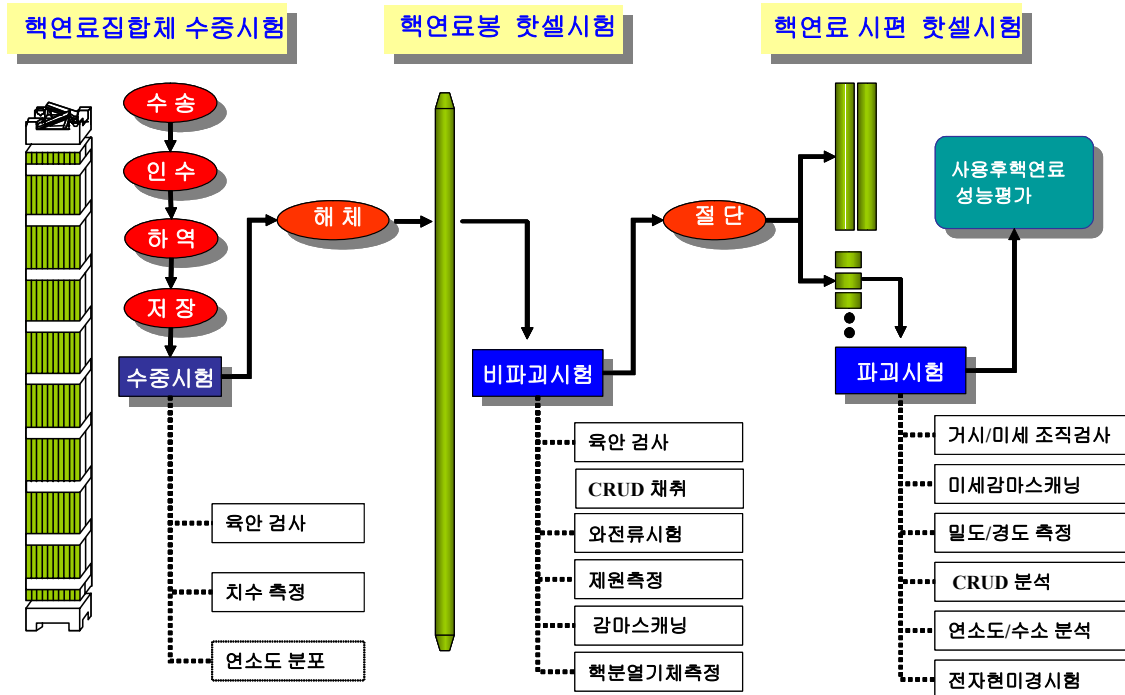


그림 6. 핵연료 조사후시험 공정도

K23 핵연료집합체에서 최대연소도(55,792 MWD/MTU)를 가진 M04 연료봉을 인출하여 비파괴검사를 수행하였다. 그림 7은 핵연료봉의 축방향 방사능분포변화를 통해 유도된 축방향 연소도분포를 나타낸다. Axial Blanket의 사용으로 인해 축방향의 최대 국부연소도는 65,000 MWD/MTU에 도달하고 있다. 연료봉의 길이를 측정하고 결과 중성자 조사에 의한 성장량은 0.68 %로 나타났다. M04 핵연료봉 내부의 핵분열기체방출량을 분석한 결과, 4.9 %의 핵분열기체가 방출된 것으로 측정되었으며, 방출된 기체의 Xenon과 Krypton의 비 값은 7.7로 나타났다. M04 핵연료봉의 핵분열기체의 방출량을 핵연료성능

분석 코드인 INFRA로 예측한 값은 5.1 %로써 측정치와 잘 일치하는 것으로 나타났다.

표 3. 핵연료봉 조사후시험

시험 항목	시험 장비
<ul style="list-style-type: none"> - Fuel burnup and density - Fission gas release(FGR) analysis - Fuel swelling : by solid fission products and gas bubbles - Distribution of burnup and fission products - Rim microstructure : bubbles, grain size, FGR - Bubble and porosity size distribution - Fuel cracking and relocation - Grain growth and restructuring - Fuel rod void volume - Cladding oxidation and hydriding - Cladding strain and growth - Crud deposition - Hot cell tests of the irradiated fuel <ul style="list-style-type: none"> . Heating test to examine fission gas inventories, bubble swelling kinetics and release rates of the fission gases and radionuclides . Cladding mechanical properties . Ballooning and rupture test of cladding 	<ul style="list-style-type: none"> - Metallography .OM, SEM, TEM - Element analysis .EPMA .Quadrupole mass analyzer - Fuel heating system - Mechanical tests .Tensile test machine .Creep test machine .Burst test

표 4. 핵연료 시편의 방사선량

냉각기간	잔존 방사선량 (Ci/tHM)	Disk 핵연료 시편의 방사선량(Ci/mm)	비 고
0	2.755×10^8	140.0	2001. 5.15
1년	3.510×10^6	1.78	
1년 3개월	2.991×10^6	1.52	
1년 6개월	2.605×10^6	1.32	
1년 9개월	2.302×10^6	1.17	
2년	2.055×10^6	1.04	
2년 3개월	1.852×10^6	0.94	
2년 6개월	1.684×10^6	0.86	
2년 9개월	1.542×10^6	0.78	
3년	1.424×10^6	0.72	

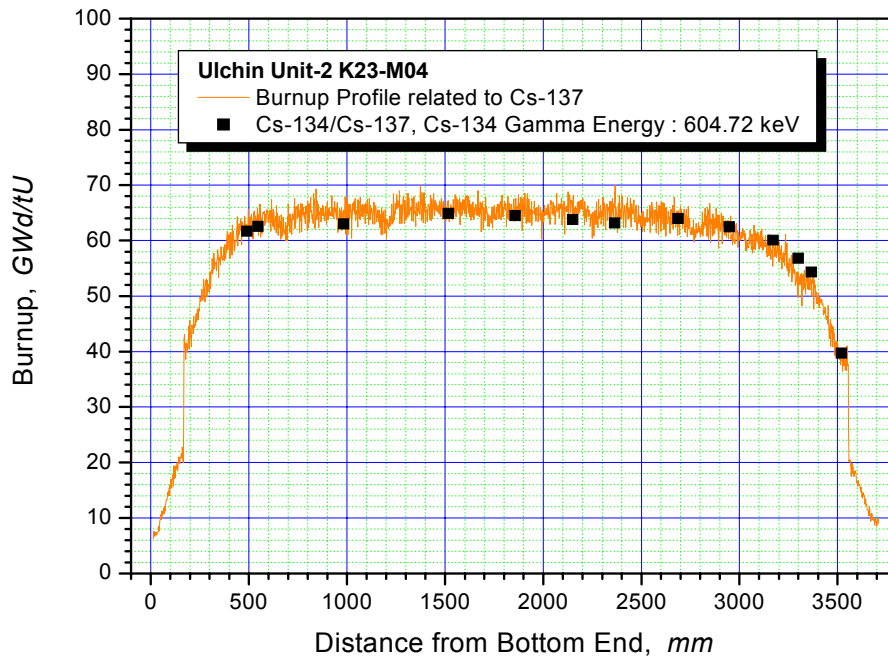


그림 7. M04 핵연료봉의 축방향 연소도 분포

3. 결론

고연소도 핵연료의 연소 성능 및 사고시의 거동을 시험하기 위해 울진 2호기에서 연소된 국내 최대 연소도를 가진 핵연료집합체를 선정하여 운송하였다. 고연소도 핵연료집합체의 운송을 위해 수송용기의 안전성 분석을 수행하였으며, 핵연료 조사후시험을 위해 핵연료집합체의 핵분열생성물 및 방사능량을 예측하였다. 핵연료집합체의 제조 자료와 연소이력 자료를 분석하여 최대연소도가 55,792 MWD/MTU-rod avg.임을 확인하였으며, 핵연료집합체에 대한 비파괴 검사를 수행하였고, 최대연소도 핵연료봉을 인출하여 핵분열기체의 방출량을 분석하였다. 앞으로 핵연료집합체의 정밀 조사후시험과 고연소 소결체 및 피복관에 대한 개별 시험들을 수행할 계획이다.

후 기

본 연구는 과학기술부의 원자력 연구개발 사업의 일환으로 수행되었습니다. 핵연료집합체 운송 업무를 수행하신 한수원 울진 1 발전소 및 한전기공(주) 직원들께 감사드립니다.

참고문헌

- [1] OECD/NEA, Fuel Safety Criteria Technical Review, NEA/CSNI/R(99)25, July 2000.
- [2] F. Schmitz, J. Papin, "High burnup effects on fuel behavior under accident conditions : the tests CABRI Rep-Na", J. of Nucl. Mater., 270, p.55-64, 1999.
- [3] OECD/NEA, Ongoing and Planned Fuel Safety Research in NEA Member States, NEA/CSNI/R(2003)9, Feb. 2003.
- [4] 이찬복 외, 고연소도 핵연료 안전성시험 및 평가기술개발, KAERI/RR-2314/2002, 한국원자력연구소, 2002.
- [5] 박은호 외, KSC-1 수송용기 안전성분석보고서, KAERI/TR-77/85, 한국원자력연구소 (1985).
- [6] Hermann, O.W. and R.M. Westfall, ORIGEN-S: SCALE System Module to Calculate Fuel Depletion, Actinide Transmutation, Fission Product Buildup and Decay, and Associated Radiation Source Term, NUREG/CR-0200, Rev. 6 (ORNL/NUREG/CSD-2/R6), Vol. II, Section F7, ORNL (1998).
- [7] 이찬복 외, "UO₂ 핵연료봉 성능분석코드 INFRA 개발", 2001 한국원자력학회 추계학술대회, 2001.