2000 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

3000시간 내구성실험을 통한 CANFLEX 핵연료의 마모도 분석

Fretting Wear Analysis of CANFLEX Fuel Bundle Endurance Test

장석규, 정장환, 석호천

한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150번지

요 약

원자력연구소와 캐나다 원자력공사의 공동설계로 새로 개발된 중수로용 개량핵연료인 CANFLEX-NU 핵연료다발에 대한 기계적 마모의 내구성을 검증하기 위하여 총 3000 시간의 내구성 실험이 수행되었다. 실험장치는 KAERI의 노외 시험시설인 CANDU-HTL을 이용하였으며, 실험조건으로 온도, 압력은 실제 발전소 노심 조건을 사용하였고 유량은 발전소 노후화로 인한 압력관 Creep을 고려하여 정상유량 보다 보수적인 유량값을 사용하였다. 시편 핵연료에 있어서 Bearing Pad, Spacer 등의 마모량을 내구성 실험 진행에 따라 정밀측정하고 분석한 결과, 실험 초기 500 1500 시간 사이에 마모가 급격히 진행되었으며 이후에는 완만한 마모진행 경향을 보였다. 내구성 실험결과를 근거로 한 핵연료 주기동안의 Bearing Pad 및 Spacer의 마모량 예측 결과, 기존의 핵연료인 CANDU-37에 비하여 마모량이 적은 것으로 나타났다.

Abstract

The mechanical fretting endurance test of total 3000 hour was performed for the verification of the CANFLEX-NU fuel bundle. This bundle has been developed by KAERI/AECL joint design program. The CANDU Hot Test Loop facility in KAERI was used for the test. The test conditions of the temperature and pressure were the same as the normal operating conditions of CANDU-6 reactor and the flow rate was chosen in a conservative way by considering the creeping effect on the aged pressure tube. From the analysis of the fretting wear measurement results on bearing pads and spacers of the test bundles along the test, the fretting rate was steep at the beginning of the test ie, 500 1500 hour and after that, it was relieved to the constant value. Based on the results of these historical trends on fretting wear, it was revealed that the final fretting wears on the fuel bundles which were evaluated by extrapolation did not exceed the ones in CANDU-37 bundle test for a cycle.

1. 서 론

중수형 원자로의 압력관 내 CANFLEX 핵연료 다발은 원자로 운전중 빠른 유속(최대 10.5 m/s)의 냉각수 흐름과 부품의 구조적 진동특성에 의하여 진동을 일으킨다. 핵연료 다발 진동의 형태는 집합체 진동, 연료봉 진동 및 핵연료 다발의 압력관 내 좌우진동(로킹) 등으로 나눌 수 있는데 이러한 진동들은 핵연료 다발의 봉간 간격체(Spacer)및 압력관 내벽과 핵연료 다발 지지체(Bearing Pad) 사이의 상대 운동을 유발시켜 이들 구조물 사이의 접촉에 의한 기계적 마모(Mechanical Fretting Wear)를 일으킨다. CANFLEX 핵연료 내구성시험은 원자로 가동중 원자로 안전성에 나쁜 영향을 미치는 기계적 마모가 핵연료 및 압력관의 건전성을 해치지 않음을 검증하기 위한 실험이다. 내구성 실험은 총 3000시간에 걸쳐 수행되었으며 실험전, 500시간, 1500시간의 실험 경과후 그리고 최종적으로 3000시간 경과후 시편핵연료 및 압력관에 대한 변형 및 마모에 대한 정밀 측정이 수행되었다. 내구성 실험후 설계기준치를 근거로 한 핵연료의 건전성 검증은 참고문헌[1]에서 기술하였으며, 본 논문에서는 실험전과 각 실험종료후의 마모도 측정 결과를 근거로 핵연료 Bearing Pad 및 Spacer의 마모 진행기구를 분석하였으며 이로부터 핵연료 주기동안 생길 수 있는 마모량을 예측하였다.

2. 실험장치

가. CANDU-Hot Test Loop

CANFLEX-NU 핵연료다발의 내구성 실험은 CANDU형 원자로 모의장치인 KAERI의 CANDU-Hot Test Loop[2]에서 수행되었다. 이 실험시설은 실제 원자력 발전소의 온도, 압력 및 유량 조건을 모의할 수 있으며 기존의 국산 CANDU-37 핵연료와 새로 개발된 CANFLEX 핵연료의 성능 검증 실험들을 수행한 바 있다. 내구성 실험을 실제 발전소 조건으로 수행하기 위하여 Test Rig의 Fuel Channel과 Liner Tube 및 Shield Plug 등은 CANDU-6 형상과 같게 하였으며 압력관의 지지방식 및 위치도 동일하게 하였다. 또한 보수적 시험조건을 고려하여 입구 End Fitting의 유속분포가 가장 불균일한 경우를 모사하기 위하여 압력관 입,출구의 자관(Feeder)을 L-5형으로 교체하였다. 본 Loop는 Dual Type의 DCS (Distributed Control System) 장비로 운전하였으며 열유동 변수(압력, 온도, 유량)에 대한 실험 자료의 수집, 처리는 HP3054A Data Acquisition System을 사용하였다. 내구성 실험에 사용되는 12개의 CANFLEX 실험용 핵연료다발은 KAERI내 중수로 핵연료 가공 공장에서 제작되었다. 압력관 내에 장전되는 12개의 시편 핵연료는 본 검증실험의 수력적 보수성을 부여하기 위하여 최대 압력강하 배열 상태로 정렬하였다.

나. 시편핵연료 및 압력관 측정

시편핵연료의 Bearing Pad 마모량은 일정 지점의 높이를 Height Gauge로 측정하며 보다 정밀한 분석은 사진촬영 방법과 Bearing Pad Casting의 Laser 측정방법을 사용하였다. 또한, 외곽 연료봉 간격체의 마모량은 인접 연료봉을 일정한 힘으로 압착시킨 상태에서 Thickness Gauge로 측정하였다. 실험전, 후 압력관 내부의 Fretting Wear를 검사, 측정하기 위하여 Videoscope System과 Casting Tool을 사용하였다. Videoscope System은 끝에 광학렌즈가 장착된 길고 유연한 튜브와 영상을 보고 저장할 수 있는 모니터 및 프린터로 구성되어있다. Casting Tool은 압력관 내부의 Wear량을 정량적으로 측정하기 위한 장비로 Casting Die를 압력관 내벽에 공기압력으로

밀착시킨 다음, Casting 물질을 주입하고 고형화 시킨후 떼어내어 Wear Mark 부분을 Laser Profilometer로 정밀 측정하였다.

다. 실험조건

내구성 실험에 대한 주요 열유동 변수의 실험조건은 다음과 같다[3].

- Inlet Temperature = Reactor Normal Operating Condition
- Pressure (Inlet) = Reactor Normal Operating Condition
- Mass Flow = 130 % of Reactor Normal Operating Condition
- Total Duration = 3,000 hours

3. 실험 결과 분석

가. Bearing Pad의 마모 분석

CANFLEX 핵연료다발의 외환 핵연료봉에는 압력관 내벽의 직접 접촉에 의한 손상을 방지하기 위하여 각 연료봉 마다 Bearing Pad가 용접, 부착되어 있다. 원자로 가동중 냉각수의 흐름에 따른 유체 유인 진동에 의하여 Bearing Pad와 압력관 내벽 사이에 상대운동에 의한 마모가 발생한다. 또한 Bearing Pad는 핵연료의 인출 및 장전작업 중에도 압력관과 미끄럼 운동을 하여 마모가 일어날 수 있다. Bearing Pad는 그림 1에서 보는 바와 같이 가운데가 오목하게 들어간 형태로 외곽 핵연료봉에 장착되어 있다. 따라서 마모는 Bearing Pad의 가운데보다는 양단에서 발생하게 된다. 내구성 실험이 진행됨에 따라 핵연료의 장전각도에 의한 4시 방향에서 8시 방향 사이에 위치한 핵연료 뿐만 아니라 그외 핵연료봉의 Bearing Pad도 마모가 전반적으로 진행됨을 목격하였다. 이는 대부분의 Bearing Pad 마모가 핵연료의 인출 장전 작업시에 압력관과의 미끄럼 마찰에 의하여 발생하며 원자로 운전중 유체유인 진동에 의한 마모는 그리 크지 않음을 나타내는 것이다. 이러한 사실은 Bearing Pad의 마모 형태를 보아도 알 수 있듯이 대부분의 마모가 축방향의 예리한 줄무늬 형태를 띠어 유체유인 진동에 의한 마모 형태와 구별되었다. 그림 2는 대표적인 Bearing Pad 마모형태를 나타낸 것이다. 입구측 시편 핵연료에 대하여 500시간, 1500시간, 3000시간 경과시의 Bearing Pad 마모량을 비교, 분석하였다. 시험 경과에 따른 Bearing Pad 마모의 진행 양상을 분석하기 위하여 시험전 측정자료와 각 시험별 마모량을 비교하였는데 마모량의 진행이 매우 미세하여 정밀한 측정이 요구되었으며 측정자료중 일부 오차가 큰 자료를 제외한 모든 자료에 대하여 분석을 수행하였다. 즉 모든 Bearing Pad의 마모 측정자료로부터 각 연료봉에서 가장 마모량이 큰 대표값을 선정하고 실험 진행별로 마모량이 일관되게 증가하는 측정자료만 선택하여 평균값을 산정하였다. 그림 3은 이에대한 결과를 나타내는 것으로 시험시작 후 1500시간까지는 마모도가 크다가 이후에는 마모도가 완만해짐을 알 수 있었다. 이러한 양상은 처음 핵연료다발이 원자로 압력관에 장전되었을 때 Bearing Pad와 압력관 내벽의 접촉면이 자리를 잡지 않은 상태에서 집중하중을 받아 마모가 빠르게 진행되다가 실험이 진행됨에 따라 접촉면이 넓어지면서 하중이 분산되어 마모가 둔화되는 현상에 기인하는 것으로 추정되었다. 이와같은 현상에 의하여 Bearing Pad의 마모는 초기 1500시간이후 마모도가 급격히 떨어지는 것으로 예측될 수 있다. 그

림 4는 측정된 마모도를 기초로 Polynomial 외삽을 통하여 핵연료 주기중에 발생하는 마모도를 예측한 것으로 아래의 마모도 예측 관계식을 얻을 수 있었으며 주기 종료후 Bearing Pad의 마모량은 0.067 mm의 값을 나타내었다. 따라서 CANFLEX 핵연료의 Bearing Pad 최종 마모량은 그 값이 크지 않은 것으로 나타났다.

$$Y = 0.0003\, X^{0.5905} \tag{1}$$

여기서, X는 원자로 정상 가동시간(hour), Y는 Bearing Pad의 마모도(mm)를 나타낸다.
내구성 실험종료후 모든 시편핵연료 8개에 대하여 외곽 핵연료 21개에 대한 각 3개의 Bearing Pad 마모 평균값은 그림 5와 같으며 각 연료봉에서의 마모 평균값은 그림 6과 같다.

나. 압력관 마모 분석

시험전과 1, 2, 3단계시험후 압력관 내벽의 마모 및 손상을 측정하기 위하여 압력관 내벽의 Bearing Pad 접촉 위치에 대하여 Videoscope 정밀 검사와 Casting Tool을 이용한 Casting 추출 작업을 수행하였다. 추출된 Casting에서의 마모 흔적은 레이저로 정밀 측정을 수행하였으며 Videoscope 검사와 비교하였다. 500시간 및 1500시간 시험후의 측정에서는 입구 핵연료 3개를 인출한 상태에서 이에 대한 압력관 마모를 검사하였으며 Bearing Pad 접촉 위치에 대한 Casting을 추출하였다. 내구성 실험 종료후에는 압력관 내 모든 Bearing Pad 접촉 위치에 대하여 Videoscope 검사 및 Casting 추출 작업을 수행하였다. 마모 흔적에 있어 주목할 만한 대상은 1번 핵연료 장전위치의 3시 방향에서 발견된 마모 흔적이다. 이부분의 마모흔적은 Casting 추출이 불가능하므로 Videoscope 관측에 의한 영상 분석으로 마모량을 산정하였는데 마모깊이는 0.065 mm로 나타났다. 그림 7은 Casting에 나타난 마모흔적을 나타낸 것이고 그림 8은 압력관 내벽에 발생한 마모흔적을 Videoscope로 촬영한 것이다. 전반적으로 압력관 내벽의 검사 및 측정 결과 여러개의 마모 흔적을 압력관 입구 부분에서 발견할 수 있었으나 마모의 깊이는 최대 16 ㎛로 압력관 내벽의 조도(10 ㎛)보다 약간 큰 수준으로 허용 설계 기준치를 훨씬 밑도는 것으로 나타났다.

다. 외곽 연료봉의 간격체 마모도 측정

Bearing Pad의 경우와 마찬가지로 외곽 연료봉의 간격체 마모도 내구성 시험 초기에 급격히 진행되다가 이후 둔화되는 것으로 분석되었다. 이러한 현상은 역시 Bearing Pad의 경우와 마찬가지로 처음 제작된 핵연료 다발이 간격체 간에 서로 접촉면이 크지 않아 집중하중을 받으면서 국지적으로 마모가 빠르게 진행되다가 점차 접촉면적이 넓어지면서 하중이 분산되어 마모 진행이 둔화되는 것으로 추정할 수 있다. 입구측 3개 핵연료 다발에 대하여 시험전, 500시간, 1500시간 및 3000시간 실험 완료후 간격체 마모 진행을 분석하였는데 1500시간 측정자료에 있어 측정자료의 bias 오차로 신뢰할 수 없어 분석 대상에서 제외하였다. 간격체 마모 분석에서도 역시 마모량 측정자료에 있어 일부 오차가 큰 자료를 제외한 모든 자료에 대하여 분석을 수행하였다. 즉 입구측 3개 핵연료다발에 대하여 각 21개 핵연료봉의 간격체 마모 측정값을 평균하고 시험진행상 일관성을 갖는 자료군에 대하여 평균 마모량을 산정하였다. 그림 9는 실험 진행에 따른 간격체 마모도를 나타낸 것으로 시험 초기에 마모가 급격히 발생하고 실험이 진행될수록 마모도가 감소함을 알 수

있다. 그림 10은 3개 입구핵연료의 간격체 평균 마모량을 핵연료 주기에 대하여 Polynomial 외삽한 것으로 아래의 마모도 예측 관계식을 얻을 수 있었으며 주기 종료후 Bearing Pad의 마모량은 0.075 mm의 값을 나타내었다. 이는 설계 허용치 0.64 mm를 충분히 만족하였다.

$$Y = 0.0048\, X^{0.3004} \tag{2}$$

여기서, X는 원자로 정상 가동시간(hour), Y는 간격체의 마모도(mm)를 나타낸다.
그림 11은 최종 시험후 8개 핵연료의 평균 및 최대 간격체 마모량을 나타낸 것이다.

4. 결 론

3000시간의 CANFLEX 핵연료 내구성 시험결과에 대한 분석을 수행하였다. Bearing Pad와 압력관 내벽의 Casting에 대한 레이저 정밀 측정이 수행되었으며 시험 진행에 따른 마모 이력을 분석하였다. 핵연료 및 압력관에 대한 마모량측정 및 분석 결과 다음의 결론을 얻었다.

- Bearing Pad의 마모는 주로 내구성 시험 초기에 급격히 진행되는 것으로 나타났으며 이후에는 마모의 진행이 둔화되었다. 최종시험후 Bearing Pad의 마모량은 기존 핵연료 수준[4] 이하의 낮은 값을 유지하였다.
- 압력관 내벽에서 핵연료 Bearing Pad와의 접촉에 의한 마모 흔적을 발견할 수 있었으나 그 크기는 압력관 조도 수준으로 매우 미미하였으며 허용 설계 기준치를 만족하였다.
- 핵연료봉 간격체의 마모는 내구성 시험 초기에 급격히 진행되다가 이후에는 마모가 완만하게 진행되는 것으로 나타났다. 핵연료봉 간격체의 마모량은 설계 허용치를 충분히 만족하였다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부 중장기 연구개발과제의 일환으로 수행되었으며, 이에 관계자 여러분께 감사드립니다.

5. 참고문헌

[1] Chang, S. K., "CANFLEX Fuel Bundle Mechanical Fretting Endurance Test", KAERI/TR-1069/98, 1998 June

[2] C. H. Chung, et al., "CANDU Hot Test Loop Operation Manual", FT/OM-HTL-RV1, Feb. 1995.

[3] Chang, S. K., "CANFLEX Fuel Bundle Endurance Test (Test Procedure)", KAERI/TR-840/97, 1997 March

[4] B. R. Lee, et al. "Single Phase Endurance Test Report for KAERI CANDU-Type Nuclear Fuel Assemblies", KAERI/W4/TR-6001, July 1984

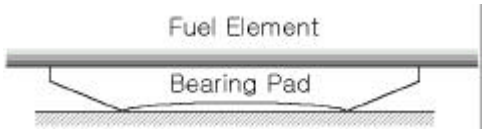

그림 1. Configuration of the Bearing Pad Contacting Surface

그림 2. Typical Wear Marks on Bearing Pads

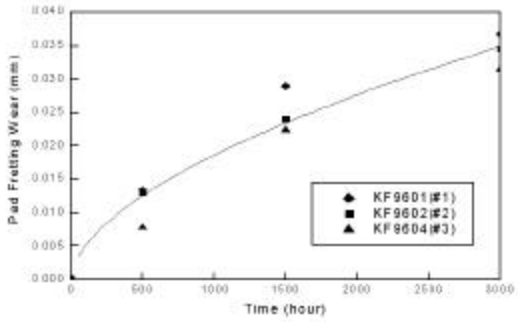

그림 3. Development of the Fretting Wears of Pads of the Inlet Three Bundles

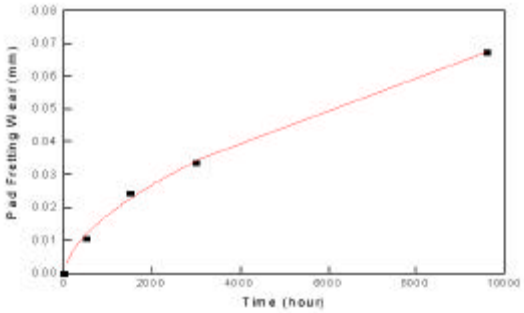

그림 4. Extrapolation of the Fretting Wear Bearing Development of Bearing Pads

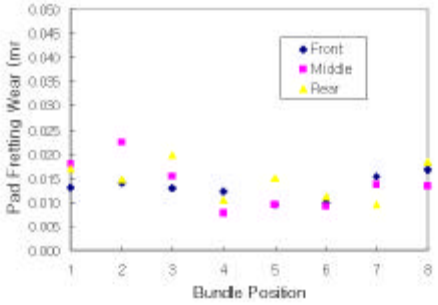

그림 5. Average Fretting Wears of Bearing Pads at Three Positions of Eight Bundles

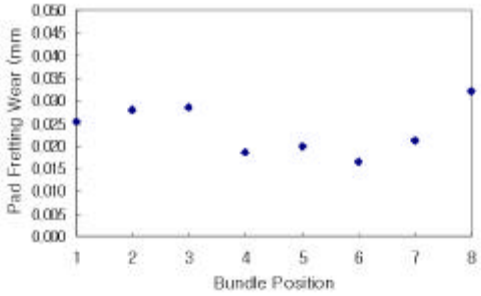

그림 6. Average Fretting Wears of the Maximum Pad Wear of Each Elements on Eight Bundles

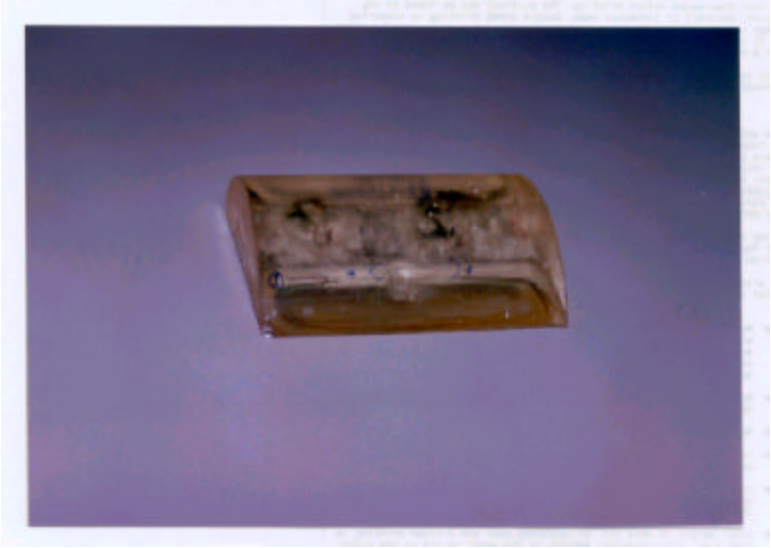

그림 7. Typical Fretting Marks on the Casting

그림 8. Typical Fret Mark Image on the Inner Wall of the Pressure Tube from Videoscope

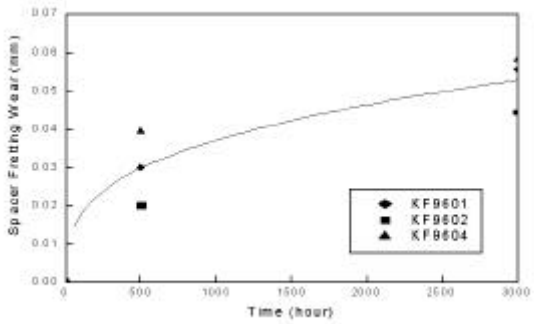

그림 9. Development of the Spacer Fretting Wears of the Inlet Three Bundles

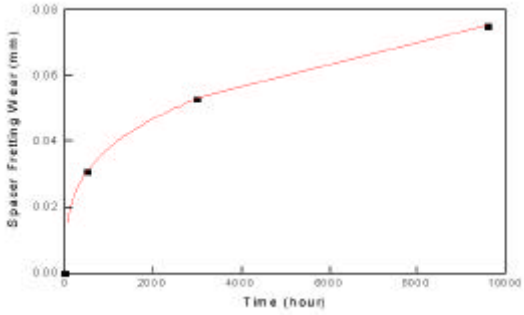

그림 10. Extrapolation of the Average Spacer Fretting Wear Development

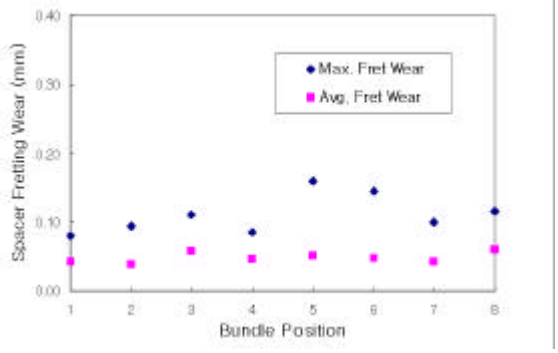

그림 11. The Maximum and Average Spacer Fretting Wears of Each Bundles