

## CANFLEX-NU 핵연료다발의 기계적 마모 내구성 특성

### Mechanical Fretting Characteristics of the CANFLEX Fuel Bundle

장석규, 홍성덕, 김복득, 정장환  
한국원자력연구소

#### 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 노외 시험시설인 CANDU-HTL을 이용하였으며, 실험조건으로 온도, 압력은 실제 발전소 노심 조건인 266°C, 11 MPa를 사용하였고 유량은 발전소 노후화로 인한 압력관 creeping을 고려하여 31 kg/s의 보수적인 값을 사용하였다. 내구성 실험 수행중, 핵연료 및 압력관의 건진성을 확인하기 위하여 실험시작 500 시간과 1500 시간 경과후, 그리고 최종 3000 시간의 내구성 실험후에서의 시편 핵연료와 압력관 내부에 대한 검사 및 정밀 측정이 수행되었다. 시편 핵연료에 있어서 bearing pad, spacer등의 마모량을 정밀 측정하였으며 실험전 측정 자료와 비교하여 모든 측정 항목이 허용 설계치를 만족함을 입증하였다. 또한, 압력관 내부의 손상 및 마모도 측정을 위하여 videoscope 검사 및 casting 작업이 수행되었으며 이들 측정값도 허용 설계치 이내임을 입증하였다.

#### Abstract

The mechanical fretting endurance test of total 3000 hour was performed for the verification of the CANFLEX-NU fuel bundle which had 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 CANDU reactor conditions (266°C, 11 MPa) and the flow rate was chosen 31 kg/s for above the design value to be conservative in the viewpoint of the pressure tube creeping due to the long time reactor operation. During the endurance test, the careful inspections and measurements of the test bundles and the pressure tube were performed on each 500, 1000 and final 1500 hour test run. After the test, the detailed inspections and measurements of the fretting wear on the bearing pads and spacers of the test bundles were done and compared to the data of before test. All the fretting wear data of the test bundles are within the design limit criteria. Also, the videoscope inspections and the castings were performed for the verification of the integrity of the inner wall of the pressure tube. The integrities of the test bundles and the pressure tube are maintained after the endurance test.

#### 1. 서 론

CANDU형 핵연료다발은 원자로 운전중, 냉각수의 난류 유동에 의한 지속적인 수력적 하중을 받게 되는데 이는 핵연료다발 자체 및 핵연료다발과 압력관 상호간의 진동을 발생시킨다. 이러한 유체유인진

동은 핵연료다발의 spacer와 bearing pad 그리고 핵연료다발의 bearing pad와 접촉하는 압력관 내벽에 기계적 마모를 유발시킨다. 그러므로 새로 개발되는 핵연료는 연소 주기동안에 이러한 진동에 의한 기계적 마모가 허용 설계치 이내이며 압력관에도 과도한 마모를 유발시키지 않아야함을 입증하여야한다. 캐나다 AECL에서는 600 MWe와 900 MWe 원자로의 핵연료 다발 내구성 실험 [1], [2]을 수행하였으며, KAERI에서도 1984년도에 국산 CANDU 37봉 핵연료다발에 대하여 내구성 실험 [3]을 수행한 바 있다. 현재 KAERI/AECL 국제 공동설계로 개발 완료단계에 있는 CANFLEX-NU 핵연료 다발은 압력강하 실험을 비롯한 각종 검증 실험을 거쳐 기계적 건전성을 입증한 바 있다. 본 논문은 1997년 2월에 시작되어 1998년 1월에 완료된 CANFLEX-NU 핵연료 다발의 기계적 마모 내구성 실험에 대하여 기술하였다. 내구성 실험은 연속운전 초기 500 시간과 중간 1000 시간의 1, 2차 실험을 거쳐 총 3000 시간의 내구성 검증실험을 수행하였다. 실험에 사용된 channel type은 수력적 보수성을 고려한 L-5형이었으며 실험시 운전 조건은 실제 발전소의 온도, 압력 조건을 사용하였고 최근 발전소 노후화로 인한 압력관 creeping 효과를 고려하여 115 % 정상유량 조건을 사용하였다.

## 2. 실험장치

CANFLEX-NU 핵연료다발의 내구성 검증실험은 실제 월성 원자력 발전소 조건을 모사할 수 있는 KAERI CANDU-HTL [4]에서 수행되었다. 시편 핵연료가 장전되는 channel 형태로는 노심내 360여개의 channel중 feeder에서의 냉각수 유입 조건이 수력적 조건을 가장 나쁘게 발생시키기 쉬운 L-5형을 선택하였다. Test rig의 압력관, liner tube, end fitting, shield plug등은 CANDU 6 설계와 동일하며 end fitting의 지지, feeder pipe의 배열 및 garter spring의 지지등은 실제 발전소의 설치 상황과같도록 하였다.(figure 1) 실험장치의 운전 및 제어는 원격 제어 장치인 D3 장비를 사용하였으며 실험 및 운전 자료 처리는 HP3054A 장비를 사용하였다. 내구성 실험중, 압력관과 핵연료다발의 진동 특성을 측정하기 위하여 가속도 측정 센서 및 마그네틱 센서를 설치하였다. 12개의 시편 핵연료는 CANFLEX-NU Fuel Bundle Technical Specification [5]에 의하여 KAERI 핵연료 가공공장에서 제작되었으며, 시편 핵연료다발중 1, 2, 6번은 진동 특성 측정을 위해 연료봉 내에 마그네틱 센서를 삽입하였다.

## 3. 실험조건

내구성 실험 Technical Specification [6]에 의거한 test rig내에서의 실험 운전 조건은 다음과 같다.

- 온 도 : 266 °C
- 압 력 : 11.0 MPa (압력관 출구)
- 유 량 : 31.0 kg/s

온도 및 압력 조건은 발전소의 실제 운전 조건과 같으며 유량은 정상 유량의 115 %에 해당된다. 즉, 발전소가 오래 될수록 압력관이 장시간 방사능에 노출되어 creeping이 일어나 압력관 직경이 증가하게 되므로 유량이 증가하게 된다. 이러한 유량 증가는 핵연료 및 압력관의 마모에 악영향을 미치게 되는데 이에따른 내구성 실험의 보수성을 부여하기 위하여 높은 유량 조건을 선택하였다. 압력관 내 시편 핵연료의 장전 각도는 기 수행된 핵연료 회전 압력강하 실험[7]에서 얻어진 최대 압력강하 장전각도 자료를 사용하였다. 최대 압력강하 장전각도는 핵연료 다발 사이의 유동 교란을 크게하여 마모에 나쁜 영향을 끼치므로 실험의 보수적 관점에서 이 장전각도를 선택하였다. 실험중 냉각수의 수질은 수질 감시장치 및 시료 채취를 통하여 관리되었다. Loop 내 이물질 제거를 위하여 10  $\mu$ m 필터를 사용하였으며 적정 pH 농도 유지를 위하여 필요시 화학적 처리를 수행하였다. 또한 loop 내 용진산소 제거를 위하여 steam deaerator를 사용하였고 필요시 수소 주입을 행하였다.

## 4. 검사 및 측정

시편 핵연료의 기계적 건전성 및 마모도를 측정하기 위하여 실험전, 1차 실험(500 시간), 2차 실험

(1000 시간) 및 최종 실험(1500 시간)에 대하여 아래 항목의 검사 및 정밀 측정을 실시하였다.

- . Bearing pad heights
- . Gap distances at the outer inter-element spacers
- . Element lengths including both end plates
- . End plate profiles for both ends
- . Element bows from end to end
- . Inspections of the bearing pad surfaces showing evidence of fretting

또한 압력관 내벽의 손상 및 마모 여부를 관찰하기 위하여 각 실험 단계마다 다음 항목의 검사를 수행하였다.

- . Videoscope inspections
- . Inspections of the castings for the fret marks at the locations of the bundle bearing pad planes. A laser profilometer was used to produce isometric diagrams of the fret marks and to measure the depths of these marks.

## 5. 실험 결과 및 토론

CANFLEX-NU 핵연료다발의 내구성 검증실험은 1997년 2월 26일 실험장치 가동을 시작하여 1, 2, 3 차 실험을 거쳐 1998년 1월 21일에 종료함으로써 약 11개월에 걸쳐 성공적으로 수행되었다. 내구성 실험의 수행 절차는 내구성 실험 절차서[8]에 의하여 수행되었다. 실험 초기 500 시간의 1차 실험이 정확한 온도, 압력, 유량 조건하에서 21일간 연속 수행되었다. 실험후 핵연료 장전 각도의 변화는 입구측 1번 핵연료가 반시계 방향으로 5° 돌아간 외에 2, 3번 핵연료의 장전 각도 변화는 없었다.(핵연료 및 연료봉 번호 table 1, figure 4 참조) 인출된 3개의 입구측 시편 핵연료의 검사 및 정밀 측정은 기계적 건전성 확인과 핵연료 bearing pad 및 외곽 spacer의 마모에 대하여 수행되었으며 허용 설계치를 훨씬 밑도는 측정치를 나타내었다. 인출된 핵연료 지점의 압력관 내벽 손상 및 마모 상태가 videoscope 촬영 및 casting 추출 방법으로 검사되어 이상이 없는것으로 나타났다. 측정 완료된 3개의 시편 핵연료 장전후 1000 시간의 2차 실험이 진행되었는데 400 시간 연속 운전후 test rig의 점진적 유량 감소로 인하여 실험이 일시 중지되었다. 유량 감소의 원인은 핵연료 다발열의 crudding에 의해 압력강하가 커지고 이에따라 유량이 감소한 것으로 나타났다. 잔여 600 시간의 내구성 실험에 있어서는 유량 감소의 문제 발생에 대한 여유도를 확보하기 위하여 압력관 하류측 11, 12번 핵연료를 압력강하가 적은 flow spacer로 교체하여 실험을 수행하였다. 잔여 실험의 초기 30.6 kg/s로 시작된 실험은 2차 실험 완료시 28.3 kg/s로 감소하였다. 실험후 1번 핵연료의 시계방향 1°의 장전 각도 변화를 제외하고는 다른 핵연료의 장전 각도 변화는 없었다. 1차 실험후 측정 방법과 마찬가지로 입구측 3개 시편 핵연료와 압력관의 기계적 건전성 및 마모, 손상에 대한 정밀 측정 및 검사가 수행되었는데 모든 항목에서 허용 설계치를 만족하였다. 전반적인 loop의 보수 및 점검을 거쳐 시편 핵연료를 장전한 다음, 최종 1500 시간의 3차 실험을 실시하였다. 유량 감소의 가능성에 대처하기 위하여 추가적으로 9, 10번 핵연료를 flow spacer로 대체하였다. 1500 시간의 연속 실험후 8개 시편 핵연료에 대한 장전 각도 변화는 1, 2번 핵연료가 반시계 방향으로 3° , 3, 4번 핵연료가 9° , 그리고 5, 6, 7, 8번 핵연료가 각각 반시계 방향으로 8° , 5° , 11° , 16° 로 각도 변화가 다소 큰 것으로 나타났는데 이는 4개 시편 핵연료가 flow spacer로 교체됨으로써 핵연료 다발열의 길이가 감소하여 수력적 하중의 영향이 커졌기 때문인 것으로 분석되었다. 총 3000 시간의 내구성 실험에 대한 운전 조건 이력은 figure 2와 같다. 온도 및 압력의 운전 조건은 평균 265.7 °C, 11.0 MPa로써 목표값과 매우 잘 일치하였으며 유량 운전 조건은

설정치에 근접한 29.9 kg/s를 나타내었다. 운전중 냉각수의 수질에 있어서는 figure 3에서 나타난 바와 같이 탁도와 pH 농도에서 잘 관리되었음을 보여주고 있다. 압력관에서 인출된 8개의 시편 핵연료 다발에 대한 기계적 건진성 및 마모도 정밀 측정이 수행되었으며 압력관 내벽에 대한 마모, 손상 상태도 검사, 측정되었다. 각 항목에 대한 주요 측정 결과는 아래와 같다.

### 5.1 핵연료봉 bearing pad의 마모

CANFLEX NU 핵연료는 figure 6에서 보는 바와 같이 연료봉의 압력관 접촉을 방지하기 위하여 외곽 연료봉에 3개의 bearing pad가 용접되어 있다. 발전소 가동중, 유체 유인 진동으로 인한 압력관과 핵연료의 상대 운동으로 인하여 bearing pad에 접촉 마모가 발생할 수 있으며 또한, 핵연료 장전 및 인출 작업 과정에서 미끄럼 마모가 발생할 수 있다. 이러한 두가지 마모 형태는 bearing pad의 scratch 방향 및 형상에 따라 육안 관찰과 정밀 측정으로 판별 가능하다. 본 내구성 실험에서는 진동에 의한 접촉 마모의 측정이 중요하므로 실험중 빈번한 장전, 인출 작업에 의한 미끄럼 마모를 줄이고 압력관 내벽의 scratch를 줄이기 위하여 shim stock을 사용하였다. 실험 완료된 시편 핵연료의 bearing pad 마모도는 height 게이지를 이용하여 bearing pad의 양단과 중앙 지점의 높이를 측정하여 실험전 및 실험중 측정 자료와 비교하였다. Figure 5은 위 방법에 의한 측정값의 최대치를 핵연료다발별로 나타낸 것이다. 또한, 각 장전 핵연료 다발에서 접촉 마모가 생길 가능성이 큰 4시에서 8시 방향 사이의 bearing pad에 대해서는 casting 작업으로 주형을 떠서 표면 조도를 레이저 측정하였다. 이러한 측정 과정에서 주목할만한 마모 부위의 분석 내용은 다음과 같다. 1번 핵연료(KF9601)에서 bearing pad 높이 감소가 가장 큰 연료봉중 일부는 압력관과 접촉범위 밖이므로 장전, 인출시 생긴 미끄럼 마모에 의한 것으로 판단할 수 있으며 형상 관찰에 있어서도 이를 뒷받침한다. 마모량이 가장 큰 연료봉의 경우, height gauge에 의해 측정된 마모량은 0.067 mm로 나타났다. 이에 대한 측정치의 신뢰성을 확인하기 위하여 사진 분석(가운데 bearing pad의 양단에 5.0 mm x 2.1 mm 크기의 마모 부위)에 의한 마모량을 추정하면 다음식으로 근사하여 계산할 수 있다. [9]

- Fretting wear size : Width(w) x Length(l) = 2.1 mm x 5.0 mm
- Curvature of bearing pad : 8.5 mm [10]

$$\begin{aligned}
 d &= w^2/8R \\
 &= 2.1^2/(8 \times 8.5) \\
 &= 0.065 \text{ (mm)}
 \end{aligned}$$

두가지 방법에 의한 마모량 측정은 서로 잘 일치하고 있으며 기존 CANDU 37봉 핵연료다발[3]에 비하여 작은 값을 보였다. 2번 핵연료(KF9602)에 대해서 압력관과 접촉에 의해 큰 마모량을 나타낸 연료봉의 마모량은 0.056 mm로 압력관에 대해 손상을 주지 않았다. 3번 핵연료다발(KF9604)에서 마모량이 큰 값으로 나타난 연료봉 역시 모두 압력관접촉 범위 밖의 값으로 미끄럼 마모로 판정되었다. 측정된 모든 bearing pad 마모 자료로부터 최대 마모량은 8번 핵연료(KF9608)에서 0.087 mm로 나타났으며 이는 기존 CANDU 37봉 핵연료다발[3] 보다 작은 값이다.

### 5.2 외곽 핵연료봉 spacer 마모

핵연료 연료봉 사이의 접촉을 방지하고 일정 간격을 유지하기 위하여 설계된 spacer는 유체 유인 진동에 의하여 인접 spacer간에 접촉 마모가 발생한다. 본 내구성 실험에서는 외곽 연료봉의 spacer마모량에 대해 인접 연료봉을 맞댄 상태에서 thickness gauge로 spacer 양단 간격을 측정하여 실험전, 실험중간 자료와 비교하였다. Figure 6는 이들 측정 자료를 정리한 것인데 최대 마모량은 0.160 mm이고 평균 마모량은 0.048 mm로 기존 CANDU 37봉 핵연료다발[3]에 비하여 작은 값을 나타내었으며 허용 기준치를 만족하였다.

### 5.3 압력관 내벽 마모 및 손상

내구성 실험 완료후, videoscope에 의한 압력관 내벽의 면밀한 검사가 수행되었으며 핵연료 bearing pad가 놓인 모든 위치 (24개 지점)에서의 casting 작업이 수행되었다. casting 재질은 아크릴 계통의 Caseway PS30을 사용하였으며 추출 용제는 silicone S711을 사용하였다. 특수 제작된 casting 작업용 알미늄 주형틀 (100 x 90 mm)을 원하는 위치에 삽입한 다음, 주형의 양단을 압축 공기로 밀폐하고 튜브를 통하여 외부에서 PS30을 주입한 후, 6~8 시간 고형화시킨다. 약간의 충격으로 분리, 추출된 casting은 접촉 흔적, 마모등을 확인하여 뚜렷한 마모에 대하여 레이저 정밀 측정을 수행하였다. videoscope 검사와 casting 측정 결과에 대한 주요 분석 내용은 다음과 같다. 1번 핵연료 상류측 bearing pad 지점에서 추출된 casting에서의 접촉 흔적 위치는 3, 7, 8번 연료봉 위치에 해당되는데 실제 bearing pad에서의 마모 부위는 1 mm x 1 mm로 casting의 마모량 레이저 측정값은 0.009 mm의 미세한 값을 갖는다. 1번 핵연료 중앙 위치에서는 약 3 : 30 방향에서 압력관 내벽에 4.0 mm x 1.5 mm 크기의 뚜렷한 마모 흔적이 videoscope 검사로 관찰되었는데 이 지점은 casting 작업 영역을 벗어나는 부위여서 bearing pad 형상을 참고로 6.1절에서 기술한 방법으로 계산한 결과, 0.033 mm의 값을 나타내었다. 이 값은 압력관 마모량 허용 기준치를 여유있게 만족시키는 값이다. 또한, 이 지점에서의 casting에서는 2, 6, 8 번 연료봉 위치에서 미세한 bearing pad 접촉 흔적이 나타났다. 이에 대한 해당 bearing pad의 마모 부위는 1.5 mm x 1.5 mm로서 casting의 마모량 레이저 측정값은 0.009 mm였다. 2번 핵연료 중간 bearing pad의 casting에서는 4번 연료봉 위치에서 마모 흔적이 발견되었는데 레이저 측정 결과 0.016 mm인 것으로 나타났다. 또한, 3번 핵연료 중간 bearing pad의 casting에서도 12, 13번 연료봉 위치에서 미세한 접촉 흔적이 나타났다. 이상에서 언급한 외의 모든 casting에서는 접촉 흔적이거나 마모가 발견되지 않았으며 전체적으로 압력관 내의 마모량은 허용 설계 기준치를 만족하였으며 손상은 전혀 발견되지 않았다.

### 5.4 핵연료 다발의 기계적 건전성

실험전과 실험후의 연료봉 길이 변화 측정과 핵연료 다발 접합판 굴곡 측정, 그리고 연료봉 휨 측정이 실시되었는데 모든 항목에서 허용 설계 기준치를 만족하였다.

## 6. 결론

새로 개발된 CANFLEX-NU 핵연료 다발에 대한 총 3000 시간의 기계적 마모 내구성 실험이 1, 2, 3 차에 걸쳐 성공적으로 수행되었다. 내구성 실험 진행중, 온도, 압력의 운전 조건은 매우 정확하게 지켜졌으며 유량 조건은 CANDU-HTL 시험시설 자체의 조건때문에 평균 29.9 kg/s를 나타내었다. 시편 핵연료 다발과 압력관의 마모도 및 기계적 건전성 측정 결과 다음의 결론을 얻었다.

- 압력관 내벽의 입구측 영역에서 수개의 접촉 흔적 및 마모가 발견되었으며 모두 허용 설계 기준치를 만족하였다. 압력관 내벽의 마모도는 핵연료 장전, 인출시 발생하는 scratch 조도 정도의 크기를 갖는 것으로 나타났다.
- 핵연료 외곽 연료봉 spacer의 마모도는 허용 설계 기준치를 만족하였다.
- 핵연료 bearing pad의 마모도는 허용 설계 기준치를 만족하였다.
- 실험 수행중, 핵연료 다발의 전반적인 기계적 건전성이 유지되었다.

## 참고문헌

- [1] D. Bzovey, "600 MWe Single Phase Endurance Test", IR-277, Aug. 1978.
- [2] M. R. Mckeil et al., "950MWe Fuel Endurance Test", IR-470, Dec. 1982.
- [3] B. R. Lee, et al. "Single Phase Endurance Test Report for KAERI CANDU-Type Nuclear Fuel Assemblies", KAERI/W4/TR-6001, July 1984.
- [4] C. H. Chung, et al., "CANDU Hot Test Loop Operation Manual", FT/OM-HTL-RV1, Feb. 1995
- [5] M. Gabbani, P. Alavi and S. K. Sim, "CANFLEX Natural Uranium Fuel Bundle", CFX-37000-TS-001 (CANFLEX-075), Technical Specification, Rev. 1, June 1996.
- [6] P. Alavi, AECL and K-S Sim, KAERI, "CANFLEX Fuel Bundle Mechanical Fretting Endurance Tests", Test Specification CFX-37100-400-002 (CANFLEX-069), Rev.0, March 1994.
- [7] H. J. Chung and J. S. Jun, "CANFLEX Fuel Bundle Junction Pressure Drop", Test Report KAERI/TR-CX121 (CANFLEX-104), Rev. 0, February 1995.
- [8] S. K. Chang, "CANFLEX Fuel Bundle Endurance Test", Test Procedure KAERI/TP-CX501, CANFLEX-102), Rev. 0, November 1996.
- [9] S. K. Chang, "CANFLEX Fuel Bundle Mechanical Fretting Endurance Test", Test Report KAERI/TR-CX502 (CANFLEX-127), Rev. 0, May 1998.
- [10] Fuel Bundle Design Drawing, " Joint AECL-KAERI CANFLEX 43 Element Bundle (CANDU-6) Reference Drawing," CANFLEX-37000-1-1-GA-E, Rev. 03, KAERI/AECL, January 30, 1996.

Table 1. Bundle Loading Patterns for Endurance Test

Inlet	Fuel Channel										Outlet	
Flow -----> Direction	#1	#2	#3	#4	#5	#6	#7	#8	#9	#10	#11	#12
No.	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
Bundle Serial No.	KF9601	KF9602	KF9604	KF9605	KF9606	KF9603	KF9607	KF9608	KF9609	KF9610	KF9611	KF9612
Loading Angle <sup>1)</sup>	91° CCW	50° CCW	9° CCW	328° CCW	287° CCW	246° CCW	205° CCW	164° CCW	123° CCW	82° CCW	41° CCW	0°
Loading Angle <sup>2)</sup>	91° CCW	50° CCW	9° CCW	328° CCW	287° CCW	246° CCW	205° CCW	164° CCW	123° CCW	82° CCW	Spacer 1	
Loading Angle <sup>3)</sup>	91° CCW	50° CCW	9° CCW	328° CCW	287° CCW	246° CCW	205° CCW	164° CCW	Spacer 2		Spacer 1	
Remarks	<p>1) 12 bundles were loaded for initial 500 hour run.                  2) 12 bundles were loaded for intermediate 1000 hour run. After 400 hour run, bundles were unloaded due to the oil contamination.                  After fixing the problem, 10 bundles and 1 spacer were loaded for remaining test.                  3) 8 bundles and 2 spacers were loaded for final 1500 hour run.                  * Angle is viewed from channel inlet</p>											

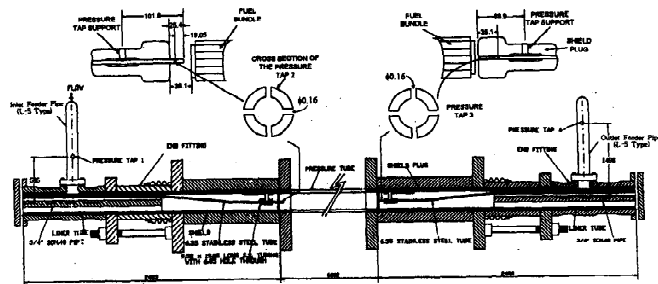


Figure 1. Test Rig (CANDU6 Type) for the Endurance Test

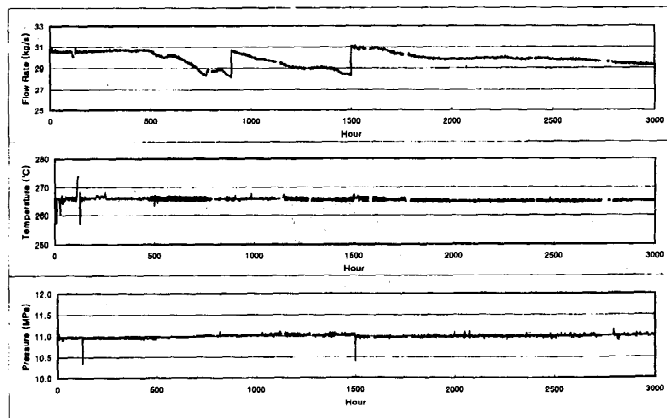


Figure 2. The History of the Loop Parameters

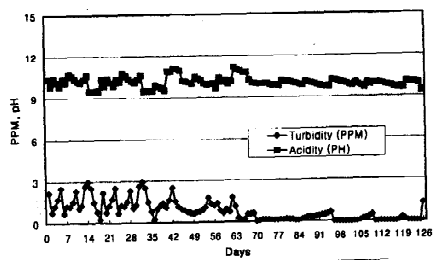


Figure 3. Water Quality of the Loop

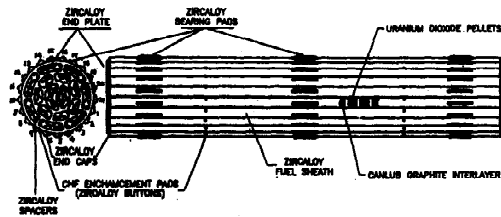


Figure 4. CANFLEX-NU Fuel Bundle



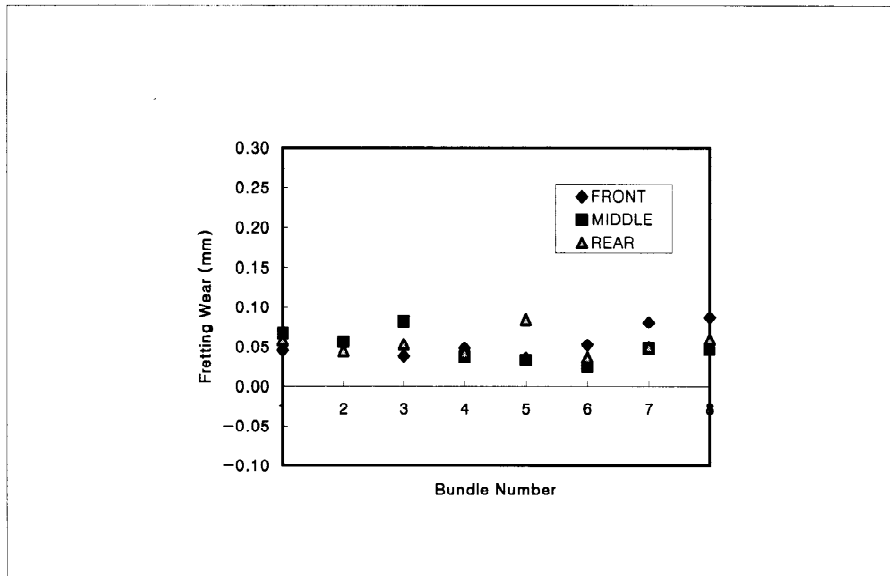


Figure 5. Maximum Bearing Pad Wears at the Completion of the 3000 hour Endurance Test

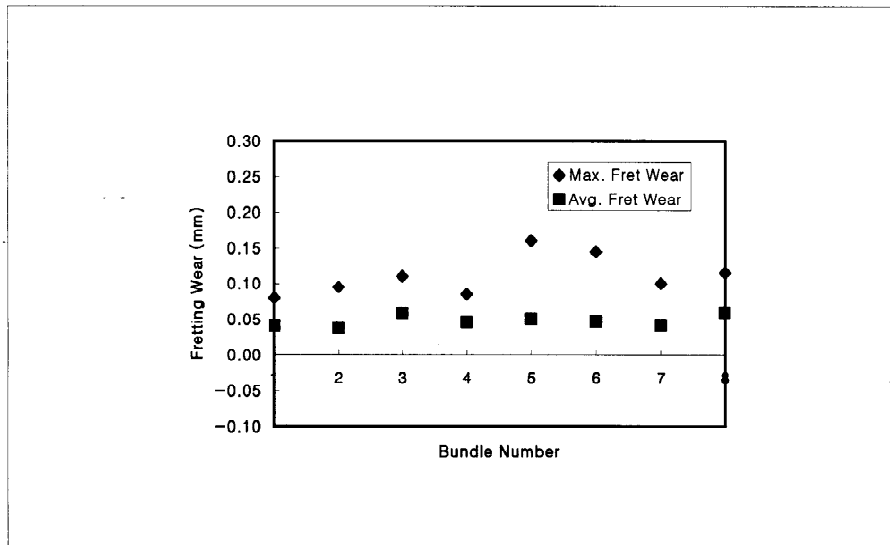


Figure 6. Maximum and Average Spacer Wears at the Completion of the 3000 hour Endurance Test