

가압 경수로형 모의 핵연료 집합체의 유동시험

김용환, 전상윤, 전경락, 김재원

한국원전연료주식회사

요 약

최근 일부 PWR 원전에서는 냉각수 유동유발에 의한 집합체 진동에 기인한 것으로 보이는 핵연료손상이 잇달아 발생하고 있다. 본 시험에서는 모의 핵연료 집합체에 대해 원전운전시 유통(유속)에 따른 집합체의 진동특성을 규명하기 위해 모의 집합체에 대한 유동시험을 수행 하였다. 시험결과 해당 모의 연료는 발전소 운전 유통영역 범위내에서 냉각수 유통에 기인한 집합체의 진동현상이 발생함이 확인되었다.

1. 서론

최근 일부 PWR 원전에서 집합체 진동(Vibration)에 기인한 것으로 보이는 핵연료 손상이 발생하고있다. 따라서 이에 대한 연구가 다시 활발히 수행되고 있으며, 최근 국내에서도 이와 관련한 연구논문이 발표되었다. 일부 파손이 발생한 가압 경수로형 핵연료 집합체의 PSE시험결과 연료봉과 지지격자간의 프레팅 마모에 의한 손상으로 판명되었다 [1].

연료봉과 지지격자간의 프레팅마모에 영향을 미치는 주요인자는

- ① 유동유발 진동의 동특성 (Flow-Induced Vibration Dynamics),
- ② 초기 스프링력 (Initial Spring Force),
- ③ 중성자 조사에 의한 지지격자 스프링력 이완(Relaxation of Spring Force due to Neutron Irradiation),
- ④ 피복관 크립 (Fuel Cladding Creep)

이라고 널리 알려져 있다[2,3].

초기 스프링력은 들수록 연료봉 프레팅 마모면에서는 유리하나 핵연료 연소시 연료봉과 굽격체간의 상대적인 조사성장 자이에 의한 연료봉 굽힘(Bow)이 발생할 수 있어 어느 일정량 이상 증가시킬 수 없는 것이 현실이다 (일부 인코넬 지지격자의 초기 스프링력을 12N~24N으로 제한함[4]).

지지격자 스프링력의 조사이완은 지지격자 스프링의 형상에 약간 차이가 있을 수 있으나 지지격자가 중성자 조사를 많이 받는 원자로심에 위치해야하는 제약조건을 감안한다면 이는 피할수없는 재료 특성지이다. 핵연료 공급업체의 연소 경험에 따르면 인코넬 지지격자의 경우가 지르칼로이 지지격자에 비해서 조사이완이 적다고 알려져 있다[5].

Fuel Clad Creep은 Cladding Tube을 제조하는 열처리공정에 의한 재료의 조직특성에 따라 약간 차이가 있을 수 있으나, 이는 모두 수 mil(1/1000인치) 밖에 안되고 이것 또한 설계시 보수적으로 반영되었으므로 그 영향은 Minor하다 하였다.

그러므로 지지격자와 연료봉간의 상대적인 마찰운동을 일으키게하는 진동의 크기(진폭) 및 단위 시간당 진동수(frequency)를 파악하여 그 mechanism을 이해하는 것이 연료봉과 지지격자간의 프래킹마모를 이해하기 위한 가장 중요한 방법중의 하나라고 할 수 있다. 따라서 연료봉과 지지격자간의 프래킹 마모에 의해 손상이 발생한 것과 동일한 형태의 모의 핵연료 집합체에 대해 유체유동에 따른 집합체 Vibration의 정량적 특성 규명이 필요하게 되었다.

2 . 집합체 유동시험

가. 시험방법 및 장치

시험장치는 Test Vessel, Pump, Heat Exchanger, Make-up Water Tank 및 Pressure Regulator를 포함하는 폐쇄 Hydraulic Loop System으로 구성된다. 그림#1은 본 system의 개략도를 보여주고 있으며, 펌프에 의해 가압된 물이 Test Vessel 하부를 통해 상부로 올라가게 된다. 주요 시험설비 및 기능을 간략히 설명하면 다음과 같다.

- Test Vessel - 시험 집합체를 유지하는 Flow Housing을 구성한다.
- Pump - System Water에 유동력을 제공하고 System의 Heat Source이다.
- Heat Exchanger - 냉각수의 운전온도를 100°F 에서 250°F 로 유지한다.
- Water "Make-up" Tank - 주 System 냉각수를 보상하여 준다.

본 시험장치는 250°F이하 및 225psig 이하에서 운전이 가능하도록 설계되었고 ASME Boiler and Pressure Vessel Code SectionⅦ 및 ANSI/ASME Standard B31.1 에 따라 제작되었다. 시험에 사용된 집합체는 Depleted Uranium이 함유된 235개의 연료봉과 손잡베인이 없는 상.하부 지지격자 각 1개씩과 손잡베인이 있는 6개의 중간 지지격자를 포함 총 8개의 인코넬 지지격자를 갖는 가압 경수로형 모의 핵연료를 사용하였다. 집합체의 진동특성을 파악하기 위하여 시험전에 Computer Code를 이용 집합체 진동 Mode 및 Mode별 진동수를 해석하고, 시험장치를 고려하여 집합체 진동을 잘 detection 할 수 있도록 3, 4, 5 번 지지격자 위치에 0°면 및 270°면에 각각 2개씩의 Fiber optic probe를 장착(그림#2 참조)하였다 [6]. 장착된 MTI Fiber optic probe는 이미 알고 있는 Calibration Standard를 이용하여 그 변위에 맞는 전기적인 신호가 출력되도록 Calibration을 실시하였다. 본 시험에 사용된 Sensor는 Fiber optic probe를 통해 Light source가 가해지고 Target과의 거리에 따라서 반사되어지는 Signal을 받아 Light amplifier를 이용하여 증폭하여 나타난 전류의 세기로 Target의 Vibration을 측정(Monitoring)한다. 그림#3은 이때 얻어진 Data를 처리하고 정리하는 구성 체계도 이다.

나. 시험결과 및 해석

본 유동시험은 Loop의 온도를 250°F로 고정하고 Loop flow rate를 원전 정상 운전 범위를 포함하는 800GPM에서 2250GPM까지 수행하였다. 시험결과는 Signal analyzer를 이용하여 Loop의 flow rate에 따른 각 Probe위치에서의 진동폭을 얻을 수 있었으며, 그림 #4, 5, 6에서 각 Probe 위치에서 얻어진 Flow rate 별 Frequency 및 Amplitude를 3차원 Graph로 나타내었다. 그림#7은 시험장치의 유량이 1900 GPM일때의 Visicorder 출력결과이다. 각 시험결과에서 보는것처럼 집합체의 특정 Vibration Frequency 부근에서 매우 큰 진폭으로 진동을 하고 있음을 볼 수 있다 [7]. 실제 시험에 사용한 집합체의 정상 운전시 각 집합체당 유량은 1686 GPM인데, 시험시 온도와 원자로 운전 온도 및 실제 원자로 운전시 집합체의 진동 Frequency 및 시험조건에서의 Frequency등을 보상하여야 한다. 이러한 보정계수로는 C_{in} , C_p , C_{gt} 가 있으며, 당 시험에서는 $C_{in} = 0.93$, $C_{gt} = 1.0$, $C_p = 0.945$ 를 사용하였다 [7].

$$\begin{aligned} \text{따라서 } Q_{\text{reactor}} &= C_{in} \times C_p \times C_{gt} \times Q_{\text{test}} \\ &= (0.93)(0.945)(1.00) \times Q_{\text{test}} \\ &= 0.88 Q_{\text{test}} \text{ 이 되므로} \end{aligned}$$

원전의 정상운전시 집합체당 Flow rate 1686 GPM은 당 시험에서는 1916 GPM에 해당되며, 그림 #4, 5, 6의 약 53 번째 Curve에 해당되게 된다.

3. 결 론

본 가압 경수로형 모의 핵연료 집합체에 대해 유동 시험을 실시한 결과, 집합체의 특정 Frequency 부근에서 매우 큰 진폭으로 집합체 진동이 발생하였다. 따라서, 원자로 내의 냉각재 유동에 의해 발생된 집합체 진동이 프레팅 마모를 유발하는 주 원인 이라고 생각 할 수 있다.

4. 참고문헌

- [1] J. P. Kim, P. O. Kim, H. J. Kim, "Results and Evaluation of Poolside Examination of the Failed Fuels", KNFC/TR-026, 1994.
- [2] Sunki Kim, Yong Soo Kim, Wonmok Jae, Kyutae Kim, "A Review on Fretting wear by Flow-Induced vibration in Nuclear Fuel Rod/Assembly", Proc. KNS Autumn Meeting, October 29, 1994.
- [3] K.T.Kim, H.K.Kim, K.H.Yoon "A Simulation Methodlogy of Spacer Grid Residual Spring Deflection for Predictive and Interpretative Purposes", Proc. KNS Autumn Meeting, October 29, 1994.
- [4] "Inconnel Spacer Grid Drawing", KNFC Drawing, 1994.
- [5] "Material Property Manual" Westinghouse November 1990.
- [6] Y. H. Kim, S. Y. Jeon, "FACTS Loop Vibration Test Plan for PWR Dummy Fuel Assembly ", KNFC-TR, 1994.
- [7] Y. H. Kim, S. Y. Jeon, "FACTS Loop Vibration Test Report for PWR Dummy Fuel Assembly ", KNFC-TR, 1994.

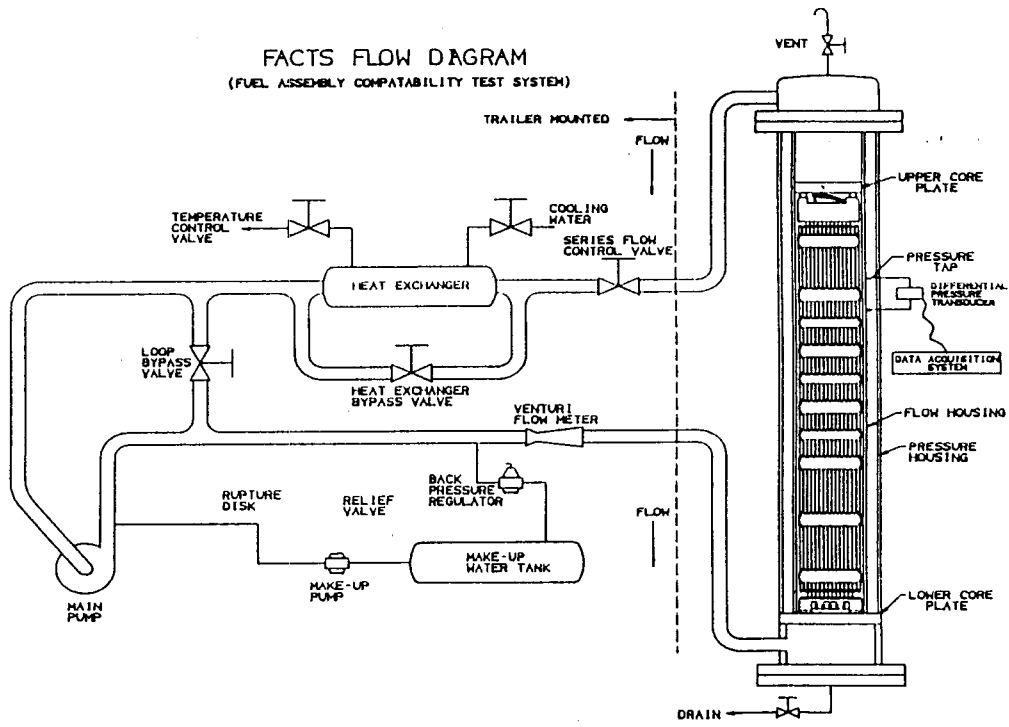


그림 #1. FACTS Loop System

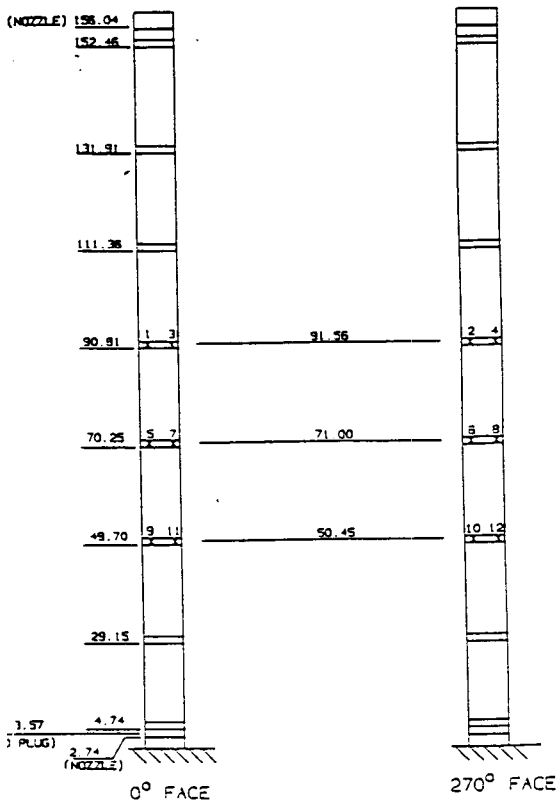
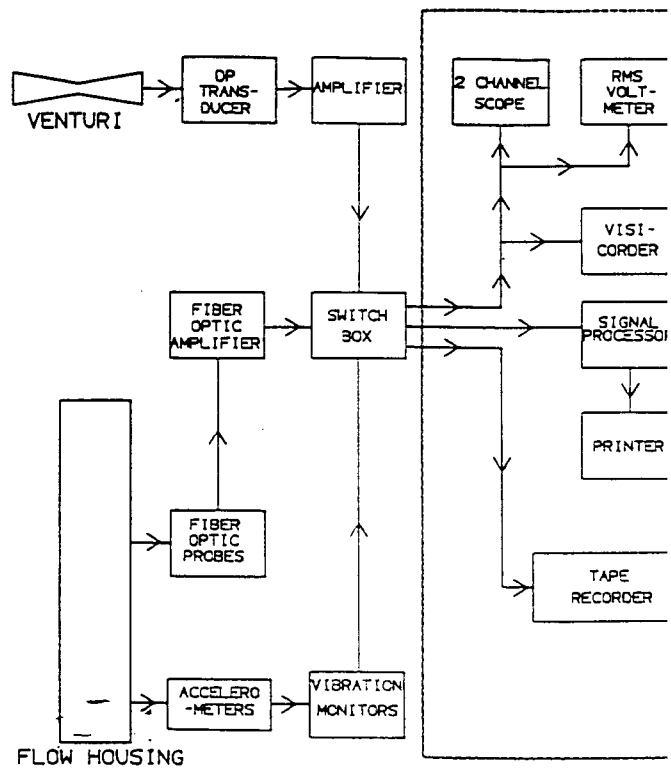


그림 #2. Fiber Optic Probe Location.



- 698 - 그림 #3. Data Acquisition Configuration.

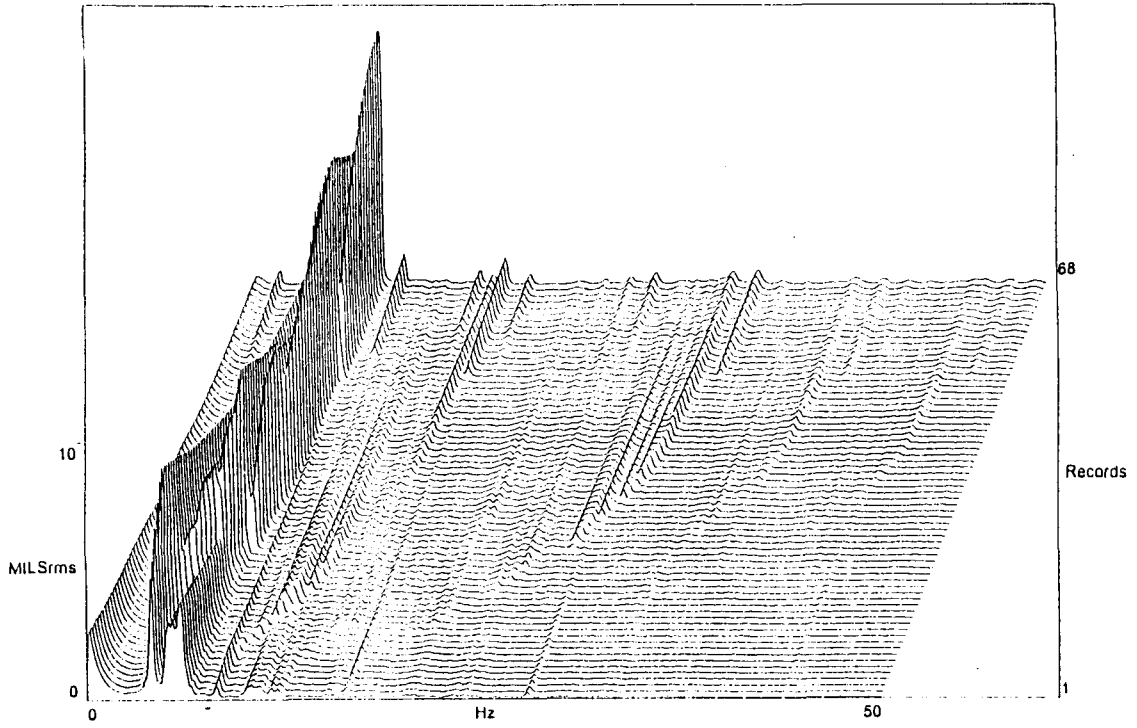


그림 #4. Probe #2 Test Result.

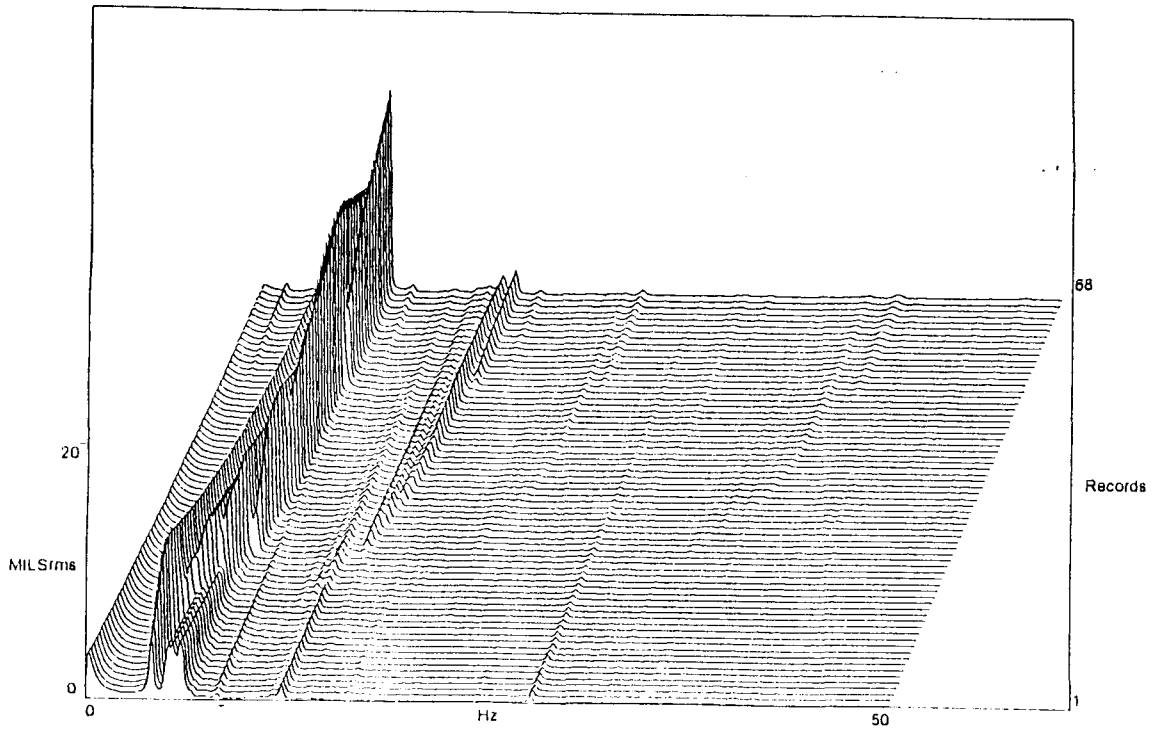


그림 #5. Probe #4 Test Result.

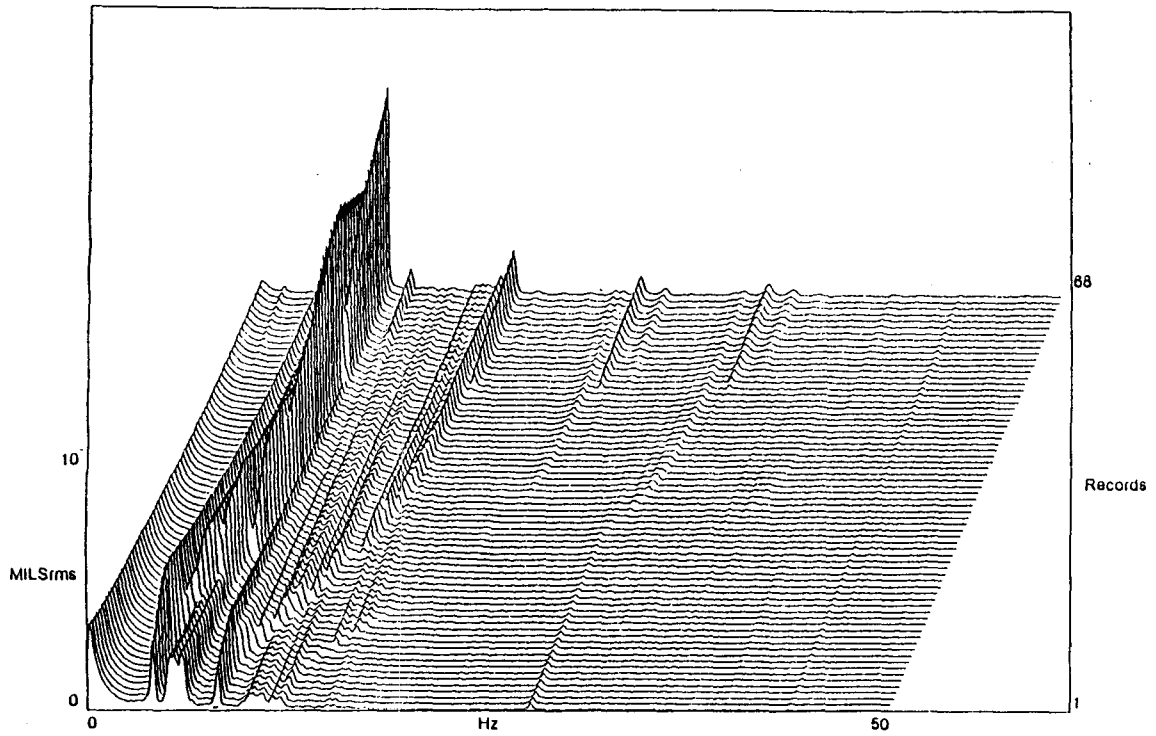


그림 #6. Probe #5 Test Result.

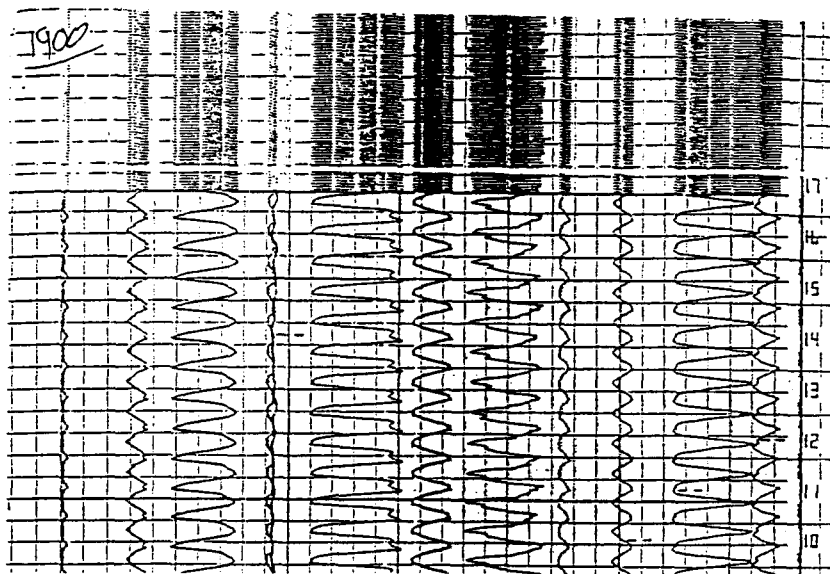


그림 #7. 1900 Gpm Visicorder Result.