'99 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

핵연료봉 프레팅 마모손상에 관한 연구

A Study on Fuel Rod Fretting Wear Failure

김용환, 이규석, 장영기, 김규태, 김선두

한전원자력연료주식회사
대전광역시 유성구 덕진동 150

우호길

충남대학교
대전광역시 유성구 궁동 220

요 약

접촉하고 있는 두 물체가 서로 미세한 진폭의 상대운동을 할 때 접촉면에서 발생하는 마모량을 계산하기 위한 여러 가지 방법론을 고찰하고, 핵연료집합체가 유체유발 진동을 할 경우 연료봉의 프레팅마모량을 예측하기 위한 모델(Model) 및 계산방법론을 제시하였다. 제시한 예측모델 및 방법론과 진동 모우드 해석 결과를 활용 핵연료봉의 프레팅마모 파손일자을 예측하고 지지격자 위치별 상대적인 마모량을 계산하였으며 이 결과와 실제로 핵연료 손상을 경험한 원자로의 운전 경험과 비교 평가하였다.

Abstract

In this paper, we review and study about various method of fretting wear calculation to the contact body has small amplitude of sliding motion, and propose model & methodology of fretting wear failure prediction for the PWR fuel rod if there exist fuel assembly vibration. Using proposed model & methodology and fuel assembly modal analysis results, we calculate fuel rod predicted failure date and relative fretting wear content at each grid elevation. The results of these calculations are very consistent with actual in-reactor operating experience.

1. 서 론

프레팅 마모 손상(Fretting Wear Failure)이란 접촉하중을 갖고있는 두 물체가 서로 미세한 진폭의 상대운동(Relative Motion)을 할 때, 접촉면(Contact Surface)에서 발생하는 마모현상 또는 물체 내부로의 피로균열성장(Fatigue Crack Growth)으로 인해 물체가 설계수명(Design Life)이전에 파손되는 현상을 의미한다. 따라서 프레팅 현상을 다루기 위해서는 접촉현상에 따른 물체의 반응, 즉 고체역학적 접근이 필요하다. 주로 기계공학 분야에서 발전되어온 접촉역학(Contact Mechanics)은 고전 탄성론에서 포텐셜(Potential) 이론에 기초한 Hertz[1]의 연구로부터 시작되었다. 1950 년대 Archard[2]는 상대운동 시 발생되는 프레팅 마모량을 접촉하중 및 상대적인 운동거리의 일량에 비례하는 식을 제안하였다. 또한 Vingsbo 와 Sorderberg[3]는 진폭에 따른 마모량의 크기를 고착과 상대운동 거리에 따라 프레팅마모 영역을 구분하여 기술하였다. 본 연구에서는 전임 연구자들의 연구결과를 활용하고 원자로 내에서의 중성자 조사에 의한 재료의 물성 변화, 특히 지지격자 스프링력의 현저한 이완 및 핵연료봉의 크립(Creep) 등을 고려하여, 핵연료 집합체의 운동 경계조건을 고려한 집합체의 모우드(Mode)해석, 연료봉 지지격자의 접촉 경계조건을 고려한 핵연료 집합체/연료봉의 진동, 연료봉과 지지격자 간의 상대 운동량을 고려하여 프레팅 마모량 계산 절차 및 방법을 제시하고자 한다.

2. 프레팅 마모 이론 및 프레팅 마모량 계산

2-1 프레팅 마모 분류 및 핵연료봉 손상에 적용

프레팅마모(Fretting Wear)란 전술한 바와 같이 접촉하중을 갖고 있는 두 물체가 서로 미세한 진폭의 상대운동을 할 때, 접촉면에서 발생하는 마모현상이라고 설명하였다. 마모(Wear)는 상대운동(Relative Motion) 거리의 크기에 따라, 상대운동 거리가 큰 미끄럼 마모(Sliding Wear)와 미세한 상대운동을 하는 프레팅마모로 분류할 수 있고 또한 프레팅마모는 접촉하중의 크기 또는 간격(Gap)의 발생 유무에 따라 고전적인 프레팅마모인 Rubbing 및 충격(Impact) 마모 모우드(Mode) 등으로 구분할 수 있다. 또한 Vingsbo 와 Sorderberg 는 상대운동 진폭의 크기에 따라 마모계수의 크기를 Fig.1 과 같이 4 가지 영역(Regime)으로 구분하였다[3].

Fig.1 에서 구간 I 은 고착(Stick) 영역으로 물체의 변형이 적어 탄성변형이 이를 수용할 수 있어 거의 마모가 발생하지 않는 구간이며, 구간 II 는 미끄럼(Slip) 및 고착(Stick)이 공존하는 구간으로 마모량은 작으나 접촉표면의 크랙(crack) 성장을 가속시켜 피로수명을 감소시키는 구간이다. 구간 III 의 Gross

Slip 영역에서는 심각한 프레팅마모가 발생하며 때로는 운전조건에 따라서 부식(Corrosion)이 마모를 가속시키는 요인이 되기도 한다. 그러나 이 영역에서는 피로 크랙(Fatigue Crack)의 진전은 제한되는데 이는 프레팅 마모(Fretting Wear)의 진전 속도가 크랙의 진전속도보다 더 빠르기 때문인 것으로 판단된다. 상대운동 거리가 더 큰 구간 IV 는 1 축 미끄럼 운동과 같은 마모 특성을 갖는다.

핵연료집합체의 유체유발 진동에 의한 연료봉과 지지격자간의 프레팅 마모량을 계산하기 위해서는 구간 II 와 III 이 중요하며 시험 및 분석 결과를 고려할 때 핵연료봉의 파손 현상은 영역 III 이 주된 관심 영역이다. Ko[4,5]및 Pettigrew[6] 등은 이러한 구간별 프레팅마모량을 평가하기 위하여 간격(Clearance) 및 하중(Preload)을 변수로 실험을 수행하였고 원자로 2 차측 증기발생기 세관의 프레팅마모 계산에 적용하였다.

본 연구에서는 중성자 조사에 따라 지지격자 스프링력이 감소되어 연료봉과 지지격자간의 상대운동이 구간 II 와 구간 III 에 있을 때 지지격자 딤플(Dimple) 및 스프링(Spring)에 의한 핵연료봉 피복관의 마모 현상을 고찰 하고자 한다.

2-2. 마모량 (Wear Volume) 계산식

전술한 바와 같이 Achard 는 Sliding Wear 계산식에서 마모량(Wear Volume, V)은 수직하중(Applied Normal Force, F_s) 및 미끄럼 거리(Sliding Distance, L)의 곱에 선형적으로 비례하고 재료의 경도(Hardness, H)에 역비례하는 식을 제안하였다[2].

$$V = k\frac{F_s L}{H} \qquad \text{------------ (1)}$$

Frick [12]등은 이와 유사하게 마모량을 계산하기 위한 일률(Work-Rate) 개념을 사용하여 다음과 같이 제시하였다.

$$\dot{W} = \frac{1}{t}\int F dL \qquad \text{------------ (2)}$$

여기서 $\dot{W}$ 은 단위시간 당의 일률이고, 이에 따른 단위시간당 마모량($\dot{V}$)을 다음과 같이 제안하였다.

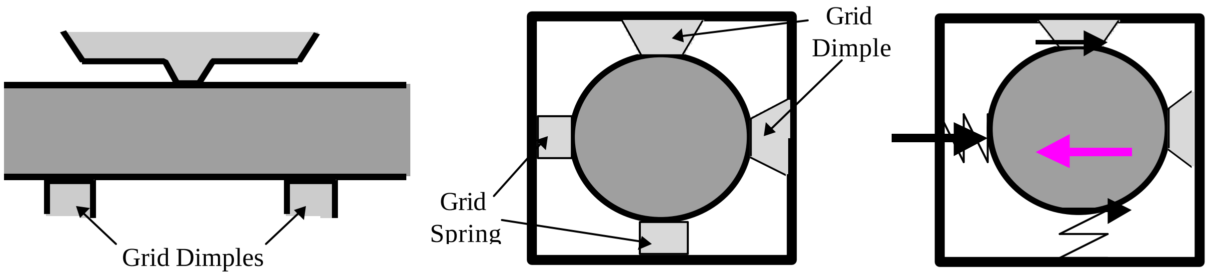
$$\dot{V} = k\dot{W} \qquad \text{------------ (3)}$$

여기서 k 는 마모 계수다.

여기서 식(1)과 식(3)은 일정시간동안에 발생한 마모량을 적분하게 되면 동일한 식이 된다.

2-3 프레팅 마모량 계산 및 핵연료봉 손상시간 예측

핵연료봉은 한 개의 지지격자 셀(Cell)에서 다음의 그림과 같이 두개의 지지격자 스프링(Spring)과 네개의 딤플(Dimple)이 접촉하여 이들의 마찰력에 의해 지지되고 있다. 본 연구에서는 핵연료집합체 진동 시 연료봉과 지지격자 스프링 또는 딤플과의 상대거동을 묘사하기 위하여 다음과 같이 단순화된 모델(Model)을 제안하였다.



제안된 모델에서 핵연료 집합체 진동 시 연료봉은 지지격자 스팬(Span)에 해당하는 질량만큼 관성(Inertia Mass)으로 작용하는 것으로 가정하였으며 이때, 힘의 평형식은

$$F_s(1+2m) = ma \qquad \text{------------ (4)}$$

이고,

초기 지지격자 스프링력이 중성자조사에 의해 점점 이완(Relaxation)되어 지지격자 잔류(Residual) 스프링력(F_s)이 감소하여 다음식과 같은 관계가 되면 지지격자와 연료봉 접촉면에서 상대운동(Relative Motion)이 시작된다.

$$F_s \le \frac{ma}{1+2m} \qquad \text{------------ (5)}$$

이때 지지격자 잔류 스프링력 F_s 를 예측할 수 있는 곡선식은 막대한 비용을 투자하고 얻은 경험식으로 핵연료집합체를 원자로에서 연소시킨 후 중성자 누적조사선량에 따른 스프링력 이완량을 측정하여 얻은 실험곡선으로부터 구할 수 있는데, 본 연구에서는 다음식을 사용하였다.

$$F_s = (F_{bol} - K \cdot C) \times (1 - R) \quad \text{---------} \ (6)$$

여기서 F_{bol}은 초기 스프링력이고, R은 스프링조사이완(Spring Irradiation Relaxation) 데이타(Data)로 누적 고속중성자(Fast Neutron) 조사선량에 따른 응력 이완율(%) 자료를 사용하였으며, K 및 C는 각각 초기 지지격자 스프링 탄성계수 및 연료봉의 조사에 의한 피복관의 크립(Creep) 값이다.

또한 지지격자 잔류 스프링력이 핵연료집합체의 가진력(Excitation Force)에 의하여 상대운동을 발생시킬 수 있을 만큼 작아지게 되면 집합체 진동에 의한 상대운동 거리를 구하여야 한다. 이는 각 지지격자 위치에서 상대적인 가진 진폭의 크기(Amplitude) 및 진동주기(Frequency) 등에 의해서 결정되며, 1 진동 주기(Cycle) 동안의 상대운동거리는 0에서 Peak까지 진폭의 4배에서 마찰력에 의한 딤플의 접선방향의 탄성변위를 감한 값이 된다. 이를 식으로 나타내면, F_n의 주기(Frequency)로 t 시간 동안 진동 시 지지격자와 연료봉간 상대운동거리 L 은

$$L = 4 f_n \ t(\Phi_{dn} y_n - \frac{mF_s}{2K_{dt}}) \quad \text{----------} \ (7)$$

와 같이 나타낼 수 있다.

여기서 Achard 제안한 식에서 재료의 물성치인 경도(Hardness,H) 및 마모계수(Wear Coefficient)를 알고, 잔류 스프링력 F_s, 상대운동거리 L 등을 계산할 수 있으면 주어진 시간 동안의 프레팅마모량(Fretting volume)을 구할 수 있고 이를 연료봉/지지격자 간의 기하학적 형상(Geometry)에 대입하면 연료봉의 프레팅마모 깊이(Wear Depth)를 구할 수 있다. 또한 연료봉 피복관의 초기두께에서 마모깊이를 감하여 피복관의 잔여두께를 계산하고, 연료봉 내부압력(RIP; Rod Internal Pressure)과 원자로 시스템 압력(System Pressure)과의 차이를 계산하여 프레팅 마모에 따른 핵연료봉 파손시기를 예측할 수 있다.

프레팅 마모 계산 절차를 부언하면 초기 핵연료집합체의 기계설계 데이터(data)로 부터 지지격자 스프링력(F_{BOL}), 스프링상수(K) 및 핵연료집합체 연소도(Burn-up)에 따른 해당 지지격자의 잔류 스프링력(F_s)을 계산하고, 외부에서 가해진 가진 하중 데이터(주파수 F_n 및 진폭 y_n 등)로 부터 연료봉과 지지격자 간의 상대운동(Relative Motion)이 일어날 수 있는 미끄럼 시작력(Slippage Threshold Force)을 구한다. 이때의 연료봉과 지지격자간 유효미끄럼거리(Effective Sliding Distance)을 구하여, 해당 주기 기간 동안의 연료봉 프레팅 마모 부피(V) 및 깊이(h)를 계산하게 되고 이로부터 초기 연료봉 피복관 두께에서 누적 마모 깊이를 계산, 핵연료봉 파손기준 과 비교 핵연료봉 손상 여부를 평가하였다.

이와 같이 본 연구에서 제안한 모델 및 계산 방법론을 적용하여 프로그램을 작성하고 16x16 핵연료의 설계 데이터를 이용 집합체 진동 주기 및 진폭에 따른 핵연료봉 손상 예측일자 및 2 주기 연소 후 핵연료집합체 각 지지격자 위치에서의 프레팅 마모량을 계산한 결과를 Fig. 2 및 Fig. 3 에 나타내었다. Fig. 2 에서 보는 바와 같이 Mode 6 의 진동주기로 약 5 Mill(=1/1000inch)의 진폭으로 진동할 때는 약 450 일 정도 운전 후에 핵연료봉이 파손되는 것으로 예측하였다. 또한 Fig. 3 은 진동 Mode 6 으로 2 주기 연소된 핵연료집합체의 각 지지격자 위치별 상대적인 마모량을 예측한 결과인데 중간지지격자 위치에서 상대적인 마모량이 많을 것으로 예측하고 있다.

본 연구에서 제안한 계산방법론 및 예측프로그램으로 계산한 손상예측시간(Fig. 2)과 실제 원자력발전소에서 손상을 경험한 핵연료집합체 손상시간이 매우 잘 일치함을 알 수 있었다.

또한 본 연구에서 제안한 예측프로그램이 손상시간 예측 뿐만 아니라, 지지격자 위치별 상대적인 마모량(Relative Wear Volume) 예측치(Fig. 3)와 실제 운전 중 손상된 핵연료집합체의 지지격자 위치별 상대적인 마모량(Relative Wear Volume) 측정치에서도 매우 양호한 결과를 나타내었다. 이들 결과로부터 본 연구에서 제시한 프레팅마모량 예측 모델 및 계산 방법론은 복잡한 원자로내 운전환경과 경계조건을 고려할 때 매우 유용하게 사용할 수 있을 것으로 판단된다.

3. 결 론

본 연구에서는 접촉하고 있는 두 물체가 서로 미세한 진폭의 상대운동을 할 때 접촉면에서 발생하는 마모량을 계산하기 위한 여러 가지 방법론을 고찰하고, 핵연료집합체가 유체유발 진동을 할 경우 연료봉의 프레팅마모량을 예측하기 위한 모델(Model) 및 계산방법론을 제시하였다.

유한요소법(FEM)을 이용하여 핵연료집합체를 모델링(Modeling)하였고 경계조건 및 운전조건에 따른 진동 모우드(Mode) 및 진동 모우드별 주파수(Frequency) 등의 동특성 자료를 생산하였다.

제시한 예측모델 및 방법론과 진동 모우드 해석 결과를 활용하여 핵연료봉의 프레팅마모 손상일자을 예측하고 지지격자 위치별 상대적인 마모량을 계산하였으며 이 결과와 실제로 핵연료손상을 경험한 원자로의 운전 시 손상경험 및 조사후시험 시설에서 측정한 지지격자 위치별 상대적인 마모량을 비교 평가하였다.

이 결과 국내 및 국외의 원전손상경험과 본 연구에서 제시한 예측치가 매우 잘 일치함을 확인 할 수 있었다.

또한 부수적으로 본 연구에서 제시한 예측프로그램을 원자로 운전경험에 Bench Marking을 실시한 후 핵연료 설계변수 및 운전조건에 대한 민감도분석(Sensitivity Study)을 실시하여 프레팅마모 손상에 미치는 중요인자를 정량적으로 파악, 차후 핵연료개발 방향 설정 및 설계기준으로 활용할 수 있을 것이다.

[참 고 문 헌]

1. H. Hertz. (1882) J. reine und angewandte Mathematik, 92, 156-171
2. J. F. Archard, "Contact and Rubbing of Flat Surfaces", Journal of Applied Physics, P981-988, Volume 24, 1953.
3. O. Vingsbo, Sorderberg, " Wear and Wear mechanisms" Department of Materials Science Institute of Technology Uppsala University, Sweden. Journal of Wear , P620-635, 1979.
4. P. L. Ko, "Wear of Zirconium Alloys Due to Fretting and Periodic Impacting", The International Conference on Wear of Materials, P388-395, 1979.
5. P. L. Ko, R. J. Rogers, "Analytical and Experimental Studies of Tube/Support Interaction in Multi-Span Heat Exchanger Tubes", Nuclear Engineering and Design, P399-409, 1981.
6. Pettigrew M.J. et al. " Flow-induced Vibration : recent findings and open questions " P19-P48. Transaction of the 14th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SmiRT 14), Lyon, France, August 17-22, 1997.
7. Y. H. Kim, S. Y. Jeon, "FACTS Loop Vibration Test for PWR Fuel Assembly", proceedings of Korean Nuclear Society Spring Meeting, 1995.
8. K. T. Kim, H. K. Kim and K. H. Yoon, "Development of a Methodology for In-Reactor Fuel Rod Supporting Condition Prediction", Journal of Korean Nuclear Society Volume 29, 1996.
9. Kim Y. H., Jeon S. Y., Kim J.W. " Fretting Wear of fuel rods due to flow-induced Vibration " C04/4 P 149-P156. Transaction of the 14th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SmiRT 14), Lyon, France, August 17-22, 1997.
10. M. J. Pettigrrew, C. E. Taylor " Fluidelastic Instability of Heat Exchanger Tube Bundles : Review and Design Recommendations " Transaction of ASME Vol. 113 , P242-256, 1991
11. M. J. Pettigrrew, C. E. Taylor " Two-Phase Flow-Induced Vibration : An Overview " Journal of Pressure Vessel Technology Vol. 116 , P233-253, 1994
12. Frick. T. M., Sobek. T. E., and Reavis. J. R., 1984, "Overview on the Development and Implementation of Methodologies to Compute Vibration and Wear of Steam Generator Tubes " Symposium on Flow-Induced Vibration; Volume 3 ASME p149-161

진동모우드 (Mode)	고 유 진 동 수 (Hz)					진동수비
	CASE 1 (70°F,AIR)	CASE 2 (600°F,BOL)	CASE 3 (600°F,EOL)	CASE 4 (250°F,시험)	16X16 STD (70°F,AIR)	
1	3.7	3.3	3.1	3.4	3.4	0.91
2	7.9	6.9	6.6	7.3	6.9	0.91
3	12.6	11.0	10.6	11.6	10.9	0.91
4	18.1	15.7	15.2	16.7	16.2	0.91
5	24.2	21.0	20.5	22.3	21.4	0.92
6	30.1	25.8	25.6	27.6	27.5	0.93

Table 1. Fuel Assembly Modal Analysis Result

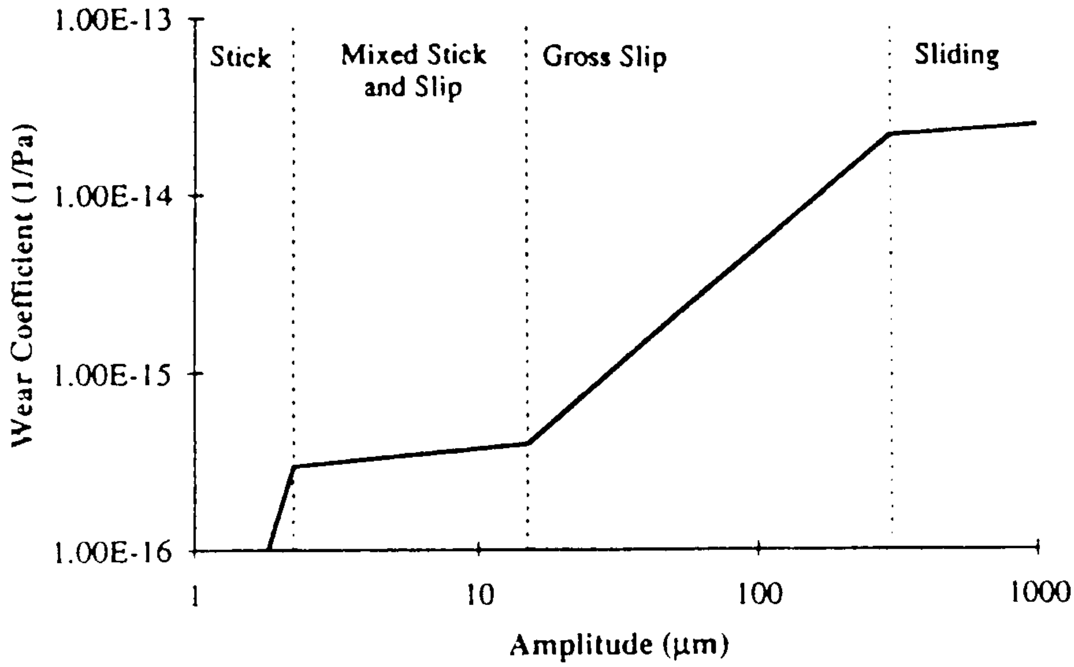


Figure 1. Fretting Wear Map of Vingsbo & Sorderberg

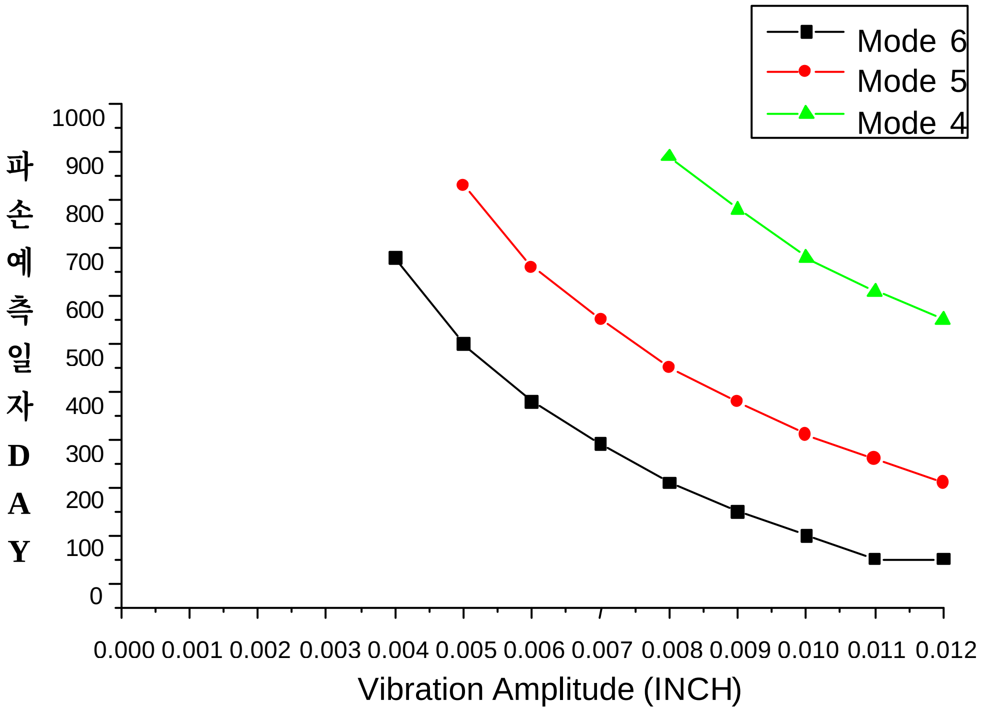


Figure 2. Fuel Rod Failure Predicted Date

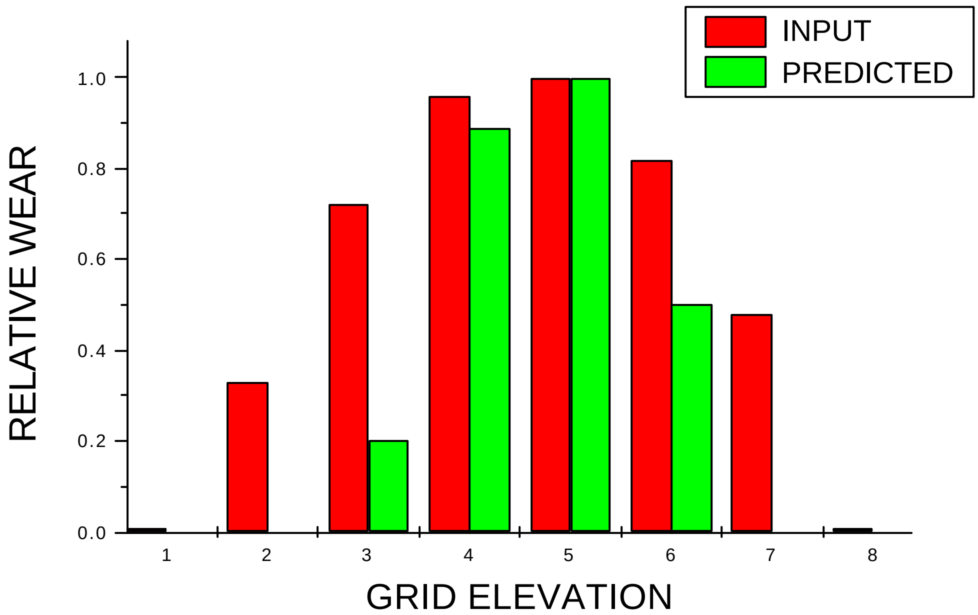


Figure 3. Relative Fretting Wear Extent Each Grid Elevation