

핵연료 피복관 Creep-out 모델 개발 Development of Fuel Cladding Creep-out Model

방제건, 이찬복, 김대호, 정연호
한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

고연소도에서 핵연료봉의 내부압력은 핵분열생성기체의 방출로 인해 증가하게 되어 외부의 냉각수 압력을 초과하여 피복관의 lift-off 현상이 발생할 가능성이 있다. 이 현상을 분석하기 위해서는 피복관의 creep-out을 정확히 평가하여야 한다. Halden의 노내에서의 피복관 creep-out 실험결과와 기존 핵연료 성능분석코드의 예측치를 비교한 결과, 피복관의 creepdown 시험자료에 근거하여 개발된 기존 코드가 작게 예측하는 것으로 나타났다. 따라서 Halden의 피복관 creep-out 실험자료로부터 피복관 creep-out 모델을 개발하였다. 새로운 모델은 기존의 크립모델로부터 크립상수와 크립에 영향을 주는 중성자속 및 응력의 지수를 변경하여 개발하였으며 실험자료와 잘 일치하였다.

Abstract

At high burnup, fuel rod internal pressure can exceed the external coolant pressure by fission gas release, which result in the cladding lift-off. In order to analyze the phenomenon, it is necessary to estimate the cladding creep-out rate precisely. Comparison of the cladding creep-out prediction of the fuel performance analysis codes which were based upon the cladding creepdown test data with the Halden test data showed that the codes under-estimate the cladding creep-out rate. Therefore, based upon the existing creep model, new cladding creep-out model was developed by changing the dependence of the creep rate upon the fast neutron flux and stress, which predicted the test results reasonably well.

1. 서론

최근의 경수로 원전용 핵연료의 개발추세는 경제성과 안전성을 더욱 향상시키기 위해 연소도를 계속 증가시키고 있다. 이에 따라 기존의 핵연료봉 성능해석/설계 코드로는 초고연소도 핵연료의 성능을 분석하는 데 한계가 있다. 고연소도에서의 핵분열기체방출량 증가, 소결체 외곽에 rim의 형성 및 그 영향, bubble swelling, 핵연료피복관의 creep-out

등을 정확히 예측할 수 있는 모델의 개발이 필요하다. 본 연구에서는 그 중 핵연료피복관의 creep-out율을 예측할 수 있는 모델을 개발하였다.

고연소도에서 핵연료봉의 내부압력은 핵분열생성기체의 방출로 증가하게 되어 외부 냉각수압력을 초과할 수 있다. 그리하여 피복관의 creep-out으로 인해 핵연료깍의 열전도도가 저하되어 핵연료 온도가 증가하고 그로인해 핵분열기체방출량이 증가되어 핵연료봉 내압이 또 다시 증가하는 것이 서로 반복되는 피복관 lift-off 현상이 발생할 수 있다. 그러나 피복관의 creep-out에 의한 변형속도가 소결체의 swelling 속도 보다 작다면 피복관 lift-off 는 일어나지 않게 된다. 이를 해석하기 위해서는 피복관의 creep-out율을 정확히 예측할 수 있는 모델이 필요하다.

고연소도 핵연료의 크립 거동에 대한 연구는 Halden Reactor Project로 활발히 수행 중에 있는데, 핵연료봉의 내압을 냉각재 압력보다 높게 하여 핵연료피복관 creep-out 거동을 실험하였다.[1-5] 크립시험은 조사된 Zircaloy-2 및 Zircaloy-4 피복관과 조사되지 않은 Zircaloy-4 피복관을 대상으로 수행되었다.

핵연료 피복관의 크립은 속 중성자속, 피복관 온도 및 응력의 영향을 받는 데, 핵연료 피복관의 크립거동을 해석하기 위한 모델은 실험식을 이용한 모델과 현상학적 모델로 구분할 수 있다. 이들 모델은 각기 다음과 같은 장단점을 갖고 있다. 실험식은 참조된 핵연료피복관의 특성에 국한되어 정확한 크립거동을 예측할 수 있으나, 이 범위를 벗어나서는 예측하는 데 신뢰성이 떨어지고, 현상학적 모델은 재료조건 및 운전조건의 광범위한 범위에서의 크립거동을 해석할 수 있으나 단순화 되지 않는 단점이 있다. [6]

본 연구에서는 피복관의 creep-out 모델 개발을 위해 핵연료봉 성능분석코드인 CARO-D 5.5 코드와 FRAPCON-3 코드를 이용하여 기존의 피복관 크립모델의 creep-out 예측의 정확성을 평가하였으며, Halden 실험자료를 통해 새로운 피복관 creep-out 모델을 개발하였다.

2. 핵연료봉 분석코드의 피복관 creep-out 예측

기존의 핵연료 성능분석 코드의 크립모델은 피복관의 creepdown 실험자료를 통해 개발되었기 때문에, 모델이 피복관의 creep-out을 어떻게 예측하는지 평가하였다. 사용된 핵연료봉 성능분석 코드는 CARO-D 5.5와 FRAPCON-3 코드이다. FRAPCON-3 코드는 고연소도핵연료에 적용하기 위해 기존 FRAPCON-2 코드의 일부 모델을 수정하였으나, 크립 관련 모델은 핵연료 피복관의 크립거동이 피복관 제조회사에 따라 다르므로, 3개 핵연료를 대상으로 코드모델의 적합성만이 검증되었다.

Creep-out을 예측하기 위해 사용된 입력자료로는 고연소도시 핵연료 피복관의 크립 거동을 측정하기 위해 Halden Reactor Project 에서 수행된 IFA-585.1[3], 585.4[5]의 핵연료 제원 및 운전조건(표 1)을 사용하였다. 그림 1과 2는 기존 코드를 사용한 계산결과

로서 기존의 크립 모델이 실험에서 얻은 측정치보다 creep-out양을 적게 예측하는 것을 알 수 있으며, 또한 CARO-D5.5 코드가 FRAPCON-3 코드보다 실험치에 보다 근접하게 예측함을 알 수 있다. 비교결과 동일한 응력크기에서 피복관의 creep-out이 creepdown보다 20-30% 정도이상 크게 됨을 알 수 있었다.

그림 2는 피복관의 hoop stress가 30MPa 로써 hoop stress가 작을 경우 2차 크립이 거의 일어나지 않음을 보여주고 있다. CARO-D 5.5 코드와 FRAPCON-3 코드의 계산결과에서 CARO-D 5.5 코드의 계산결과는 1차 크립 및 2차크립 거동형태를 잘 나타내고 있으나, FRAPCON-3 코드의 계산결과는 크립현상을 제대로 나타내지 못함을 알 수 있으며, 또한 FRAPCON-3 코드는 계산시 입력 time step의 크기에 따라 계산한 값의 변동이 많았다.

본 연구에 사용된 Halden 실험자료는 다음과 같다.

IFA-585.1 [3]

본 실험은 다양한 부하조건에서 지르칼로이 피복관의 크립거동을 측정하기 위하여 수행되었다. 시험연료봉은 조사되지 않은 Zry-4로 제조된 PWR용 피복관 2개와 상용료에서 조사된 Zry-2로 제조된 BWR용 피복관 1개이며, 시험로에서 연소시 냉각재 압력은 일정했고, PWR용 시험연료봉 하나는 일정한 내압을 유지했고 나머지 두 개의 연료봉은 실험기간중 내압을 변경하였다. 이들 시험연료봉의 내부압력이력은 초기에 creep-down에서 zero stress, creep-out 으로 변화되었다. PWR 시험연료봉 피복관은 Siemens사에서 CWSR(Cold Worked Stress Relieved)형으로 제조되었고, PWR 원전의 운전조건에서의 피복관 온도를 모사하기 위해 농축우라늄이 장전되었다. 소결체-피복관 간격은 소결체-피복관 기계적 상호작용(PCMI)을 배제하기 위해 300 μ m(Diametral Gap Width) 정도로 크게 하였다. 실험중 피복관의 평균 온도는 370-380 °C 였고, PWR 연료봉에 대한 중성자속은 LWR 운전조건과 유사하게 5×10^{13} n/cm²-s(E>1MeV) 였다.

IFA-585.4 [5]

본 실험은 IFA-585.1과 동일한 부하조건에서 조사된 피복관의 크립거동을 연구하기 위하여 수행되었다. 시험연료봉은 KWO 원전에서 6주기동안 연소된 피복관으로 제조하였는데 피복관은 76%의 냉간가공후 528 °C에서 5시간 동안 열처리하여 제조된 것이었다. 6주기 조사후 평균 누적 중성자 조사량은 1.2×10^{22} n/cm²(E>1MeV) 이었고, 조사후 피복관 직경은 평균 피복관 외부 산화층 두께 26 μ m를 포함하여 10.758 mm로 측정되었다. 시험연료봉은 실험장치의 상부와 하부에 각각 위치되어 연소되었다. 실험조건은 연료봉 내압이 상온에서 100 bar, 속 중성자속은 상부시험봉이 3.2×10^{13} n/cm²-s(E>1MeV) 이었고 하부시험봉이 2.5×10^{13} n/cm²-s(E>1MeV) 였으며, 피복관 평균온도는 상부시험봉 372-379 °C, 하부시험봉 376-383 °C 였으며, 피복관의 hoop stress는 각각 85 MPa 및 30 MPa

였다. 시험기간중 피복관 직경 측정장비의 고장으로 900fph 까지 기간동안만 피복관 직경의 변화량을 측정하였고 핵연료 인출후 최종 직경변화량을 측정하였다.

3. 피복관 Creep-out 모델 개발

FRAPCON-3 코드의 크립모델은 앞 절의 계산결과에서 보여주듯이 크립현상을 충분히 예측하지 못하여 본 연구에서는 CARO-D 5.5 코드에서 사용된 크립모델을 기본모델로 하여 creep-out 모델을 개발하였다. CARO-D 5.5 크립모델은 다음과 같다.

피복관 크립변형은 열적크립과 방사선조사크립에 의해 발생하고, 각 크립은 1차크립과 2차크립으로 구분된다. 크립에 의한 피복관 변형은 다음식 (1)과 같다.

$$\epsilon_{cr} = \epsilon_{1,th} + \epsilon_{2,th} + \epsilon_{1,irr} + \epsilon_{2,irr} \quad (1)$$

1차크립 및 2차크립은 다음의 식으로 나타낼 수 있다.

$$\epsilon_1 = C \cdot \dot{\epsilon} \cdot (1 - e^{-k\sqrt{t}}) \quad (2)$$

$$\epsilon_2 = \dot{\epsilon} \cdot t \quad (3)$$

그리고 식 (2) 및 (3)의 $\dot{\epsilon}$ 은 열적크립율 및 조사크립율로 다음과 같이 표현된다.

$$\dot{\epsilon}_{th} = \frac{1}{2} \cdot A_{th} \cdot \exp(-26116 \text{ K}/T_c) \cdot \sigma_{eff}^{1.87} \cdot \text{sign}(\sigma_{eq}) \quad (4)$$

$$\dot{\epsilon}_{irr} = \frac{1}{2} \cdot A_{irr} \cdot \varphi^{0.85} \cdot \sigma_{eff} \cdot \text{sign}(\sigma_{eq}) \quad (5)$$

여기서, C는 피복관 재료의 strain-hardening 상수, t: 조사기간, k: $5.5 \cdot \exp(-1460.2/T_c)$, A_{th} : 열적크립인자, T_c : 피복관 평균온도 (K), A_{irr} : 조사크립인자이고 φ 는 중성자속 ($E > 0.821 \text{ MeV}$) 이며, 열적크립인자 A_{th} 과 조사크립인자 A_{irr} 은 항복강도에 따라 변한다.

그림 1 및 2로부터 1차 크립 상태에서는 예측치가 측정치보다 높고, 2차 크립 상태에서는 측정치보다 적게 예측하고 있음을 알 수 있다. 또한 2차 크립 상태에서 예측치의 기울기가 측정치의 크립 기울기보다 작기 때문에 CARO 코드의 크립모델에서 1차 크립 상수인 피복관의 strain-hardening 상수 C 값을 적게하고 secondary creep 상수 A_{irr} 값을 증가시켜 변수 연구를 수행하였다. 그러나 개별 실험치를 대상으로 변수연구를 통해 얻은 크립상수 값으로는 실험측정치 모두를 만족할 수 있는 결과를 얻지 못했다. 크립상수 값의 증감에 따라 계산결과가 측정치 상하로 변화하였다. 이 변수연구를 통하여 2차 크립 상수가 $1.7 - 1.75 \times 10^{-20}$ 범위에서 측정치의 기울기와 거의 일치하는 것을 알 수 있었다. 2차 크립 상수범위가 결정됨에 따라 1차 크립 관련한 크립모델의 관련식의 지수를 변경하고자 하였다. 표 1의 각 실험의 운전조건을 비교하면 크립에 영향을 주는 변수중에서 중성자속과 hoop stress가 가장 차이가 많음을 알 수 있다. IFA-585.1 실험의 예측결과와 IFA-585.4 실험에 대한 예측결과에서 중성자속이 높은 IFA-585.1 예측치가 hoop stress가 더 높은 IFA-585.1 예측치 보다 높으므로 식 (4)와 (5)의 stress 관련 지수는 작게,

중성자속 관련 지수는 크게 하여 변수연구를 수행하였다. 계산결과 그림 3 및 4에서와 같이 실험치와 거의 일치하게 예측하였다. 이때 stress 관련 지수는 1.87에서 1.57로, 중성자속 관련 지수는 0.86으로 보정하였고, 또한 1차크립상수는 2800 h^{-1} , 2차크립상수는 $1.7 \times 10^{-20} (\text{n/cm}^2\text{-s})^{-0.85} \cdot (\text{N/mm}^2)^{-1} \cdot \text{h}^{-1}$ 이었다.

4. 결론

고연소도 핵연료의 피복관 lift-off 현상을 예측하기 위해서는 피복관의 정확한 creep-out 모델이 필요하다. Halden의 노내에서의 피복관 creep-out 실험결과와 기존 핵연료 성능분석코드의 예측치를 비교한 결과, 피복관의 creepdown 시험자료에 근거하여 개발된 기존 코드가 약 20-30% 작게 예측하는 것으로 나타났다. 따라서 Halden의 피복관 creep-out 실험자료로부터 피복관 creep-out 모델을 개발하였다. 새로운 모델은 기존의 크립모델로부터 크립상수와 크립에 영향을 주는 중성자속 및 응력의 지수를 변경하여 개발하였으며 실험자료와 잘 일치하였다.

후 기

본 연구는 과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었음.

참고문헌

- [1] D. Schrire, F. Sontheimer, G.Lysell, "ROPE-I: The Studsvik BWR 1 Overpressure Experiment", Int'l Topical Meeting on LWR Fuel Performance, West Palm Beach, Florida, April 16-19, 1994.
- [2] F. Sontheimer, M.R. Billaux, "Mechanical Analysis for the Siemens Rods During ROPE-II Start-up with a New Advanced Siemens Fuel Rod Code", HPR-347 Volume I, Loen, 1996.
- [3] K.L. Nissen, A.T. Donaldson, "Measurements of Zircaloy In-Reactor Creep Behavior under Variable Loading Conditions in IFA-585", HWR-358, March 1993.
- [4] A.T. Donaldson, "In-Reactor Creep Behaviour of Zircaloy Under Variable Loading Conditions In IFA-585", HWR-413, October, 1994.
- [5] M.A. McGrath, "In-Reactor Creep Behaviour of Pre-Irradiated Zircaloy-4 Under Tensile Hoop Stresses (IFA-585.4)", HWR-532, Jan. 1998.
- [6] D.G. Franklin, G.E. Lucas, A.L. Bement, "Creep of Zirconium Alloys in Nuclear Reactors," ASTM STP-815, Philadelphia, 1983.

표 1. 핵연료 제원 및 운전조건

	IFR-585.1	IFR-585.4		Remarks
		Upper Rod	Lower Rod	
○ Cladding				
- Outer Diameter (mm)	10.75	10.75	10.75	
- Thickness (mm)	0.73	0.725	0.725	
- Oxide Layer Thickness (μm)	-	26	26	pre-irradiated
- cold work (%)	76	76	76	
○ Pellet				
- Outer Diameter (mm)	8.9	9.0	9.0	
- Inner Diameter (mm)	-	3	-	hollow pellet
- Enrichment (wt. %)	8.0	9.0	8.0	
○ Fuel-Clad Diametral Gap Width (μm)	300	300	300	
○ Neutron Flux ($10^{17}\text{n/m}^2\text{-s}$) ($E>1\text{MeV}$)	5	3.2	2.5	
○ Cladding Average Temperature ($^{\circ}\text{C}$)	370-380	375	380	
○ Hoop stress (Mpa)	50	85	30	
○ Rod Internal Pressure at RT(bar)	-	100	100	
○ Coolant Pressure (bar)	162	157	157	
○ Irradiation Time (fph)	4000	3100	3100	
○ Pressure Difference(MPa)	10	15.5	9	

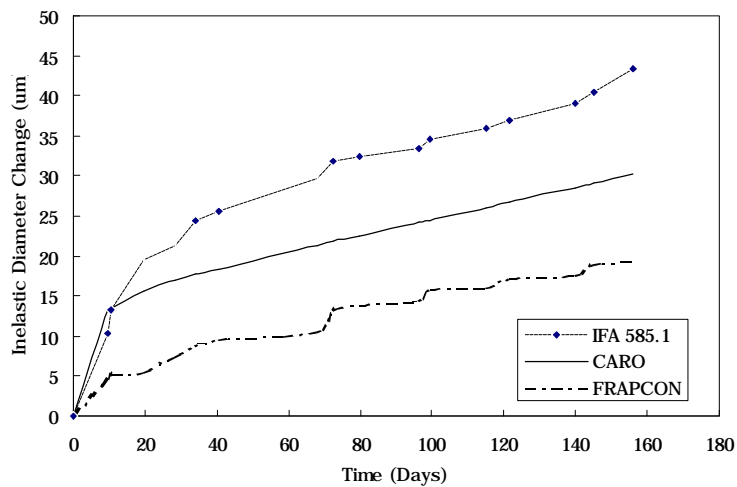


그림 1. IFA-585.1 실험 측정치 및 기존코드 예측치

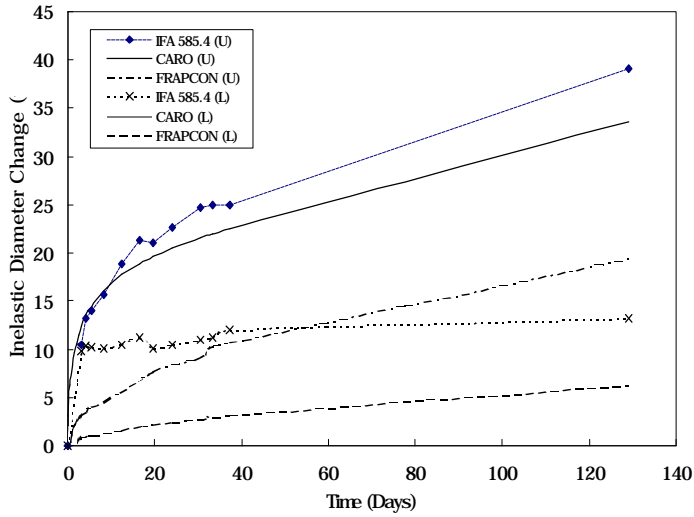


그림 2. IFA-585.4 실험 측정치 및 기존코드 예측치

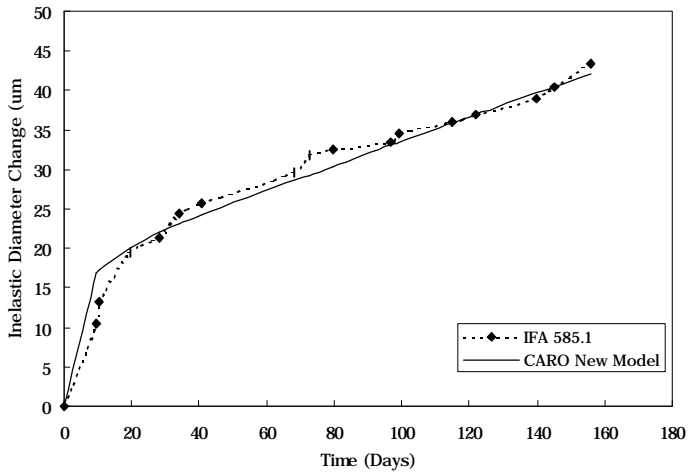


그림 3. Creep-out 모델의 예측치와 실험측정치(IFA585.1) 비교

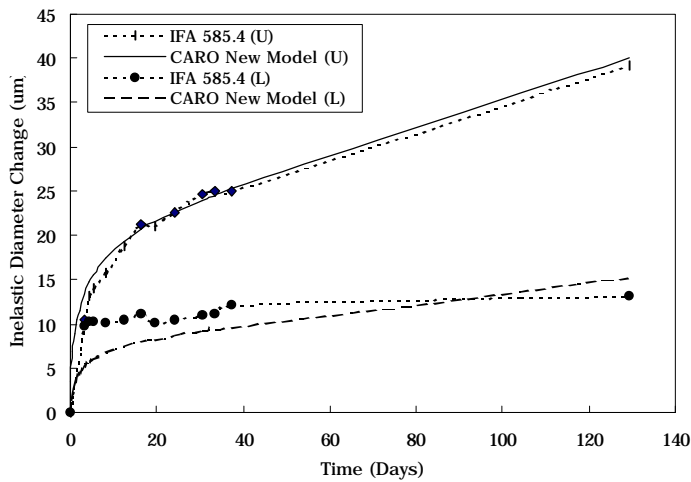


그림 4. Creep-out 모델의 예측치와 실험측정치(IFA585.4) 비교