

고리원자력1호기 조사핵연료의제원거동에 관한연구

구대서, 전용범, 김은가
한국원자력연구소

요약

원자로 조사 핵연료의 제원거동을 조사하기 위하여 고리원자력1호기 핵연료(평균연소도:17,000-38,000MWD/MTU, 농축도: 2.122-3.199 wt.%) 대한 제원을 측정하였다. 핵연료 연소도에 따른 핵연료봉의 길이신장률과 집합체 길이신장률이 각각 0.4-0.6%, 0.1-0.2% 였다. 조사 핵연료의 길이신장과 핵연료 집합체의 휨은 주로 핵연료 연소도에 의존하였으나 핵연료집합체의 비틀림은 핵연료 연소도와 거의 무관하였다.

I. 서론

원자로의 핵연료는 중성자조사, 원자로온도 및 압력등 원자로 운전조건에 따라서 핵연료제원변화가 수반되는데 첫째 속중성자조사에 의한 핵연료 크립(creep)과 핵연료 성장에 의한 것과 둘째 연료소자와 피복관의 상호작용에 의한 것이 있다[1-8]. 원자로 조사 핵연료 거동에 대한 시험은 원자로 핵연료의 refueling 과 reconstitution 을 수행하기 위한 현장검사시험과 원자로 조사핵연료에 대한 조사후시험을 수행하는 방법이 있다 [9-15].

본 연구는 원자로 조사핵연료에 대한 조사후시험법으로 원자로의 조사핵연료 제원거동을 연구하기 위하여 고리원자력1호기에서 조사된 핵연료 집합체(평균연소도:17000-38000 MWD/MTU, 농축도:2.122-3.199 wt.%) 6개(A17, A39, C15, G23, J14, F02)의 제원을 측정하여 조사 핵연료 연소도에 대한 핵연료봉 및 집합체 길이신장률을 구했으며 아울러 핵연료 집합체의 휨, 비틀림 및 핵연료 집합체 상.하부노즐과 핵연료봉간 간격을 측정하여 핵연료 연소도에 따른 조사핵연료의 제원변화를 조사, 분석하였다.

II. 실험

사용후 핵연료봉 길이방향으로 최대오차 $\pm 0.23\text{mm}$ 범위내에서 측정할수 있고 조사핵연료 횡방향으로 최대오차 $\pm 0.05\text{mm}$ 범위내에서 측정할 수 있는 외관 및 제원측정장치(VDIS)를 사용하여 조사후시험시설의 시험 및 해체수조에서 고리원자력1호기 조사핵연료의 제원을 측정하였다. VDIS 시험장치는 Ri 90 내방사선 수증 카메라(Rees Instruments Limited, England), VDIS 구동시스템 및 9인치 흑백모니터를 사용하였으며, 모니터로부터 핵연료상을 육안관찰하여 핵연료 길이방향 위치좌표 Z 와 핵연료 횡방향 위치좌표 X로부터 핵연료제원을 측정하였다. VDIS는 수평방향(X)으로 340mm, Y방향으로 500mm 및 수직방향(Z)으로 5400mm 만큼 모터구동이 가능하기 때문에 조사핵연료 집합체

계원측정이 가능하였다. RI 90 내방사선 수중카메라는 카메라를 핵연료에 근접시키는 거리에 따라 모니터로부터 핵연료봉을 3 - 15개정도 관찰할 수 있으며, 최근접시키면 조사 핵연료봉에 존재하는 0.15mm 흠(scratch)을 관찰할 수 있고 카메라를 멀리할 경우 1.5mm 흠을 식별 할 수 있는 분해능을 갖는다.

본 연구는 고리 원자력1호기의 핵연료집합체(평균연소도:17,000-38,000MWD/MTU, 농축도:2.122-3.199(wt.%) 6개(A17, A39, C15, G23, J14, F02)에 대하여 계원측정시험을 수행하였다. 시험항목은 조사 핵연료봉길이, 집합체길이, 상단노즐과 핵연료봉 상단간 간격, 하단노즐과 핵연료봉 하단간 간격, 집합체비틀림 및 집합체 휨등이다. 측정오차를 줄이고 핵연료 계원측정정확도를 향상시키기 위하여 각 시험항목에 대하여 3회씩 측정한 후 각 시험항목에 대하여 평균 및 표준편차를 구하여 이를 공칭설계치와 비교하여 조사핵연료봉의 길이신장률 및 집합체 길이신장률을 구하였다. 그리고 조사 핵연료 집합체 휨, 비틀림, 상부노즐과 핵연료봉 상단간 간격 및 하부노즐과 핵연료봉 하단간 간격을 구하였다.

III. 결과 및 고찰

표1은 고리원자력1호기 조사핵연료의 연소도에 따른 계원측정결과를 나타낸 것인데 고연소 핵연료봉 및 집합체 길이신장률이 저연소 핵연료에 비하여 각각 0.2%, 0.04% 컷다. 이는 조사핵연료 길이신장률이 연소도에 의존함을 시사해 준다. 집합체 길이신장률은 그림 1의 일본 Mihama 3호기의 조사 핵연료집합체 길이신장률과 비슷한 경향을 나타내었으며 조사 핵연료봉 길이신장률도 그림 2의 독일 KWU결과와 거의 비슷한 경향을 보였다. 이러한 핵연료 계원변화는 연소도와 거의 선형관계에 있는 속증성자 fluence의 영향에 따른 것으로, 속증성자 조사효과에 의한 핵연료 길이신장으로 추정된다.

일본 Mihama 3호기(826MWe)에서 2주기 조사(연소도:17,600MWD/MTU)한 핵연료에 대하여 일본원자력연구소(JAERI) 원자로재료시험시설(RFEF)의 조사후시험자료에[16-17] 따르면 조사집합체의 길이 신장률 0.072-0.082%로 보고되어 있는데 고리원자력 1호기 조사핵연료 A17(연소도:17,071MWD/MTU)의 길이신장률 0.12%와 약간의 차이를 보이는 것은 원자로 선출력, 원자로온도, 압력등 원자로 운전조건차이에 기인한 것으로 추정된다.

연소도에 따른 조사핵연료집합의 최대휨은 2.0-3.3mm 정도인데 조사핵연료의 연소도가 증가함에 따라 집합체휨이 증가하는 경향을 나타내었다. 표1에서 조사 핵연료 집합체 비틀림은 0.2° - 0.5° 정도로 조사핵연료 연소도에 거의 무관하였다. 핵연료연소도에 대한 상단노즐과 핵연료봉 상단간 간격과 하단노즐과 핵연료봉 하단간 간격이 공칭설계치에 비하여 각각 전자는 3-5mm 증가하고 후자는 17.5-22.5mm 감소한 것은 핵연료봉이 노내에서 연소중 침강한 것이 주원인인 것으로 추정되며 실제 대부분의 핵연료봉에 하부노즐에 침강되었다.

그림 3은 고리원자력1호기 조사핵연료 연소도에 따른 핵연료봉 길이분포를 나타낸 것인데 핵연료봉 길이분포는 3,873-3,883mm 었다. 대체로 고연소 핵연료봉 길이가 저연소 핵연료봉에 비하여 크게 나타났는데, 4주기 조사핵연료 집합체 G23(평균연소도:35,500MWD/MTU)의 핵연료봉 5개의 길이가 타 연료봉에 비하여 5-15mm정도 짧게 나타난 것은 고리원자력1호기의 배플제트(baffle jet)에 의한 핵연료 집합체의 손상을 막기 위하여 집합체제1면과 제2면사이에 삽입한 2x5 배열의 보조그리드(partial grid)영향인 것으로[18] 추정되며 실제 이 핵연료봉들의 연소도는 타핵연료봉들의 평균연소도에 비하여 7000-11000MWD/MTU 정도 감소하였다.

IV. 결론

1. 고리원자력1호기 조사 핵연료집합체 길이신장은 핵연료 연소도에 의존하였으며 핵연료봉길이 및 집합체길이 신장률은 각각 0.4-0.6%, 0.1- 0.2%였다.
2. 조사 핵연료 집합체의 름은 2.0mm-3.3mm분포를 보였으며 핵연료집합체 연소도에 의존하는 경향을 나타낸 반면, 집합체 비틀림은 연소도와 거의 무관하였다.
3. 고리원자력1호기 조사핵연료의 제원변화는 핵연료집합체와 원자로 지지구조체의 허용치내에 존재하였으며, 조사핵연료에는 특이한 결함이 발견되지 않았다.

참고문헌

- [1] R. Manzel, H. Knaab, H. Stehle, " The Dimensional Behavior of LWR Fuel," Proc. Special. Meet., IWGFPT/22, p.174(1985).
- [2] D.H.Locke, " Defective Fuel Behavior in Water Reactors," Proc. Inter. Top. Meet., ANS., p. 28-37(1977).
- [3] J.B.Melehan, et al., " Evaluation and Performance of Westinghouse 17x17 Fuel," ANS. Top. Meet., p.29-38(1979).
- [4] G.A.Sofer, K.N.Woods, " Non-Destructive Examination of Exxon Nuclear Fuel in LWR Reactors," Proc. Inter. Top. Meet., ANS., p.39-48(1979).
- [5] V.Pasupathi, J.S.Perrin, " Study of Pellet Clad Interaction Defects in Dresden-3 Fuel Rods," Proc. Inter. Top. Meet., ANS., p.141-147(1979).
- [6] R.Manzel, et al., " Fuel Rod Behavior at Extended Burnup," Proc. Inter. Top. Meet., ANS., p.335-342(1994).
- [7] E.F.Ibrahim, R.A.Holt, " Anisotropy of Irradiation Creep and Growth of Zirconium Alloy Pressure Tubes," J. Nucl. Mat., V.19, p.311-321(1980).
- [8] E.Kohn, M.G.Wright, " Axial Strains in Fuel Cladding Associated with Creep and fast Neutron Irradiation," J. Nucl. Mat., V.98, p.247-258(1981).
- [9] M.H.Montgomery, J.T.Mayer, " A Review of the Babcock & Wilcox Company and Duke Power Company Post Irradiation Examination Program," ANS. Top. Meet., p.71-81(1977).
- [10] G.Baro, et al., " Inspection and Repair of Defective Fuel Assemblies Demonstrating the Reliability of BBR's Failed Fuel Rod Detection System," Proc. Inter.Top. Meet., Ans., p.289-296(1988).
- [11] R.Manzel, et al., " Experience and further Development with Pool-Site Inspection and Reconstitution of LWR-Fuel," Proc. Inter. Top. Meet., ANS., p.311-320(1988).
- [12] S.G.Ro, et al., " Postirradiation Examination of Kori-1 Nuclear Power Plant Fuels," J. Nucl. Mat. V.209, p.242-247(1994).
- [13] S.G.Ro, et al, " Post-Irradiation Examination and Evaluation of PWR 14x14 Fuel Assemblies," Proc. Tech. Com. Meet., IWGFPT/37, p.50-54(1990).
- [14] P.Losonen, K.R.Puska, " Pool Side Inspections and Performance Evaluation of VVER-440 Fuel Rods," Proc. inter. Top. Meet., ANS., p.113-118(1994).
- [15] K.Ogata, et al, " Post Irradiation Examination on the Failed Fuel Rod in the

- Hamaoka Atomic Power Station Unit1," Proc. Inter. Top. Meet., ANS., p. 510-522(1994).
- [16] Y. Irisa, et al., " Proving Test on the Reliability of PWR 15x15 Fuel Assemblies through Three Reactor Cycles in Japan," Proc. Inter. Top. Meet., ANS., p. 102-118(1988).
- [17] Y. Takada et al., " Proving Test on the Reliability for PWR 15x15 Fuel Assemblies in Japan," Proc. Special. Meet., IWGFPT/22, p. 33-38(1985).
- [18] Ro, Seung Gy et al., " Development of Post-Irradiation Examination and Evaluation Techniques for Nuclear Reactor Fuels(II)," KAERI/RR-1024/91, p. 43(1991).

Table1. The Results of Dimensional Measurement for the Kori-1 Reactor Fuels.

Measuring Item	Nominal Design	1 Cycle Fuel(A17)	2 Cycles Fuel(A39)	3 Cycles Fuel(C15)	4 Cycles Fuel(G23)
Peripheral Fuel Rod Length(mm)	3857.0	3872.9±1.3	3883.0±5.3	3880.6±5.6	3880.7±4.9
Top-to-Bottom Nozzle Distance (mm)	3898.2	3903.2±0.2	3906.0±0.4	3904.9±0.6	3904.7±0.8
Assembly Length (mm)	4056.6	4061.6±0.2	4064.4±0.4	4063.3±0.6	4063.1±0.8
Rod-to-Top Nozzle Gap (mm)	19.0	24.4±0.7	21.6±3.6	22.0±3.9	21.8±2.1
Rod-to-Bottom Nozzle Gap (mm)	23.5	2.3~11.2	0~6.7	0~5.7	0~17.6
Twist of Assembly (°)	-	0.40±0.05	0.51±0.05	0.28±0.05	0.20±0.05
Max. Deflection of Assembly (mm)	-	2.0	2.5	2.3	3.3
ΔL/L of Peripheral Rod Length	-	0.41	0.67	0.62	0.62
ΔL/L of Assembly	-	0.12	0.19	0.17	0.16

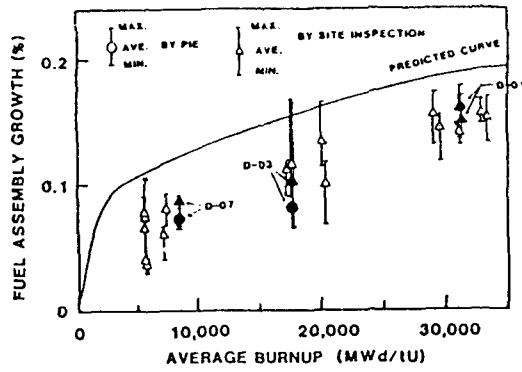


Fig. 1. Monitoring Fuel Assemblies Growth through Three Cycles.

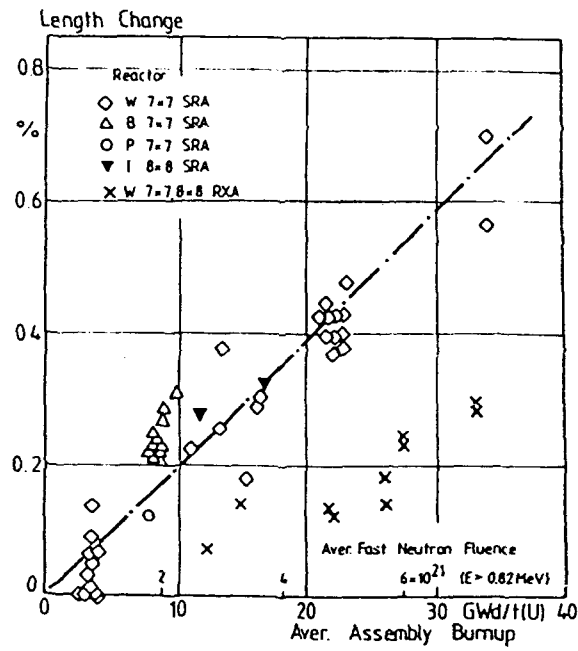


Fig. 2. Length Change of BWR Fuel Rods with Zry-2 Cladding of Different Final Heat Treatment as a Function of Burnup.

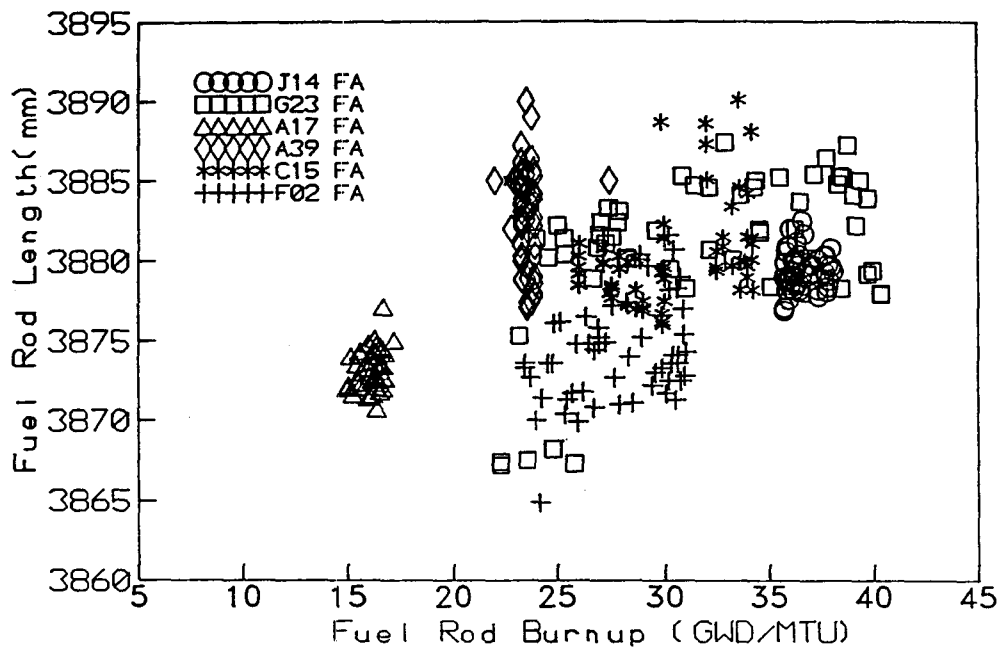


Fig. 3. Fuel Rod Length vs Fuel Rod Burnup.