

중수로원전 압력관의 축방향 크립 및 성장에 대한 수명평가  
Life evaluation of the CANDU Pressure Tube against the Axial Creep and Growth

이경수, 이용성, 정일석, 김태룡

한국전력공사 전력연구원  
대전광역시 유성구 문지동 103-16

요 약

국내 중수로원전 핵연료압력관은 냉간가공된 Zr-2.5%Nb이고 사용온도는 260℃~310℃, 속중성자속은 약  $3 \times 10^{17}$  n/m<sup>2</sup>s로서 이와 같은 조건하에서 크립 및 성장이 발생하는 것으로 알려져 있다. 월성 1호기 압력관의 초기 설치 길이 및 운전 중 현재까지의 길이 변화를 조사하였으며 조사결과 압력관의 길이가 증가하고 있음이 확인되었다. 본 논문에서 이와 같은 압력관의 크립 및 성장의 원인 그리고 길이 방향 신장량 측정방법을 소개하였다. 아울러 조사된 설계 및 검사자료를 바탕으로 압력관의 크립 성장률 및 잔여수명을 평가한 내용을 수록하였다.

Abstract

The pressure tubes of Wolsong-1 are made of cold-worked Zr-2.5%Nb. The operating temperature is about 260℃~310℃ and neutron flux level at full power is about  $3 \times 10^{17}$  n/m<sup>2</sup>s, which causes thermal creep, irradiation creep and irradiation growth. Wolsong 1 nuclear power plant has operated over 19 years since 1983 and showed many aging phenomena of the pressure tube like axial elongation, diametral expansion and sagging, which can limit the lifetime of the plant. This paper evaluates the status of Wolsong 1 pressure tubes by reviewing the design, operation and inspection documents and shows the creep growth rate and remaining life of them.

1. 서 론

국내 최초의 가압중수로형(PHWR CANDU) 원전인 월성 1호기는 1983년 4월에 가동하여 19년째 가동되고 있다. 월성 1호기의 핵연료채널의 설계수명은 210,000 EFPH(Effective Full Power Hour)이므로[1] 이용률 80%로 운전될 경우 약 30년간 사용이 가능할 것으로 예상된다. 월성 1호기의 2000년말까지 이용률은 평균 84.6%로서 핵연료채널에 여러 가지 경년열화 현상이 확인되고 있다. 대표적인 변화는 압력관의 길이 및 직경이 증가하면서 처짐이 발생하는 것과 압력관 및 엔드피팅에 누적되는 중수소량이 증가하는 것이다. 이와 같은 변화는 Zr-2.5% 압력관을 개발할 당시부터 이미 예상하고 있던 것으로서 압력관 설계시에 반영되었다. 다만, 압력관 개발 당시에 압력관 전체 수명기간 동안에 해당하는 중성자플루언스 조사 실험은 수행이 불가하였기 때문에 실제 운전기간 중 주기적인 검사를 통해 설계 예상값과의 차이를 확인할 필요가 있다. 압력관의 길이, 직경, 처짐, 두께 등의 치수검사 및 압력관내 수소농도 측정은 CSA N285.4 코드요건에 따라 가동중검사를 수행토록 하고 있다. 월성 1호기도 동 요건에 따라 가동중검사를 수행해 왔으며 이 결과 설계 당시 예상하였던 경년열화현상이 확인되고 있다. 본 논문에서는 월성 1호기 압력관 설계 및 검사자료를 바탕으로 하여 경년열화현상 중 압력관의 길이 방향 변화에 대한 원인, 변화율을 분석하고 그에 대한 잔존수명을 평가하였다.

2. 본 론

가. 압력관 설계 요건

CANDU 600 원전은 칼란드리아(calandria) 내에 380개의 핵연료채널을 가지고 있다. 각 핵연

료채널은 크게 칼란드리아관, 압력관, 엔드피팅(end fitting)으로 구성되어 있다. 그림 1,2에 핵연료 채널과 칼란드리아를 표시하였다. 칼란드리아관 외부에는 감속재가 충전되어 있고 압력관 내부에는 압력관 당 12개의 핵연료다발이 내장되어 있으며 그 사이를 냉각재가 흐른다. 냉각재는 엔드피팅에 연결되어 있는 피더(feeder)배관으로부터 공급되고 또 반대편의 피더배관을 통해 유출된다. 칼란드리아관과 압력관은 4개의 이격스프링(garter spring)으로 간격을 유지하고 있으며 그 공간은 이산화탄소로 충전되어 있다. 압력관과 엔드피팅은 확장접합(expansion joints)으로 연결되어 있으며 압력관이 늘어나면 엔드피팅도 같이 밀려나게 되어 있다. 칼란드리아 양쪽 끝은 각각 2개의 튜브시트로 밀봉되어 있으며 양 튜브시트사이에는 차폐볼과 냉각재로 충전되어 있다. 엔드피팅은 튜브시트 사이를 관통하며 엔드피팅이 관통하는 튜브시트부분은 래티스관(lattice tube)이 박혀 있고 래티스관 내부에는 2개의 베어링이 설치되어 있어 엔드피팅을 지지한다. 엔드피팅 외부에는 저널이 설치되어 있어 베어링 내부 슬리브를 원활하게 수평이동하도록 되어 있다. 핵연료 교환기 측 튜브시트와 엔드피팅 사이에는 위치고정기(positioning assembly)가 설치되어 있어 압력관의 축방향 팽창을 제한할 수 있도록 되어 있다. 위치고정기의 한쪽은 잠금상태를, 다른 한쪽은 풀림상태를 유지하도록 되어 있으므로 압력관 및 엔드피팅은 한 쪽 방향으로만 늘어나게 된다. 설계운전수명의 절반이 지나면 잠금 위치를 반대편 위치고정기로 옮김으로써 나머지 기간동안 압력관의 팽창을 수용할 수 있다.

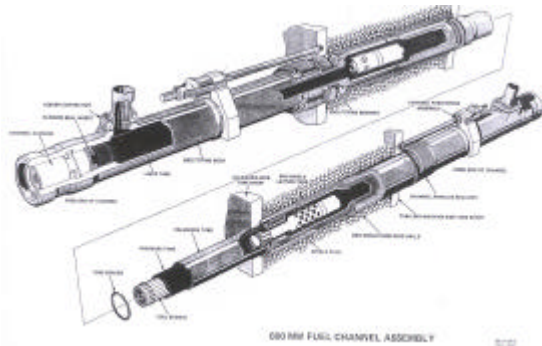


그림 1 CANDU 600 핵연료 채널

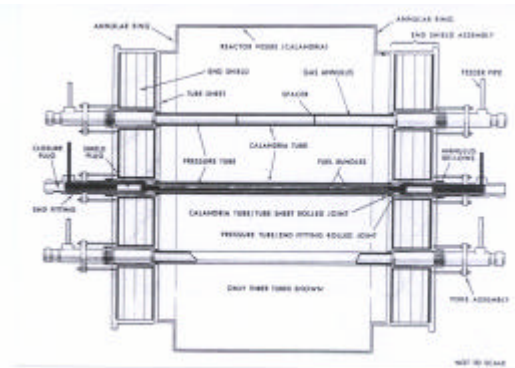


그림 2. 중수로원전 원자로 단면도

연료채널 압력경계 내 부품은 CSA 2-299.2 또는 그와 동등한 품질보증요건에 따라 제작되었고 베어링, 위치집합체와 같은 비 압력경계상의 부품은 접근성 및 기능에 따라 CSA 2-299.2, 2-299.3 또는 2-299.4에 따라 제작되었다. 압력관의 재료인 Zr-2.5% Nb는 미국기계기술자협회(ASME) 보일러 및 압력용기 코드에 포함되어 있지 않으나 압력관은 ASME Class 1 기기요건을 충족하도록 설계되었다. 압력관의 주요 설계 치수는 표 1과 같다.

표 1. 연료채널의 주요 설계 치수

부 품		설계 치수
연료채널		10.82 m
압력관	길이(공급상태)	6.36 m
	최소 내경 (상온)	103.4 mm
	최소 두께	4.19mm (몸체), 4.1mm (끝부분)
지지 베어링 슬리브 길이		152mm (바깥쪽), 149.22mm (안쪽)
엔드피팅 저널 길이		19mm (바깥쪽), 19mm (안쪽)
이격 스프링	코일 직경	5.6 mm
	Torus 직경	124 mm

Zr-2.5%Nb 압력관은 운전중 중성자 조사에 의해 강도가 증가하고 연성은 감소한다. 이러한 변화는 대부분  $2 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$  이내의 선량에서 발생하고 그 이후에서는 포화상태에 도달한다. 연

구로에서 측정된  $300^{\circ}\text{C}$ ,  $2 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$  시점에서 0.2% 항복강도는 70% 증가, 극한인장강도는 45% 증가, 연신율은 38% 감소하였다.[1]

월성 1호기 설계자료에 의하면 30년간 최대 반경방향 크립은 4.1%로 예상되고 입구로부터 75% 길이 위치에서 발생한다. 반경방향 변형률 5%가 보수적인 설계한계로 간주되었다. 반경방향 크립에 의한 두께감소량은 0.3mm 이다. 30년간 총 153mm(6in.)의 축방향 신장을 수용하도록 설계되었으며 한쪽으로는  $76.2\text{mm} \pm 10\%$ 의 연신을 수용한다. 예상되는 신장량은 5mm/yr이나 연료채널의 출력에 따라 차이가 발생할 수 있다. 이용율 80%로 30년간 운전후 예상되는 최대처짐량은 연료채널 중간지점에서 61.3mm(2.4in.)이다. 처짐으로 인해 칼란드리아관과 수평반응도기구 인입노즐 또는 액체독물질 주입안전계통의 노즐과 접촉이 발생할 수 있으므로 수명말기에는 이에 대한 감시와 확인이 필요하다.

## 나. 압력관 연신(elongation) 원인

고에너지의 중성자 조사에 의해 지르코늄 합금 압력관은 시간에 따라 크립과 성장이 발생하고 이로 인해 축방향과 반경방향 크기에 변화가 발생하고 결과적으로 두께가 얇아진다. 압력관의 연신은 식 (1)에 표시한 것과 같이 고온에 의한 열적크립( $\dot{\epsilon}_{\text{thermal}}$ ), 중성자 조사에 의한 크립( $\dot{\epsilon}_{\text{ir, creep}}$ ), 중성자 조사성장( $\dot{\epsilon}_{\text{ir, growth}}$ )의 세 요소가 복합되어 나타나는 현상이다. 각 요소의 관계식을 식 (2),(3),(4)에 표시하였으며 각 크립상수(K), 비등방성 계수(C), 크립 활성화온도( $Q_m$ )를 구하기 위한 많은 실험이 수행되고 있다.[2] 각 식을 살펴보면 열적크립은 온도와 응력, 중성자조사크립은 중성자플루언스, 온도, 응력, 그리고 중성자 조사성장은 응력과는 무관하게 온도와 중성자속의 함수임을 알 수 있다. 중수로 압력관의 연신은 주로 중성자 조사크립 및 성장이 지배적이며 열적크립은 총 연신의 약 5% 정도로서 상대적으로 영향이 적은 것으로 알려져 있다.[3] 크립의 비등방성과 관련한 많은 연구가 진행되고 있으며 축방향크립율은 반경방향크립의 약 0.7배인 것으로 보고되고 있다.[1,3] 크립에 의한 압력관 감육에 대한 영향 평가가 압력관 설계 응력해석에 반영되었다.

$$\dot{\epsilon}_{\text{total}} = \dot{\epsilon}_{\text{thermal}} + \dot{\epsilon}_{\text{ir, creep}} + \dot{\epsilon}_{\text{ir, growth}} \quad (\text{식 1})$$

$$\dot{\epsilon}_{\text{thermal}} = K_{\text{th}} C_{\text{th}}^d \sigma_{\text{th}}^2 \exp(-Q_{\text{th}}/T) \quad (\text{식 2})$$

$$\dot{\epsilon}_{\text{ir, creep}} = K_c C_c^d \sigma_c \Phi \exp(-Q_c/T) \quad (\text{식 3})$$

$$\dot{\epsilon}_{\text{ir, growth}} = K_g G^d \Phi \exp(-Q_g/T) \quad (\text{식 4})$$

위 식에서  $\sigma$ 는 압력관에 작용하는 응력, T는 압력관의 절대온도이다.

## 다. 압력관 연신의 영향

### (1) 핵연료 채널의 베어링 이탈

핵연료채널은 양쪽 래티스관 내부의 베어링에 의해 지지되어 있고 베어링에는 슬리브가 있어서 핵연료 채널의 팽창에 의한 이동을 안내한다. 핵연료채널이 베어링에 접촉하는 부분은 엔드 피팅으로서 바깥에 저어널 링이 설치되어 있다. 핵연료채널이 일정량 이상 늘어나면 저어널링이 베어링 슬리브 영역을 벗어나게 되어 더 이상의 팽창을 수용할 수 없으며 또한 냉각시 핵연료채널이 수축할 때 이를 방해하게 된다. 이는 핵연료채널의 운전불가상태이므로 핵연료채널의 팽창은 베어링 슬리브에 의해 그 한계가 정해진다. 원자로상태에 따라 베어링내에서 허용가능한 이동길이는 표 2와 같다.

### (2) 피더배관 접촉

피더배관은 380개 핵연료채널에 냉각재를 공급하는 통로로서 입, 출구 양쪽의 엔드 피팅에 연결되어 있다. 피더배관은 95개씩 한 개의 헤더에 연결되므로 좁은 공간에 많은 배관이 밀집되어 있다. 핵연료채널의 크립, 설치공차, 온도에 의한 팽창 등을 고려하여 상호 접촉되지 않도록 배관의 굽힘각도, 설치 위치 등이 설계되었다. 핵연료채널의 팽창은 온도와 중성자속에 영향을 받기 때문에 고출력인 중심부 채널의 팽창량이 저출력 외곽부 채널의 팽창량보다 크다. 이의 불확실성에 의해 접촉이 발생할 수도 있다. 피더배관이 접촉되면 마모가 발생하고 피더배관 연결지역

표 2. 핵연료채널의 지지베어링 내부에서의 이동 한계

운전조건	채널 고정단				채널 자유단			
	최 대		최 소		최 대		최 소	
	안쪽 베어링 (mm)	바깥쪽 베어링 (mm)	안쪽 베어링 (mm)	바깥쪽 베어링 (mm)	안쪽 베어링 (mm)	바깥쪽 베어링 (mm)	안쪽 베어링 (mm)	바깥쪽 베어링 (mm)
연료채널 저온 원자로 저온	137	137	86	89	132	132	89	91.5
연료채널 고온 원자로 저온	140	137	74	76	122	122	79	81
연료채널 고온 원자로 고온	137	137	79	84	127	127	84	86
연료채널 저온 원자로 고온	135	137	91.5	94	137	140	94	99

응력이 증가하게 된다. 이를 피하기 위해 원자로를 중심부(C), 중간지역(B), 외곽부(A)의 3지역으로 분류하여 각 핵연료채널의 길이를 다르게 설치한다. 그 모양을 그림 3,4에 나타내었다. A 지역은 B 지역보다, B지역은 C지역보다 핵연료채널의 초기 길이가 각각 7.6mm가 더 길다.



그림 3. 핵연료채널 분류

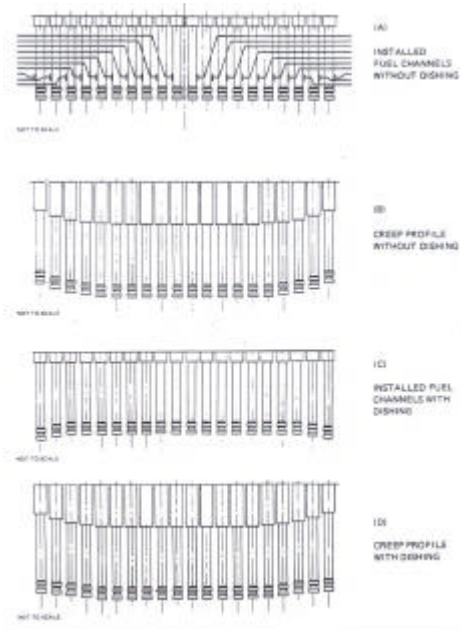


그림 4. 핵연료채널 길이 조정

### (3) 핵연료교환기 간섭

중수로원전은 원자로 운전 중에 핵연료교환을 시행한다. 핵연료교환은 핵연료교환기에 의해 수행되는데 핵연료교환기는 x, y, z 방향으로 이동이 가능하다. 핵연료교환기가 핵연료채널에 근접할 수 있는 한계거리가 정해져 있으며 거기서부터는 스나우트 기구에 의해 연료교환 행위가 조작된다. 핵연료채널의 길이가 서로 일정량 이상 서로 상이하게 되면 핵연료교환기의 스나우트가 이동에 간섭을 받게 된다. 핵연료교환기 스나우트 기구의 인접 채널간 축방향 오정렬 허용치는 수평면 53.0mm, 수직면 24.2mm, 대각면 50mm로서 인접 채널간 축방향 연신량이 이 값을 초과하면 핵연료교환기의 스나우트를 변경해 주어야 한다.





#### (4) 핵연료교환기와 연료채널간 거리 측정

##### (가) STEM (Scanning Tool for Elongation Measurement) 사용

핵연료교환기는 이동경로가 컴퓨터에 의해 정확이 제어된다. 그림 7과 같이 핵연료교환기에 측정장비를 설치하면 핵연료교환기와 핵연료채널간의 거리를 측정함으로써 채널의 연신량을 측정할 수 있다. 사람이 직접 채널에 접근하지 않아도 되므로 운전중에 측정이 가능하다. 피커링원전에서 사용하고 있다.

##### (나) 핵연료교환기 Z - Encoder 사용

월성 1호기, 포인트레프로원전, 젠탈리 2호기 등 CANDU 600 원전에서 공통적으로 사용하고 있는 방법으로서 핵연료교환기 제어컴퓨터 상의 위치인식장치(Z-Encoder)를 이용하는 방법이다. 핵연료교환기가 연료교환을 위해 핵연료채널에 접근할 때마다 그 Z-방향 이동거리를 자동계산함으로써 그 변화량을 감지하여 해당채널의 연신량을 측정한다. 가동중 채널의 신장량을 비교적 정확히 측정가능하다. 핵연료교환기의 이동경로를 그림 8에 나타내었다.

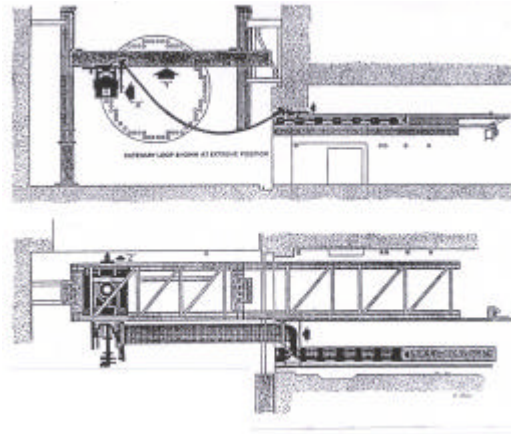


그림 8. 핵연료교환기 이동 경로

#### 마. 연신량 측정자료 분석

월성 1호기 운전 초기부터 2001년까지의 연신량 측정자료를 분석하였다. Z-Encoder 8진수로 표시하므로 이를 십진수로 환산하고 이를 원자로 지역별로 분류하여 그 경향을 파악하였다. 지역 A는 Type A로, 지역 B는 Type B로, 지역 C는 Type C로 명명하였다.

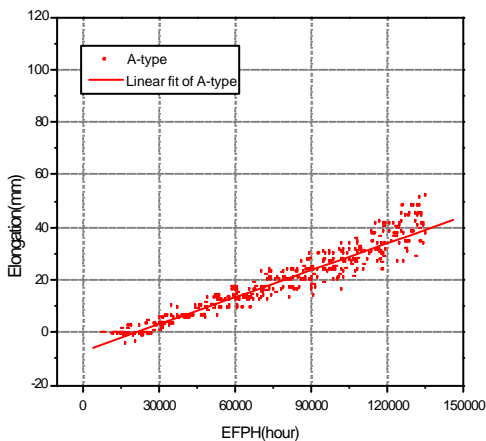


그림 9. A-Type 채널의 총 연신량

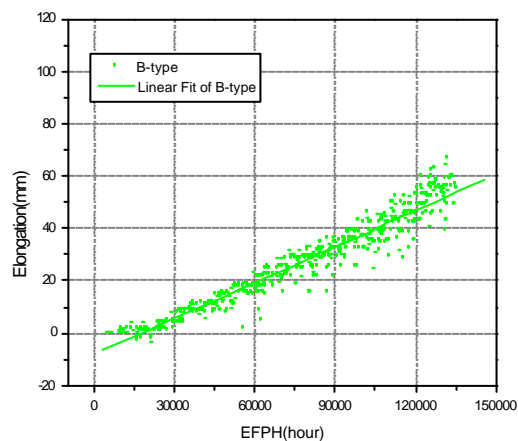


그림 10. B-Type 채널의 총 연신량

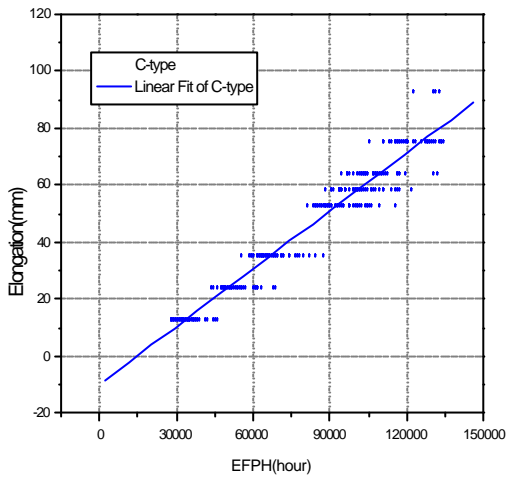


그림 11. C-Type 채널의 총 연신량

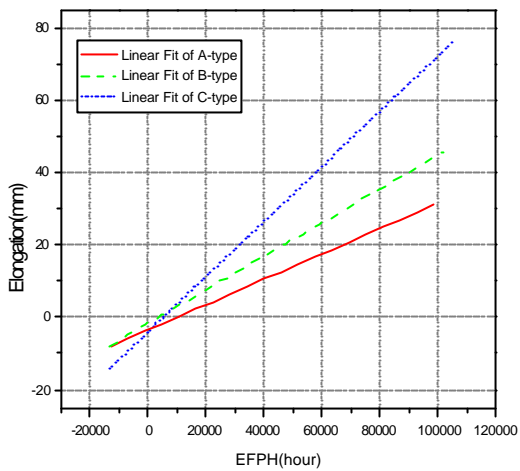


그림 12. 지역별 연신량 비교

그림 9, 10, 11, 12은 380개 전 채널의 연신량을 Type(지역)별로 운전시간별로 plotting한 것이다. 설계 및 실험에 의해 예상했던 대로 고풍력 지역(C-Type) 채널의 연신량이 큰 것을 확인하였다.

핵연료채널의 수명을 평가할 때는 가장 연신량이 큰 채널이 먼저 수명을 제한하게 되므로 각 지역별 가장 연신량이 큰 5개 채널을 선정하여 그림 13, 14, 15에 나타내었다. 그림 13은 원자로 'A'면에서의 연신량을, 그림 14는 원자로 'C'면에서의 연신량을, 그림 15는 양 쪽을 합한 연신량을 나타낸다. 월성 1호기는 '96년도 중반에 핵연료채널 고정단을 'C'면에서 'A'면으로 고정하였으므로 '96년까지는 'A'면쪽으로 팽창이 발생하였고 '96년 이후에는 'C'면으로 팽창이 발생하고 있음을 알 수 있다. 그림 16은 이를 정확하게 2차 다항식(polynomial)으로 curve fitting 한 것으로 1차식(linear fitting)으로 fitting한 것보다 정확한 상관관계를 나타내는 것을 확인할 수 있었다.

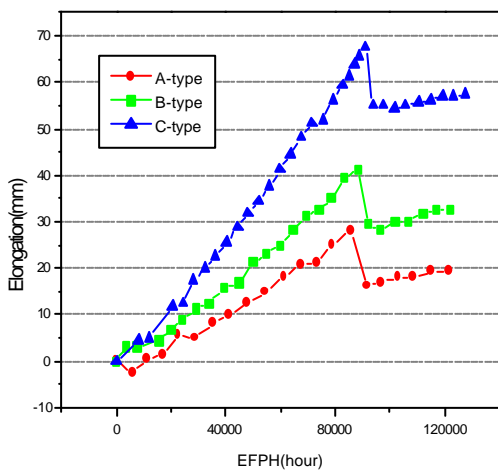


그림 13. 원자로 'A'면의 연신량

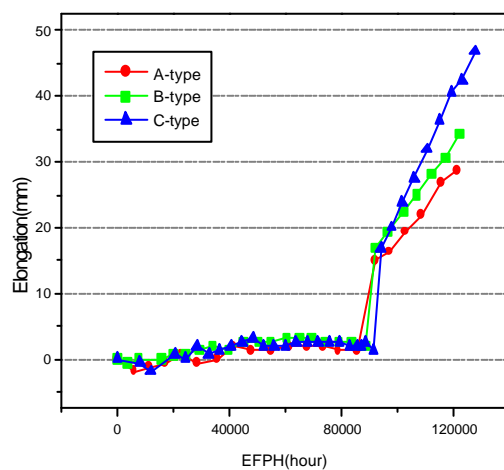


그림 14. 원자로 'C'면의 연신량

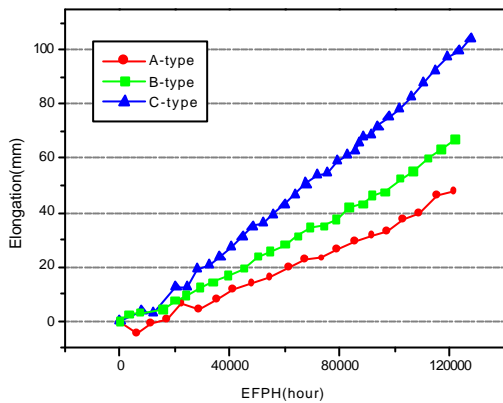


그림 15. 총 연신량

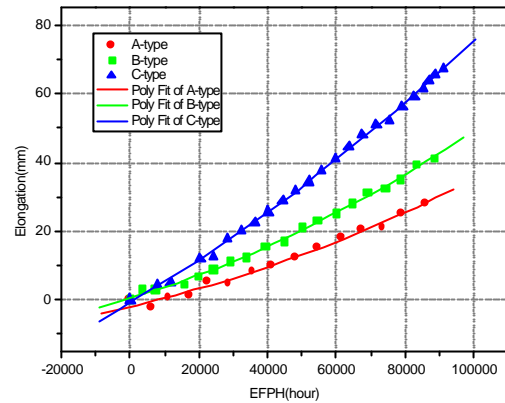


그림 16. 2차 다항식 curve fitting

### 3. 결 론

월성 1호기 핵연료압력관의 연신량 측정자료를 기초로 하여 월성 1호기 핵연료압력관의 연신량 증가율을 평가하였으며 그 결론은 다음과 같다.

가. 핵연료 압력관은 출력 준위에 따라 A, B, C 세 형식으로 분류되어 있으며 측정결과 출력 준위가 높은 형식일수록 연신량이 큰 것으로 확인되었다( $C > B > A$ ). 이는 압력관의 신장이 압력관의 온도 및 속중성자속에 영향을 받기 때문인 것으로 판단되며 이는 실험결과 및 설계 가정과도 일치한다.

나. 같은 형식의 압력관이라 할지라도 운전기간이 오래 경과할수록 압력관 사이의 연신량 차이가 점점 커짐을 확인하였다. 이는 같은 형식의 압력관 내에서도 온도 및 속중성자속의 차이가 존재하기 때문이며 압력관의 크립 및 성장은 속중성자속의 조사총량(속중성자 플루언스)에 기인하기 때문인 것으로 판단된다.

다. 압력관 중에서 각 형식별로 최대 신장율을 가진 압력관에 대한 신장을 평가 결과 전출력운전 시간에 대해 거의 선형적인 비례관계를 보이고 있으나 2차 다항식에 더 근접함을 나타내었다. 이는 속중성자플루언스량이 누적될 수록 조사성장량이 더 커짐을 의미하기 때문에 주의 깊은 관찰이 필요하다.

라. 현재 신장율이 지속될 경우에 고출력형식의 압력관 중 상당수의 압력관이 설계사용수명(210,000EFPH)이전에 설계연신량에 도달할 것으로 예상된다. 이에 대한 상세평가 및 대책수립이 필요한 것으로 사료된다.

### 참고문헌

- [1] N.P.Sinch, DM-59-31100, "Design Manual, Wolsong-1 Nuclear Power Plant Fuel Channel Assembly" p.2-1
- [2] A.R. Causey, "Irradiation-Enhanced Deformation of Zr-2.5Nb Tubes at High Neutron Fluences", 12차 지르코늄 심포지움 논문집
- [3] N. Christodoulou, "Modeling In-Reactor Deformation of Zr-2.5Nb Pressure Tubes in CANDU Power Reactors", 11차 지르코늄 심포지움 논문집