

## 고리 1 호기에서 연소된 핵연료피복관의 미세구조적 특성

### Microstructural Properties of the Fuel Cladding Tubes Irradiated in KORI Unit 1

백종혁, 김현길, 최병권, 서항석, 전용범, 정용환, 민덕기

한국원자력연구소

#### 요 약

핵연료피복관(Zircaloy-4)의 미세구조적 중성자 조사특성을 평가하기 위하여 고리 1 호기에서 4 주기 동안 연소된 핵연료봉(G23-M4)에서 연소도가 각기 다른 2 부위(18 GWD/MTU 및 42 GWD/MTU)의 시료를 채취하였다. 채취된 시료는 조사후 시험시설(PIE)에서 광학현미경과 미세경도기를 이용하여 산화막의 두께 및 수소화물의 형태를 관찰하였고 조사경화에 의한 경도값의 변화를 측정하였다. 또한 노내에서 부식반응이 진행되는 동안 기지금속에 유입된 수소의 함량과 투과전자현미경(TEM)을 이용하여 중성자 조사에 의해서 생성된 dislocation loop 과 석출물의 비정질 변태를 관찰하였다. 연소도가 18 GWD/MTU 에서 42 GWD/MTU 로 증가하였을 때 산화막의 두께는 6.0  $\mu\text{m}$  에서 25.3  $\mu\text{m}$  로 증가하였으며 기지금속으로 유입되는 수소 흡수량도 급격하게 증가하였다. 그리고 조사경화 양은 미조사 피복관과 비교하여 18 GWD/MTU 연소 시에는 약 9.3% 증가하였으며 42 GWD/MTU 연소 시에는 약 24.2% 증가하였다. 중성자 조사된 두 시편 모두 <a>-type 및 <c>-type dislocation loop 이 함께 관찰되었으며 연소도가 증가함에 따라 dislocation loop 의 밀도는 증가하는 경향을 나타냈고, 또한 석출물의 비정질 변태도 조사된 시편에서 관찰되었으며 연소도의 증가에 따라 그 경향은 증가하였다. 비정질 석출물에서 Fe/Cr 비는 0.1~0.17 까지 감소 하였으며 그 주위의 기지금속은 재결정이 발생하였다.

#### Abstract

In order to evaluate the microstructural properties of neutron-irradiated fuel claddings (Zircaloy-4), the two irradiated specimens having different burn-up (18 GWD/MTU and 42 GWD/MTU) were sampled from the G23-M4 fuel rod, which was loaded in Kori Unit 1 for 4 fuel cycles. The oxide thickness, the hydride morphologies and contents in matrix, and the hardness change for the irradiated fuel claddings were characterized by an optical microscope and a micro-hardness tester after preparing the irradiated specimens in PIE facilities. And the dislocation loops and the amorphous transformation of precipitates induced by the neutron irradiation in nuclear reactor were also examined by a TEM. As the burn-up increased from 18 GWD/MTU to 42 GWD/MTU, the oxide thickness on cladding outer surface increased from 6.0  $\mu\text{m}$  to 25.3  $\mu\text{m}$  and the contents of hydrogen pick-up into the Zr matrix also increased. In the comparison with the hardness of unirradiated fuel cladding, the amounts of hardness increase were nearly 9.3% and 24.2% for the irradiated samples with the burn-ups of 18 GWD/MTU and 42 GWD/MTU, respectively. Both <a>-type and <c>-type dislocation loops were observed simultaneously in the irradiated specimens and the densities of the dislocation loops were increased with increasing the burn-up. Additionally, the precipitates in both irradiated specimens were amorphously transformed by the neutron irradiation and the trend of the amorphous transformation of precipitates was enhanced at the higher burn-up. The Fe to Cr ratio in the amorously transformed precipitates was drastically decreased to the range of 0.1 to 0.17 and the transformation of precipitates made the Zr matrix of their surroundings recrystallized.

## 1. 서 론

국내에서 원자력을 이용한 상업운전(고리 1 호, 1978 년 4 월)을 시작한 지 20 년 이상이 되었고, 지금은 국내기술에 의하여 핵연료를 비롯한 원자로 설계 및 건설 능력을 갖춘 원자력 선진국의 대열에 합류하고 있다. 특히, 핵연료분야에서는 설계에서 제조까지 국내기술에 의하여 수행되고 있으며 국내 원자력발전소에 소요되는 물량은 전량공급하고 있는 실정이다. 핵연료에서 피복관은 핵연료 전체 가격의 70% 이상을 차지하는 중요 부품으로써 그 특성을 파악하고 성질을 개량하는 것은 핵연료 경제성 및 안전성 향상 측면에서 중요시 되고 있다. 이런 맥락에서 한국원자력연구소를 비롯한 일부 원자력 선진국의 핵연료 회사에서는 고연소도/장주기 핵연료피복관용 새로운 합금을 개발하여 그 성능의 우수성을 제시하고 있다<sup>1,2,3,4</sup>). 선진국에서 새로운 핵연료피복관의 개발은 기존의 Zircaloy-4 피복관의 노내 연소결과를 기준으로 제시하는 것으로 국내 피복관 개발에서는 기존의 Zircaloy-4 에 대한 물성자료를 확보하고 분석기술을 확보하는 것은 향후 새로운 피복관 개발에 초석이 될 것이다.

그 동안 국내에서 수행된 핵연료에 대한 연구는 주로 미조사된(unirradiated) 핵연료에 집중되어 왔으며 조사된(irradiated) 핵연료에 대한 연구도 손상된 핵연료에만 관심을 보였다<sup>5,6</sup>). 즉, 손상 핵연료의 손상원인을 찾고자 하는 연구에서는 연구의 시급성과 분석능력의 부족으로 인하여 macroscopic 한 미세조직의 관찰에만 국한되어 왔다. 따라서 본 연구에서는 손상되지 않은 고리 1 호기에서 4 주기 연소된 핵연료 봉에서 연소도가 18 및 42 GWD/MTU 인 시편을 채취하여 광학현미경과 경도측정 등의 기존의 macroscopic 한 미세조직 관찰방법과 투과전자현미경(TEM)을 이용한 microscopic 한 미세조직 관찰방법을 이용하여 피복관의 조사특성을 분석하고자 하였다. 또한 발전소에서 연소하면서 발생한 부식반응에 의한 수소흡수량도 분석하여 수소흡수성을 평가하였다.

## 2. 실험방법

### 2.1 시편

본 연구에 사용된 핵연료 피복관(Zircaloy-4)은 고리 1 호기에서 4 주기 (교체노심 : 4, 5, 6, 7 주기, 연소시 노심위치 : A8 → A8 → B7 → D7) 연소된 G23 핵연료집합체(14x14 type)에서 추출한 M4 핵연료 봉 하나를 이용하였다. G23 핵연료 집합체는 1986 년 10 월 24 일 원자로에서 배출되어 1990 년 9 월 이후 한국원자력연구소 조사후 시험시설(PIE)에서 보관되어 왔으며, 배출시 평균 연소도는 35.5 GWD/MTU 였다. G23 집합체에서 M4 연료봉의 방출시 최대 연소도는 39.352 GWD/MTU 로 비교적 높았다. 그림 1 에는 M4 연료봉 전체 길이에 대하여 gamma scanning 한 결과를 보여주고 있다. 최대 intensity 는 연소이력을 통하여 연소도가 약 40 GWD/MTU 정도라고 추측할 수 있다. 본 연구에는 연소도의 영향을 평가하기 위하여 핵연료 바닥으로부터 서로 다른 두 지점에서 시편을 채취하여 분석하였다. Gamma scanning 한 결과를 토대로 연소도를 각 시편에 대하여 분석하였을 때 각각 18 및 40 GWD/MTU 였으며 중성자 조

사량(neutron fluence)은  $3.7 \times 10^{21}$  및  $8.0 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$  정도였다. 또한 그 당시에 제조된 고리 1 호기(14x14) 용 미조사(unirradiated) 핵연료 피복관을 확보하여 기준시편으로 활용하였다. 사용된 미조사 피복관의 외경은 10.7 mm 였고 최종 열처리 상태는 응력이완(stress relieved)된 조직으로 G23 집합체의 M4 연료봉과 동일하였다. 표 1 에는 본 연구에 사용된 미조사 핵연료피복관의 조성을 나타냈다.

## 2.2 광학현미경(OM) 관찰

고리 1 호기에서 연소된 G23-M4 연료봉에서 연소도 18 및 40 GWD/MTU 인 시편을 hot-cell 내에서 채취한 후 광학현미경 조직관찰 시편을 준비하였다. 이를 위하여 hot-cell 내에서 manipulator 를 이용하여 자동 연마하였으며 화학적으로 etching 하여 시편을 준비하였다. 미세조직 관찰은  $\text{UO}_2$  핵연료를 포함한 상태로 수행되었으며  $90^\circ$  간격으로 정밀하게 산화막 두께를 측정하였으며 이를 이용하여 평균 산화막 두께를 계산하였다.

## 2.3 경도 측정

G23-M4 조사 피복관의 경도값은 앞의 광학현미경 미세조직 관찰용 시편을 이용하여 측정하였다. 측정에 사용된 경도기는 Vickers 형태의 미세경도기를 사용하였으며 측정값의 실험오차를 줄이기 위하여 수 차례 반복시험을 수행하여 평균값을 취하였다.

## 2.4 투과전자 현미경(TEM) 관찰

조사된 피복관의 TEM 관찰을 위하여 연소도가 18 및 42 GWD/MTU 인 시편을 6 mm 길이로 채취한 다음 길이방향으로 절단하였다. 절단된 피복관 시편은 특별히 고안된 공구를 이용하여 외면과 내면의 산화막을 기계적으로 제거하였다. TEM 관찰을 위한 박판 시료는 물과 질산 및 불산의 혼합용액(물:질산:불산=50%:45%:5%)에서 약  $70 \mu\text{m}$ 까지 화학적으로 연마한 후, 90% ethanol 과 10% perchloric acid 의 혼합용액에서 twin-jet polishing 하여 제작되었다. 이 때, twin-jet polisher 에 인가된 전압은 1.2V 였으며 용액의 온도는 약  $-40^\circ\text{C}$ 로 유지되었으며, JEOL 사의 200 keV 용량의 투과전자현미경(TEM)이 조사피복관 미세조직 관찰을 위하여 사용되었다.

# 3. 결과 및 논의

## 3.1 미조사 피복관 특성

고리 1 호기 교체노심 4 주기에 사용된 미조사 Zircaloy-4 핵연료피복관의 TEM 미세조직을 그림 2 에 나타냈다. 그림 2 의 (a)에서 알 수 있듯이 최종 조직은 응력이완(stress-relief) 열처리된 조직을 나타내고 있었다. 즉, dislocation 이 많이 tangle 된 상태로 존재하였으며 높은 dislocation 밀도로 인하여 결정립의 구별이 불가능하였다. 5000 배의 저 배율에서는 가공방향으로 결정립이 elongation 된 가공조직이 관찰이 되었다. 석출물은 대략 200 nm 정도의 크기를 갖으면서 결정립계 및 경립립내에 균일하게 존재하였으며 Zircaloy-4 에서 전형적으로 관찰되는

적층 결함(stacking fault)을 나타냈다. 특히 그림 2의 (b)와 같이 dark field로 관찰하였을 때 이 적층 결함을 보다 선명하게 관찰할 수 있었다. 석출물의 조성은 Fe와 Cr으로 구성되었으며 Fe/Cr 비는 1.8~2.0을 유지하고 있었다. 또한 석출물은 C14 Laves 상의 hcp 구조[Zr(Fe,Cr)<sub>2</sub>]를 갖고 있었다.

### 3.2 연소도에 따른 산화 및 수소흡수 특성

그림 3은 G23-M4 연료봉에서 낮은 연소도(18 GWD/MTU)를 갖는 부위에서 채취한 시료를 광학현미경을 이용하여 관찰한 결과이다. 피복관 단면을 90° 방향으로 4 부분으로 구분하여 산화막을 관찰하였다. 산화막은 매우 균일하고 치밀한 구조를 하고 있었으며 별 다른 결함을 관찰할 수 없었다. 산화막의 두께는 5.8~6.2 μm 범위였으며 평균값은 6.0 μm를 나타냈다. 한편 연소도가 42 GWD/MTU로 보다 높게 연소된 부위에서 채취한 시편의 광학현미경 미세조직은 그림 4에 나타났다. 그림 4의 연소도가 42 GWD/MTU로 높은 핵연료를 그림 3의 저연소 핵연료와 비교하면 UO<sub>2</sub> 소결체 내부에 보다 많은 균열이 발생하고 있었으며 산화막의 두께도 매우 크게 증가하였다. 즉, 42 GWD/MTU의 연소도를 갖는 시편에서 산화막의 두께는 24.0~26.4 μm 정도였으며 네 부분의 평균 산화막 두께는 25.6 μm를 나타냈다. 이와 같은 높은 연소도에서는 산화막 내에 금속과 계면에 평행한 균열이 발생된 것을 관찰할 수 있었다. 연소도가 18 GWD/MTU에서 42 GWD/MTU로 2.3배 증가하였을 때 산화막의 두께는 6.0 μm에서 25.3 μm로 4.2배 증가하였음을 나타냈다. 즉 연소도가 증가함에 따라 산화막의 두께는 1.8 x 연소도(GWD/MTU)로 증가하고 있음을 예측할 수 있었다. 여기서 얻은 연소도에 따른 산화막 두께 증배계수는 최근에 발표되는 상용 Zircaloy-4 핵연료피복관에 알려진 것보다 약 2배 정도 높은 것이다<sup>7,8)</sup>.

그림 5는 G23-M4 연료봉에서 연소도 차이에 따른 기지금속 내 수소화물의 형상을 보여주는 것으로 연소도가 증가함에 따라 부식이 보다 많이 진행되어 수소화물의 양이 증가하고 있음을 보여 준다. 미조사 핵연료 피복관에 함유한 수소 함유량은 16.2 ppm였으며 연소도가 증가하면 기지금속 내로 유입되는 수소의 함량은 증가하였을 것이다. 그러나 아쉽게도 연소된 시료에 대한 수소 분석은 현재 진행되고 있는 이유로 정확한 정량적인 수치는 본 학회의 발표 자료에 언급할 것이고 그 결과는 그림 6에 나타낼 것이다. 연소도가 증가하면 부식량이 증가하게 되고 부식량의 증가는 기지금속에 유입되는 수소의 흡수량을 증가시켰다. 수소의 흡수는 연료봉의 기계적 강도를 저하시키는 주요한 요인이므로 가능하면 수소의 흡수율을 감소시키는 것은 핵연료봉의 건전성 확보 측면에서는 반드시 고려되어야 한다. 따라서 최근에 개발되는 핵연료피복관용 신합금에서 Nb를 첨가하여 수소의 흡수량을 기존의 Zircaloy-4에 비하여 절반이하로 수소 흡수율을 줄이려는 연구를 집중하고 있다<sup>9,10)</sup>.

### 3.3 연소도에 따른 경도 변화

그림 7은 G23-M4 핵연료봉의 연소도에 따른 Vickers 경도값의 변화를 측정하여 나타낸 것이다. 미조사 피복관의 경도값은 기존의 Zircaloy-4 피복관과 유사한 값(177 Hv)을 나타냈으며 연

소도가 증가함에 따라 조사경화(irradiation hardening)에 의하여 경도의 증가가 발생하였다. 연소도 증가에 의한 조사 결함의 정량적인 증가는 정확히 예측할 수 없으나 경도값의 증가에 따른 조사에 의한 결함의 증가는 간접적으로 확인할 수 있었다. 기지 금속에서 조사경화는 18 GWD/MTU 연소된 시료에는 약 9.3% 증가하였으며 42 GWD/MTU 연소된 시료에는 약 24.2% 증가하였다. 이는 중성자 조사에 의해 기기금속 내 결함의 증가가 발생하고 있음을 보여 주는 것이며 42 GWD/MTU 까지 연소되었을 때도 조사결함은 계속해서 증가하고 있음을 간접적으로 시사하고 있다.

### 3.4 연소도에 따른 전위(dislocation) 변화

그림 8에서 13까지는 조사된 G23-M4 핵연료 피복관의 투과전자현미경(TEM) 미세 조직을 살펴보기 위하여 수행한 결과를 나타내고 있다. 그림 8에 보여 주는 두 장의 사진은 18 GWD/MTU 연소된 피복관에서 중성자 조사에 의해서 형성된 <a>-type dislocation 을 보여 주고 있다. <a>-type dislocation 중성자 조사량이  $1 \times 10^{20}$  n/cm<sup>2</sup> 정도의 비교적 낮은 초기 조사 단계에서 발생하기 시작한다고 알려지고 있다<sup>11,12</sup>. 형태는 검은 점들 형태로 나타나고  $\alpha$ -Zr의 [1 $\bar{2}$ 0]에 평행하게 형성되어 Burgers vector 가  $\mathbf{a}/3\langle 1\bar{2}0 \rangle$ 를 갖는다<sup>12</sup>. 그림 8의 왼쪽 사진의 왼쪽 상단의 SADP은 a-type dislocation loop 이라고 추정되는 곳의 모재 Zr의 pattern으로 계산 결과 zone axis 가 [4 $\bar{1}$ 9]면에 평행하였다. [4 $\bar{1}$ 9]면과 [1 $\bar{2}$ 0]면 사이 각은 97°로 거의 수직을 이루고 있었다. 따라서 관찰된 검은 점은 [1 $\bar{2}$ 0]면에 발생한 <a>-type dislocation loop임을 확인할 수 있었다. 그림 9는 42 GWD/MTU 연소된 시료에서 관찰된 <a>-type dislocation loop 을 보여 주고 있다. 그림 8과 비교하여 관찰 배율이 150,000 배에서 80,000 배로 줄었음에도 불구하고 관찰되는 <a>-type dislocation loop의 밀도는 많이 증가하고 있음을 알 수 있었다. 그리고 그림 9의 왼쪽 그림에 삽입된 사진은 dark field로 관찰한 <a>-type dislocation loop의 형태를 보여 주는 것으로 거의 모두 동일한 방향으로 배열되어 있음을 알 수 있다. 즉, 기지조직과 특정한 방위관계를 갖고 있음을 시사하고 있다. 일반적으로 원자로에서 핵연료피복관이 중성자 조사시 초기 인장 강도의 증가는 a-type dislocation loop의 밀도 증가와 밀접한 관계가 있다고 알려지고 있다<sup>13,14,15,16</sup>. 본 연구에서 얻은 경도값의 증가도 이와 같은 <a>-type dislocation loop의 밀도의 증가에서 기인되었다고 생각된다.

Zircaloy-4 핵연료 피복관에서 중성자 조사량이  $4 \times 10^{21}$  n/cm<sup>2</sup> 이상 증가하면 <c>-type dislocation loop이 형성된다고 하였다<sup>17,18</sup>. <c>-type dislocation loop은 단지 공공 형태이고 이와 같은 loop의 성장은 적층결함과 유사한 방법으로 석출물로 형성된 Fe의 2차원 석출에 의해서 이루어 지기도 한다<sup>19</sup>. 따라서 <c>-type dislocation loop에는 상당량의 Fe의 segregation이 발생한다고 알려지고 있다. 또한 <c>-type dislocation loop은 조사량이 증가하면 climb에 의한 위치 이동이 발생하는데 이런 현상은 조사취화의 원인이 된다. 그림 10과 11은 G23-M4 핵연료 피복관에서 관찰된 <c>-type dislocation loop의 형태를 보여 주고 있다. 연소도가 증가함에 따라서 <c>-type dislocation loop의 밀도는 증가하고 있음을 알 수 있었다. <c>-type dislocation loop은 선

형태로  $\alpha$ -Zr의 [0002] basal plane에 존재하는 것으로 그림 10과 11에서 관찰된 <c>-type dislocation loop은 [0002]면에 수직인 면에서 관찰이 가능하였다. 따라서 그림 10과 11에서 관찰된 dislocation loop은 <c>-type dislocation loop임을 확인 할 수 있었다. <c>-type dislocation loop의 존재 및 증가는 핵연료 피복관의 조사성장과 밀접한 관계가 있음이 알려지고 있다. 또한 석출물과 <c>-type dislocation loop의 생성과의 연관성도 몇몇 연구자에 의해서 발표되고 있다<sup>20,21</sup>). 즉, 중성자 조사에 의한 <c>-type dislocation loop의 생성 및 성장은 <c> 방향으로의 결정립의 수축을 야기시켜 피복관의 길이방향으로의 성장을 촉진한다고 하였다<sup>20</sup>). 따라서 핵연료 피복관의 조사성장을 제어하기 위해서는 <c>-type dislocation loop의 생성 및 성장 기구를 체계적으로 연구할 필요가 있다.

### 3.5 연소도에 따른 석출물의 비정질화

핵연료피복관 재료(Zircaloy-4 및 Zircaloy-2)의 석출물은 중성자 조사되면 비정질(amorphous) 형태의 변화가 발생한다고 한다<sup>22,23</sup>). 중성자 조사시 석출물의 비정질 변화는 조사 온도에 민감하고 중성자 속(neutron flux)에 크게 좌우된다고 보고되고 있다<sup>24,25</sup>). 석출물이 비정질변태를 시작하면 Fe의 함량은 급격히 감소한다고 알려지고 있으며 중성자 조사량에 선형적으로 비례한다고 하였다<sup>25</sup>). Zircaloy 합금을 중성자 조사시킬 때 연소도 5~15 GWD/MTU (약  $1\sim 4 \times 10^{21}$  n/cm<sup>2</sup>)에서 20 nm 이하의 석출물은 중성자 조사에 의해 분해가 발생하고 그 보다 큰 석출물은 비정질 변태를 시작하게 된다. 본 연구에서 수행된 G23-M4 핵연료 피복관에도 중성자 조사에 의한 석출물의 비정질 변태가 발생하였고 그 결과를 그림 12 및 13에 나타냈다. 관찰된 비정질 변태를 하고 있는 석출물은 모두 100 nm 이상의 큰 석출 형태로 나타났으며 연소도가 증가함에 따라 관찰된 비정질 변태 석출물의 크기는 감소하는 경향을 보였으며 관찰 빈도도 많이 줄어들었다. 이는 연소도 증가에 의해 석출물의 비정질 변태가 많이 진행되어 비교적 작은 석출물은 이미 분해가 완료되었기 때문이라고 추측된다. 관찰된 비정질 변태 석출물은 모두 링 형태의 회절 pattern을 나타내고 있어 이미 비정질 변태가 많이 진행되었음을 알 수 있었다. 그리고 42 GWD/MTU 연소된 피복관 시료에서 석출물의 비결정 변태가 발생한 부위 주위는 기지금속의 재결정화 현상이 관찰되었다. 이는 중성자 조사에 의해 석출물을 구성하는 Fe가 석출물 주위로 확산하여 기지조직을 재결정 시켰을 것으로 생각된다<sup>26,27</sup>). 또한 비정질 변태를 진행하는 석출물에 대하여 EDX(energy dispersive x-ray spectroscopy)를 이용하여 Fe와 Cr의 함량을 분석하여 Fe/Cr 비를 계산하였을 때 0.1~0.17 정도로 매우 낮은 값을 나타냈다. 이와 같이 비정질 석출물에서 Fe의 급격한 감소는 Fe의 확산과 매우 밀접한 관계가 있음을 확인할 수 있었다. 결국 석출물에서 Fe의 빠른 확산은 <c>-type dislocation loop의 생성을 촉진하게 되며 연료봉의 조사성장 속도를 가속 시키게 될 것이다.

## 4. 결론

- 1) 고리 1호기 4주기 연소된 핵연료봉(G23-M4)에서 연소도가 18 GWD/MTU에서 42 GWD/MTU로 증가하였을 때 산화막의 두께는 6.0  $\mu$ m에서 25.3  $\mu$ m로 증가하였으며 수소

- 흡수량도 급격하게 증가하였다.
- 2) 조사경화 양은 18 GWD/MTU 연소 시에는 약 9.3% 증가하였으며 42 GWD/MTU 연소 시에는 약 24.2% 증가하였다.
  - 3) 중성자 조사된 두 시편 모두 <a>-type 및 <c>-type dislocation loop 이 함께 관찰되었으며 연소도가 증가함에 따라 dislocation loop 의 밀도는 증가하였다.
  - 4) 중성자 조사된 시편에서는 석출물의 비정질 변태가 관찰되었으며 연소도의 증가에 따라 그 경향은 증가하였다. 또한 비정질 석출물에서 Fe/Cr 비는 0.1~0.17 까지 감소 하였으며 그 주위의 기지금속은 재결정이 발생하고 있었다.

## 후 기

본 연구는 과학기술부의 원자력 연구개발사업 중 지르코늄 신합금 핵연료피복관 개발과제의 일환으로 수행되었음.

## 5. 참고문헌

- 1) 경수로용 신형핵연료 개발/핵연료피복관용 신소재 개발: KAERI/RR-2020/99, 과학기술부, (2000).
- 2) G.P. Sabol, G.P. Klip, M.G. Balfour, and E. Robert: Zirconium in the Nuclear Industry, ASTM STP 1023, (1989) 227.
- 3) R. J. Comstock, G. Schoenberger, and G.P. Sabol: Zirconium in the Nuclear Industry, ASTM STP 1295, (1996) 710.
- 4) J.P. Mardon, J. Senevat, and D. Charquet: U.S. Patent 5,648,995, (1997).
- 5) 가압 경수로 손상핵연료 조사후 시험 연구: KAERI/RR-508/85, 한국에너지연구소 (1986).
- 6) 원전연료 손상원인 규명(울진 2 호기 손상연료봉 조사후 시험): KAERI/CR-78/999, 한국원자력연구소 (1999).
- 7) J.P. Mardon, D. Charquet, and J. Senevat: Proc. Of Int. Topical Mtg. on Fuel Performance, West Palm Beach, ANS, La Grange Park, ILL. (1994) 646.
- 8) L.F. Van Swam, F. Garzarolli, and E. Steiberg: Proc. Of Int. Topical Mtg. on Fuel Performance, West Palm Beach, ANS, La Grange Park, ILL. (1994) 303.
- 9) J.P. Mardon, D. Charquet, and J. Senevat: Zirconium in the Nuclear Industry, ASTM STP 1354, (2000) 505.
- 10) P.V. Shebalov, M.M. Peregud, A.V. Nikulina, Y.K. Bililashvili, A.F. Lositski, N.V. Kuz'menko, V.I. Belov, and A.E. Novoselov: Zirconium in the Nuclear Industry, ASTM STP 1354, (2000) 545.
- 11) D. O. Notrthwood: Atomic Energy Review, 15(4) (1977) 547.
- 12) D. O. Notrthwood, et al.: J. Nucl. Mater., 79 (1979) 379.
- 13) M.A. Griffiths: J. Nucl. Mater., 159 (1988) 190.
- 14) M.A. Griffiths: J. Nucl. Mater., 205 (1993) 225.
- 15) C. Hellio, C. H. De Novion, and L. Boulanger: J. Nucl. Mater., 159 (1988) 368.
- 16) S.N. Buckley, R. Bullough, and M.R. Hayns: J. Nucl. Mater., 89 (1980) 283.
- 17) M.A. Griffiths and R.W. Gilbert: J. Nucl. Mater., 150 (1987) 169.
- 18) R.A. Holt, M.A. Griffiths, and R.W. Gilbert: J. Nucl. Mater., 149 (1987) 51.
- 19) Y. De Carlan, C. Regnard, and M.A. Griffiths: Zirconium in the Nuclear Industry, ASTM STP 1295, (1996) 638.
- 20) R.A. Holt, A.R. Causey, and M.A. Griffiths: Zirconium in the Nuclear Industry, ASTM STP 1354, (2000) 86.
- 21) R.A. Holt and A.R. Causey: J. Nucl. Mater., 28 (1968) 1.
- 22) R.W. Gilbert, M.A. Griffiths, G.J.C. Carpenter: J. Nucl. Mater., 135 (1985) 265.
- 23) W.J.S. Yang, R.P. Tucker, B. Cheng, and R.B. Adamson: J. Nucl. Mater., 138 (1986) 185.
- 24) A. Motta and C. Lemaignan: J. Nucl. Mater., 195 (1992) 277.
- 25) D. Pecheur, F. Lefebure, A. Motta, C. Levaignan, and D. Charquet: J. Nucl. Mater., 205 (1993) 445.

- 26) P.Y. Haung, S.T. Mahmood, and R.B. Adamson: Zirconium in the Nuclear Industry, ASTM STP 1295, (1996) 726.
- 27) A.V. Nikulina, Y.K. Bililashili, P.P. Markelov, M.M. Peregud, V.A. Kotrekhov, A.F. Lostisky, N.Y. Kuzmenko, Y.P. Shevnin, V.K. Shamardin, G.P. Kobylansky, and A.E. Nivoselov: Zirconium in the Nuclear Industry, ASTM STP 1295, (1996) 785.



Table 1. Chemical composition of Zircaloy-4 fuel cladding

| (wt.%) |      |      |        |      |
|--------|------|------|--------|------|
| Sn     | Fe   | Cr   | O      | Zr   |
| 1.52   | 0.18 | 0.11 | 0.1256 | Bal. |

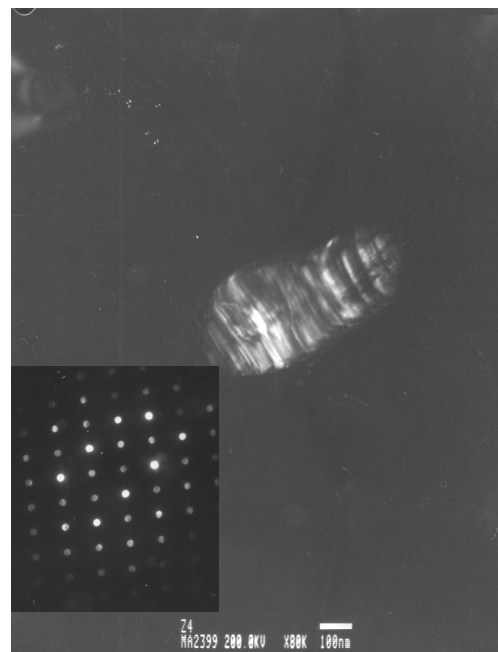
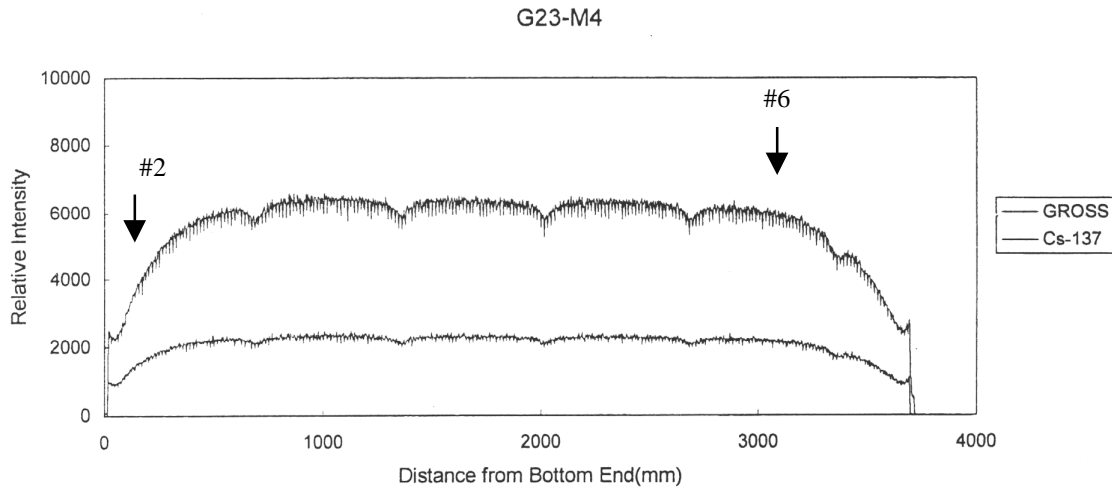


Fig. 2 TEM microstructures of the unirradiated Zircaloy-4 fuel cladding

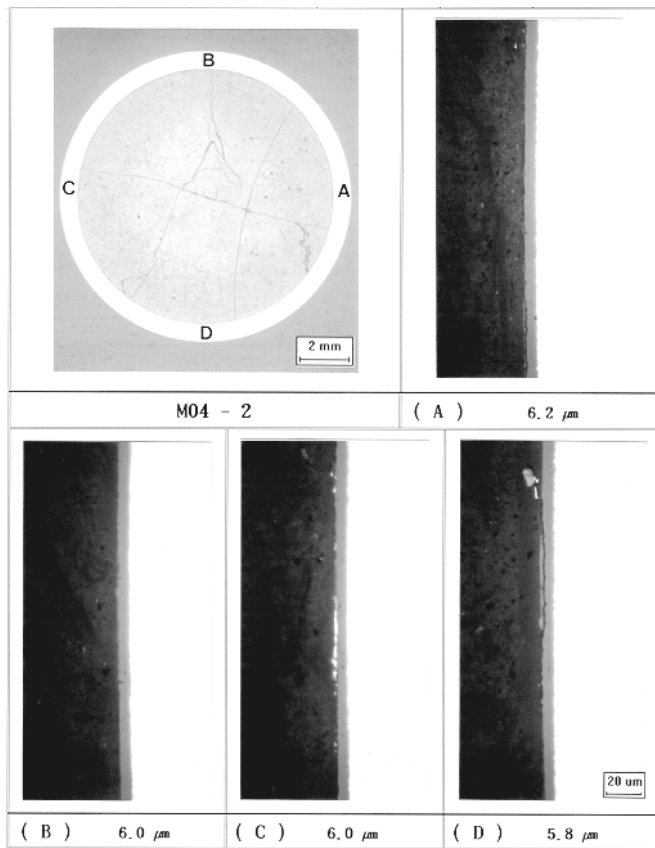


Fig. 3 Optical microstructures of the low burn-up sample (18GWD/MTU)

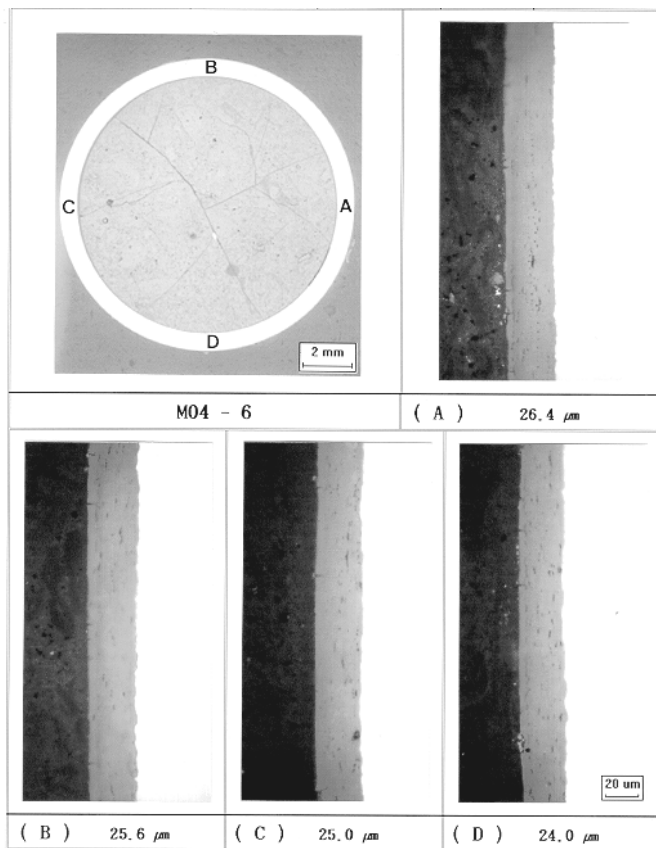
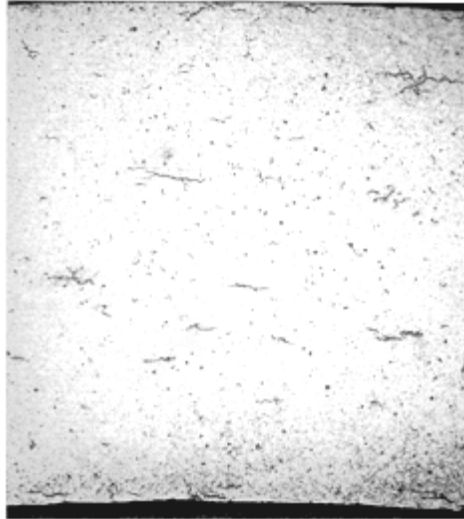
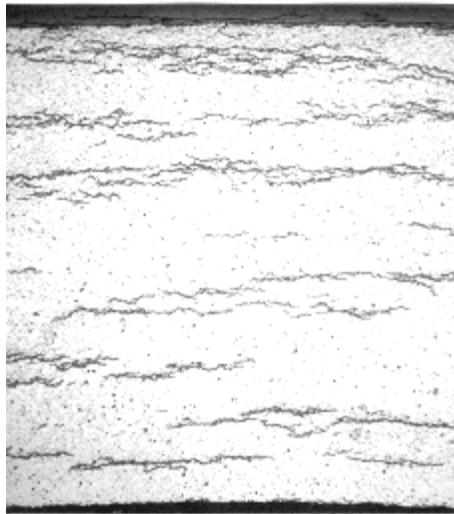


Fig. 4 Optical microstructures of the high burn-up sample (42 GWD/MTU)



(a)



(b)

Fig. 5 Hydride morphologies of the irradiated cladding samples:  
(a) 18 GWD/MTU and (b) 42 GWD/MTU

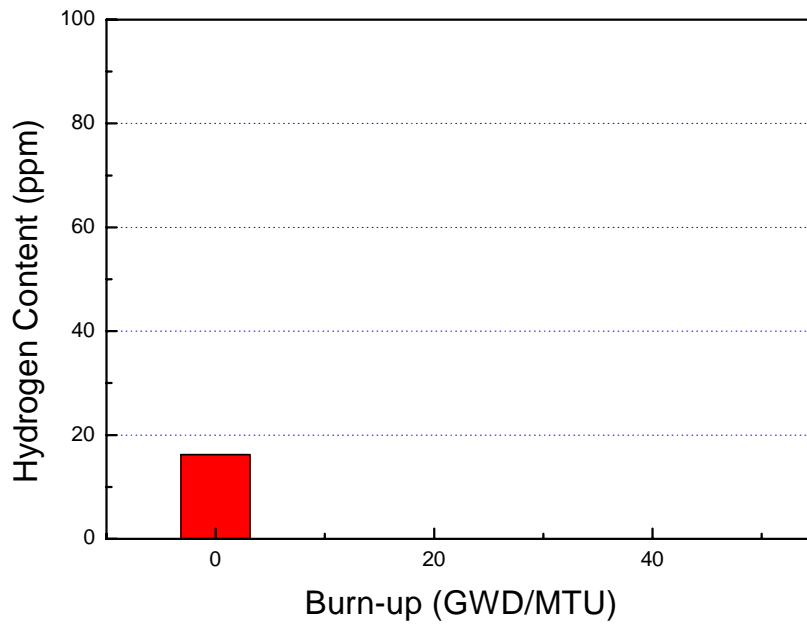


Fig. 6 Hydrogen contents of the irradiated cladding samples

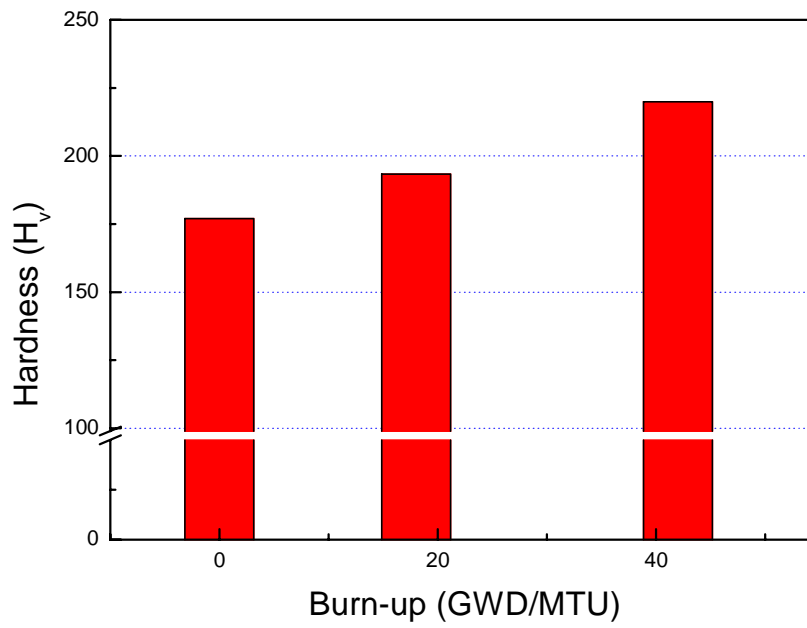


Fig. 7 Hardness variation of the irradiated cladding samples

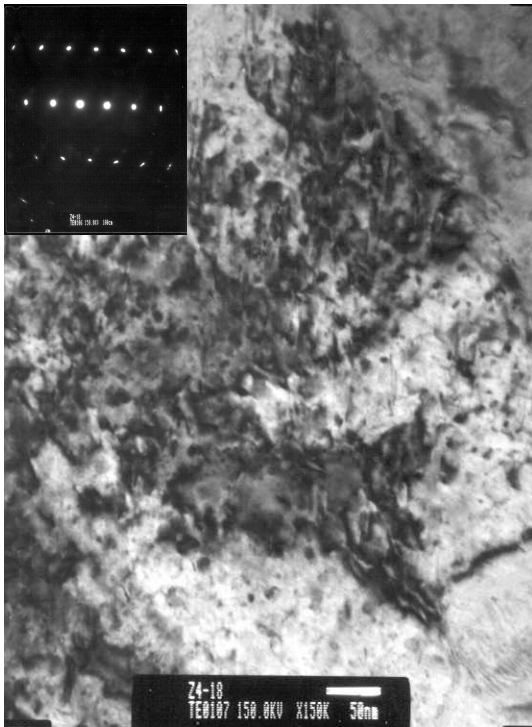


Fig. 8 Dislocation loop of a-type in the low burn-up sample (18 GWD/MTU)

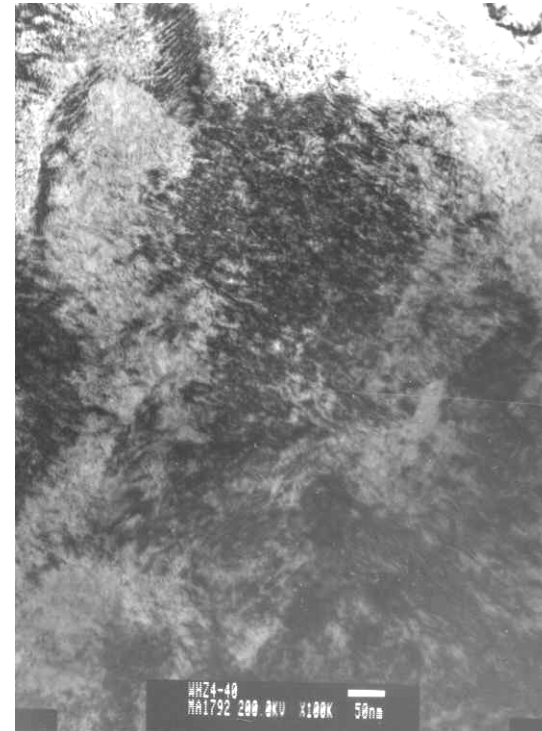
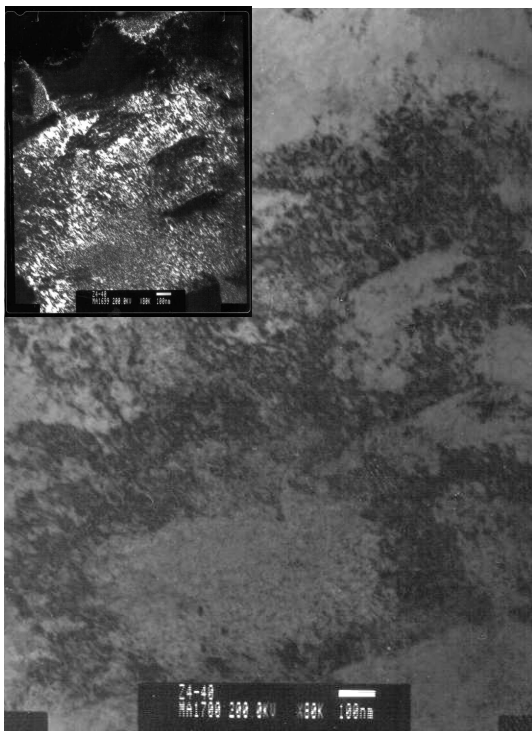


Fig. 9 Dislocation loop of a-type in the high burn-up sample (42 GWD/MTU)

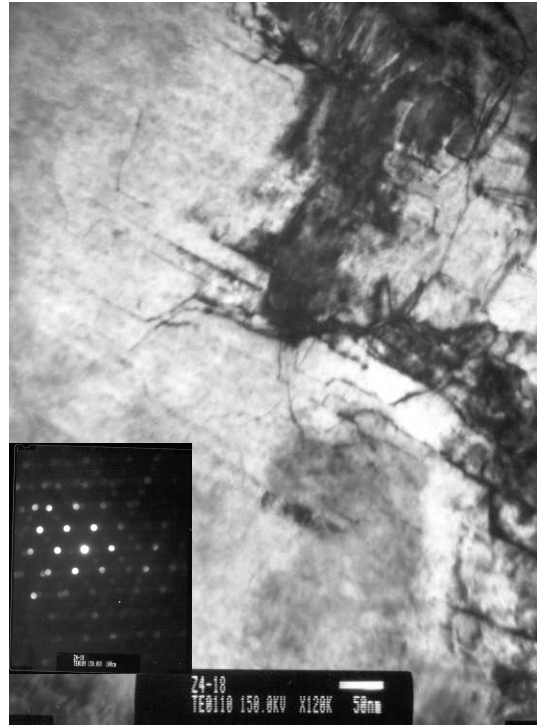
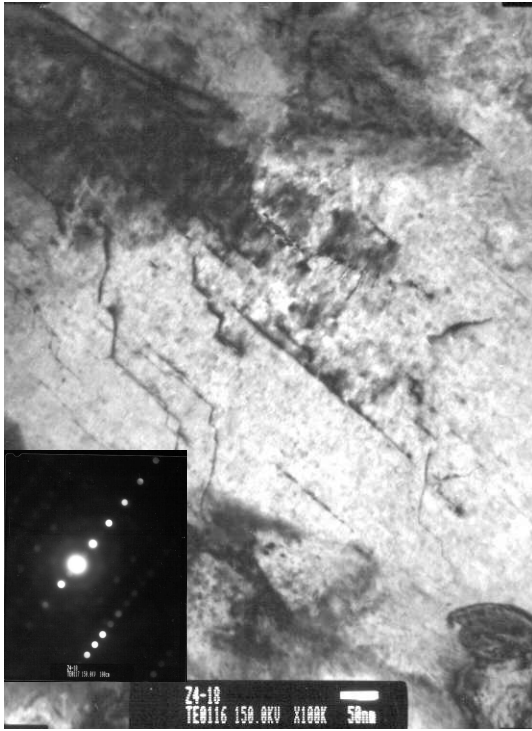


Fig. 10 Dislocation loop of c-type in the low burn-up sample (18 GWD/MTU)

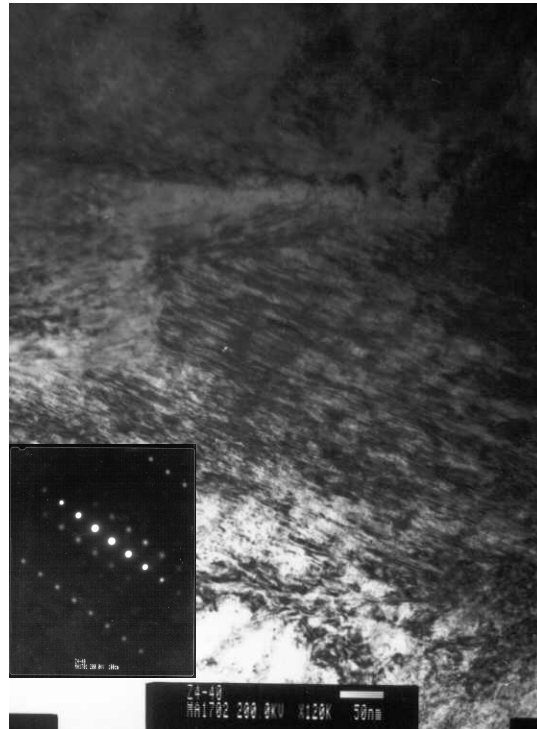
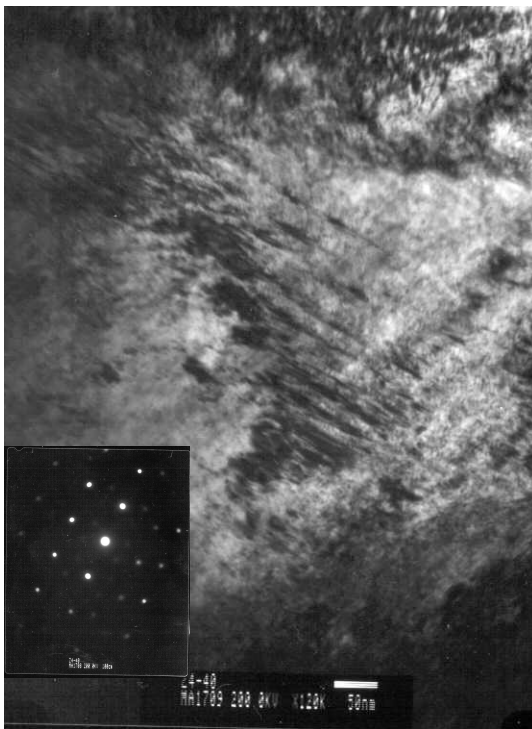


Fig. 11 Dislocation loop of c-type in the high burn-up sample (42 GWD/MTU)

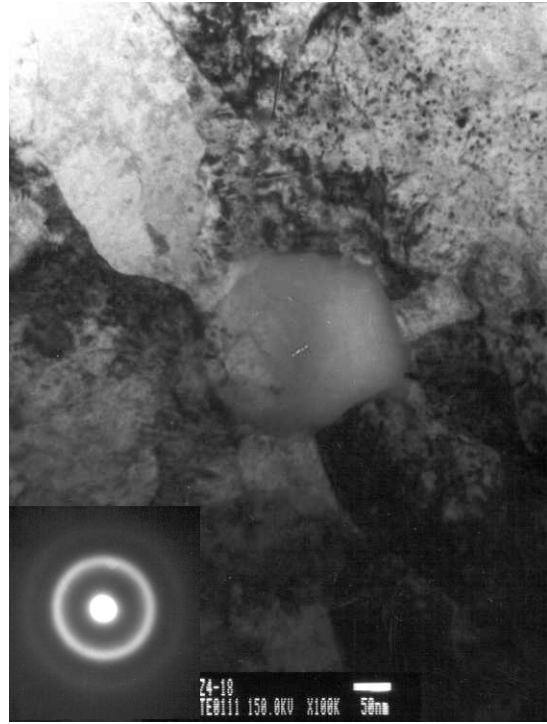
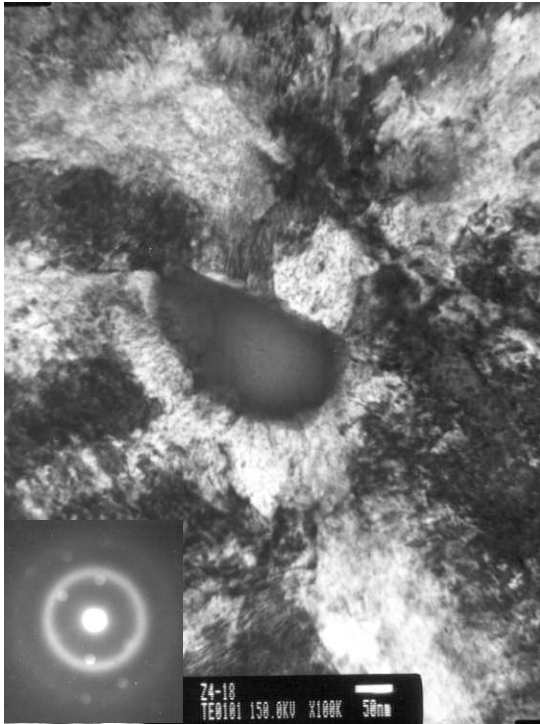


Fig. 12 Amorphous precipitates in the low burn-up sample (18 GWD/MTU)

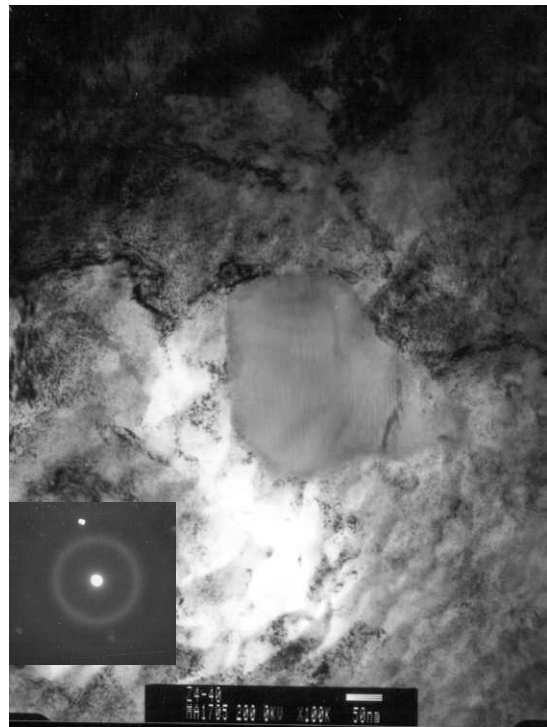
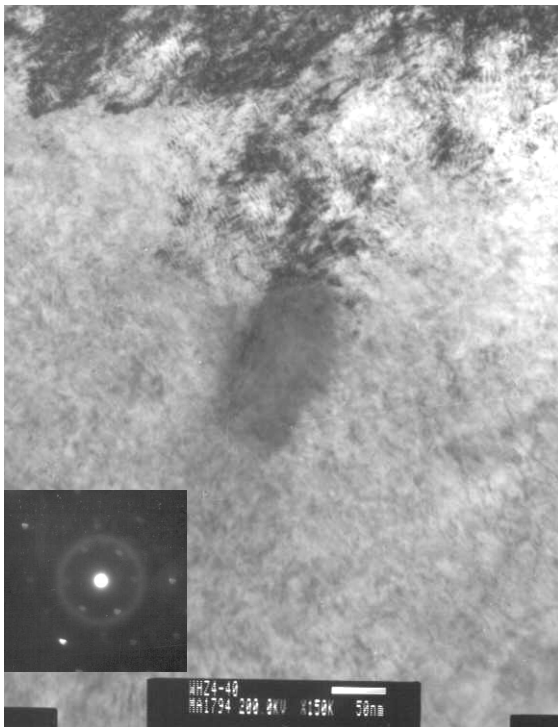


Fig. 13 Amorphous precipitates in the high burn-up sample (42 GWD/MTU)