

Zr-2.5Nb 중수로 압력관의 조사후 강도 및 파괴거동 특성

안상복* · 김영석* · 김정규**
(2000년 9월 15일 접수, 2001년 1월 9일 심사완료)

The Strength and Fracture Behavior Characteristics of Irradiated Zr-2.5Nb CANDU Pressure Tube Materials

Sang-Bok AHN, Young-Suk KIM and Jung-Kyu KIM

Key Words: Hot Cell(핫셀), Irradiation(조사), Unirradiation(비조사), Neutron(중성자), Pressure Tube(압력관), Irradiation Defect(조사결함), Curved Compact Tension(곡선형 콤팩트 인장), J-R Curve(균열진전저항곡선), Fissure(틈새), Transition Zone(천이구역)

Abstract

The tensile and fracture toughness tests have been conducted to investigate the degradations of mechanical properties induced mainly by neutron irradiations in Zr-2.5Nb CANDU pressure tube materials operated in Wolsung Unit-1. The tests were performed at room, 150, 200, 250, 300 °C for the irradiated and unirradiated specimens in hot cell. The specimens were directly machined from the tube retaining original curvature using specially designed electric discharge machine(EDM). From the tensile tests of the irradiated specimens, it was found that tensile strength was increased and total elongation was decreased compared to those of the unirradiated ones. The active voltages in the fracture toughness tests for the irradiated showed the discontinuous abrupt increases caused by crack jumping in lower temperature. In the crack resistance curves we found the stable crack growth in the unirradiated, whereas the unstable and three crack growth stages in the irradiated specimens due to the accumulated irradiation defects. The various fracture characteristic values in the irradiated are remarkably lower than those of the unirradiated. Through the fractography, we found in the irradiated that smaller dimple and shorter fissures than the unirradiated, and that the fractured surface had three regions that were flat, transition and slant/shear area. These can explain the difference in the crack growth characteristic values of the irradiated and the unirradiated ones.

1. 서론

1983년에 월성1호기가 가동된 이래 국내에는 현재 총 4기의 가압 중수로(Pressurized Heavy Water Reactor, PHWR)형 원자로가 가동되고 있

다. 중수로 내에는 압력관이 Fig. 1과 같이 핵연료와 칼란드리아 튜브(calandria tube) 사이에 설치되어 있고, 이 내부에는 핵연료에서 발생된 열을 전달하기 위한 중수(D₂O)의 냉각수가 흐르고 있다. 압력관은 약 10 MPa의 고압과 250~310 °C의 고온의 냉각수 그리고 최대 30x10²⁵ n/m² (E > 1MeV, E:중성자에너지)의 누적조사량을 받으며 설계수명 30년 동안 운전된다. 따라서 압력관은 고온, 고압 및 수소침입 그리고 중성자 조사로 인하여 기계적 성질이 저하된다.^(1,2) 특히 중성자

* 책임저자, 회원, 한국원자력연구소

E-mail : sbahn@kaeri.re.kr

TEL : (042)868-8454 FAX : (042)868-8420

* 회원, 한국원자력연구소

** 회원, 한양대학교 기계공학부

조사는 재료 내에 다량의 원자공공과 격자간원자 등의 결함으로 인한 전위루프 등을 형성하여 재료의 기계적 성질을 저하시키는 주원인이 된다.^(3,4) 따라서 압력관의 운전 건전성을 평가하기 위해서는 중성자의 조사에 따른 재료의 열화거동의 파악이 필수적으로 요구된다.

압력관의 운전건전성을 평가하는 한가지 방법은 표면균열로부터 성장한 관통균열의 크기가 임계균열길이에 이르면 불안정하게 성장하여 파손⁽⁵⁾에 이른다는 파단전누설(LBB, leak before break)의 개념^(6,7)을 적용한다. 이때 임계균열길이는 관내의 후프응력을 Folias Factor⁽⁸⁾로 보정하여 Dugdale 모델⁽⁹⁾에 따른 재료의 파괴인성으로부터 결정되는 값이다.⁽¹⁰⁾

본 연구에서는 중수로에서 운전중에 인출된 조사 압력관과, 그리고 동일한 비조사 신재 압력관에서 채취한 시험편을 대상으로 횡방향 인장 및 파괴인성시험을 수행하여 중성자 조사에 따른 강도 및 파괴 거동특성을 비교 검토하였다.

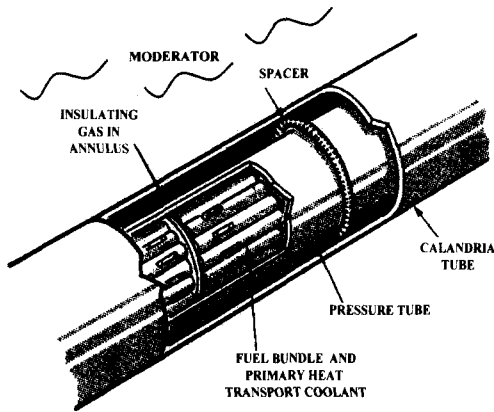


Fig. 1 Pressure tube in CANDU reactor

2. 실험방법

2.1 재료 및 시험편

본 연구에 사용된 조사재 시험편은 월성 1호기 원자로에서 인출한 M-11번 압력관으로, 주요 운전이력 및 시험편 채취 위치는 Table 1과 같다. 비조사 압력관은 Zr-2.5Nb으로서 2차 진공 용해하여 815 °C에서 10.5:1의 비율로 압출한 후에 상온에서 냉간 가공(cold worked, CW)한 저인성 재료로서, 제원은 길이 약 6.3 m, 안지름 103.4 mm 그리고 두께 4.19 mm이다.⁽¹¹⁾ Table 2는 이 재료의 화학적 성분을 나타낸 것이다.

조사재 시험편 제작은 핫셀용으로 개발한 전극형 방전가공기를 이용하여 가공하였다.⁽¹³⁾ 인장시험편은 폭 2 mm, 게이지길이 12.7 mm로서 핫셀 내에서 원격조정으로 시험편의 탈착이 용이하도록 Fig. 2와 같이 어깨걸이형(shoulder girder type)으로 제작하였으며, 파괴인성 시험편은 관의 곡면이 포함된 폭(W) 17 mm의 곡선형 콤팩트 인장 시험편으로 이의 형상은 Fig. 3과 같다.

2.2 인장 및 파괴인성 시험

인장 및 파괴인성 시험은 원격 조종이 가능한 핫셀용 만능시험기를 이용하였다. 인장시험은 어깨걸이형 지그를 별도로 제작하여 0.12 mm/min의 변위속도로 실시하였다.

파괴인성시험을 위한 시험편의 예비균열은 조사재의 경우에서는 $\Delta K = 15 \sim 11 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ 로, 비조사재는 $\Delta K = 12 \sim 10 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ 로 ΔK 를 감소시키면서, 하중비($R = P_{\text{max}}/P_{\text{min}}$)는 0.1에서 3~5 Hz의 주기로 삽입하였다. 특히 곡선형 시험편에 균일한 예비균열을 삽입하기 위하여 1.5°의 경사편을 이용하였다.⁽¹⁴⁾ 파괴인성시험은 0.05 mm/min의 하

Table 1 Operation history and cutted ring position in M-11 pressure tube

Accumulated neutron fluence	Operating temperature	Effective full power years (EFPY)	Annual load factor	Cutted ring position from Inlet	Ring size
8.91x10 ²⁵ n/m ²	285.5 °C	9.3 years	100.8 %	2660 mm	170 mm

Table 2 Chemical compositions of cold-worked Zr-2.5Nb pressure tube materials(unirradiated)(12)

Nb	O	C	Cr	H	Fe	Ni	N	Si	Ta	Zr and Impurities
2.4 ~ 2.8 wt%	900 ~ 1300 ppm	< 270 ppm	< 200 ppm	< 25 ppm	< 1500 ppm	< 70 ppm	< 65 ppm	< 120 ppm	< 200 ppm	Balance

* ppm by weight

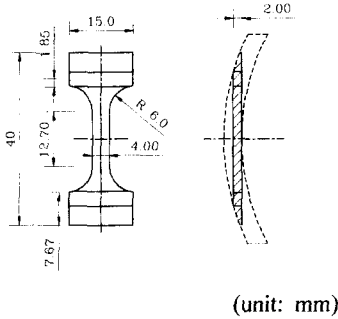


Fig. 2 Configurations of transverse tensile specimen

중선변위(load line displacement, LLD) 속도로 변위량을 0.025~0.01 mm의 간격으로 조절하여 실시하였다. LLD의 측정은 지그에 부착된 2개의 선형변위측정장치(LVDT)를 이용하였으며, 안정균열 성장량은 정역 직류 전위차(reversed direct current potential drop) 측정 장치를 이용하여 평가하였다. 입력전류는 시험편의 양단에 캡을 설치하고 지름 2 mm의 Ni-Cu 합금 석면선을 연결하여 6 A의 전류를 공급하였으며, 강하전압은 시험편과 동일 재질의 지름 0.6 mm의 와이어를 균열 개구부의 양단에 점용접으로 부착하여 측정하였다.⁽¹⁵⁾ 균열진전량은 LLD를 순차적으로 증가시킨 후에 하중의 3 %를 감소시켜 정/역 방향의 전압 평균값을 이용하여 구하였다.

시험편의 온도 조절은 -150~300 °C의 사용 온도 범위를 갖는 챔버를 이용하였다. 균열길이는 시험 후에 280~300 °C에서 30분간 열착색을 실시하고 시험편을 파단하여 핫셀 내에서 최대 100 배의 배율을 갖는 하이스코프 시스템으로 측정하였다. 또한 파면양상은 방사선 차폐형 EPMA (shielded electron probe micro analyzer)로 관찰하였다.

2.3 파괴인성 평가

압력관에서 직접 채취한 W= 17 mm, C(T) 시험편은 ASTM 규격에서 제시한 형상조건을 충분히 만족하지 못한다. 따라서 본 연구에서는 ASTM 규격과 유사하게 Simpson 등이^(16,17) 제안한 방법에 따라 ASTM E1820의 Annex 2에서 제시한 식을 이용하여 탄소성 파괴인성치, J-적분값을 계산하였으며, 균열진전저항(J-R) 선도에서의 특성값

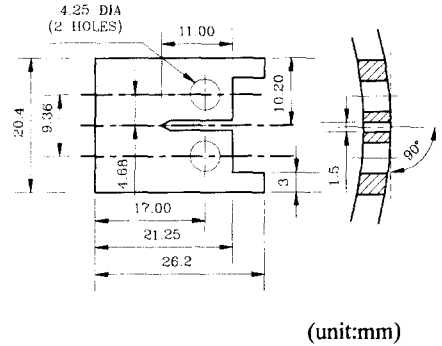


Fig. 3 Configurations of 17 mm curved compact tension specimen

들은 Chow등이^(18~20) 제안한 다음의 방법으로 결정하였다.

ASTM 규격에서 균열진전 저항값(dJ/da)은 회귀 곡선 $\ln J = \ln C_1 + C_2 \ln(\Delta a)$ 의 C_2 값으로 규정하고 있으나, 조사재 시험편에서는 구간별 균열진전특성으로 인하여 C_2 값이 적절히 결정되지 않는다. 따라서 본 시험에서는 균열진전량(Δa)과 유동응력(σ_f)에 따른 균열선단 둔화직선(construction line, $J = 2\sigma_f \Delta a$)을 $\Delta a = 0.15$ 및 1.5 mm로 평행이동한 구간 내에서 1차 회귀직선의 기울기를 dJ/da 값으로 한다. 그리고 균열개시 파괴인성값(J_{IC})은 특별히 정의하지 않고, 둔화직선을 $\Delta a = 0.2$ mm인 위치로 평행 이동하여 J-적분 곡선과의 교점 값을 $J_{0.2}$ 로 규정하고, 하중-하중선변위 선도의 최대하중 값에서의 J-적분값을 J_{max} 로 한다. 한편 불안정 균열진전의 판단을 위한 찢어짐계수(tearing modulus)는,⁽²¹⁾ $T_R = (E/\sigma_f) \cdot (dJ/da)$ 을 이용하여 결정한다.

한편 Davies 등⁽²⁰⁾은 17mm-C(T) 시험편에서 얻은 임계균열길이가 파열시험(burst test)으로 결정한 길이보다 짧아지는 결과를 얻어 보수적인 관점에서 본 시험편을 이용한 J-R 선도의 유효성을 입증하였다.

3. 실험결과 및 고찰

3.1 인장거동 특성

Fig. 4는 조사 및 비조사재 시험편을 대상으로 상온 및 300 °C에서 얻은 응력-변형률 선도의 대표적인 예이다. 이 그림에서 비조사재는 초기변형률 2~4 % 그리고 조사재는 1~3 %의 좁은 구

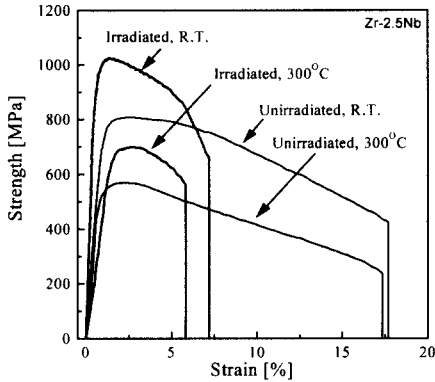


Fig. 4 Typical tensile stress and strain curves from irradiated and unirradiated specimens at room temperature and 300 °C

간에서 가공경화 현상이 발생하였다. 좁은 가공경화 구간은 본 재료의 대표적인 인장거동 특성으로^(22,23) 중성자가 조사됨에 따라 그 구간이 더욱 감소됨을 알 수 있었다.

또한 인장강도에 도달한 후 조사재가 비조사재에 비하여 응력이 급격히 감소되면서 낮은 변형률에서 파단되는 현상이 나타났다. 이는 중성자가 조사되어 형성된 전위루프등의 조사결함이 외력에 따른 전위의 이동을 방해하여 나타난 현상으로 보인다.

Fig. 5는 온도에 따른 조사재 및 비조사재의 인장강도의 변화를 나타낸 것이다. 이들 그림으로부터 조사재는 비조사재에 비하여 인장강도가 약 30 % 상승하는 조사경화와 파단변형률이 30~40 % 정도 감소하는 조사취화 현상이 나타남을 알 수 있다. 이상의 결과로부터 본 재료는 중성자 조사에 의해 조사경화 및 취화현상이 동시에 나타나면서 기계적 성질이 열화된다고 할 수 있다.

3.2 균열진전 저항거동 특성

3.2.1 하중-변위-전압강하 곡선

Fig. 6은 상온 및 300 °C에서 초기 균열길이가 비슷한($a/W \approx 0.51$) 시험편의 파괴인성시험으로부터 얻은 조사재 및 비조사재의 하중-하중선 변위선도의 대표적인 예이다. 그림에서 변위에 따른 최대하중은 조사재가 비조사재 값에 비해 상온에서 약 70 %, 그리고 300 °C에서는 약 30 % 정도

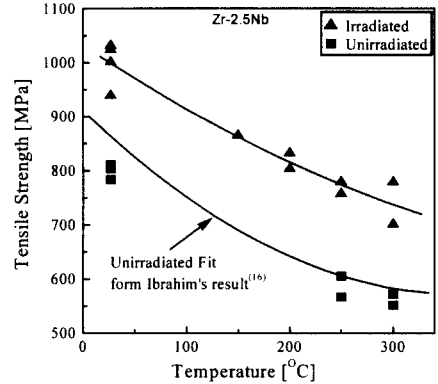


Fig. 5 Tensile strength variations with temperature in irradiated and unirradiated specimens

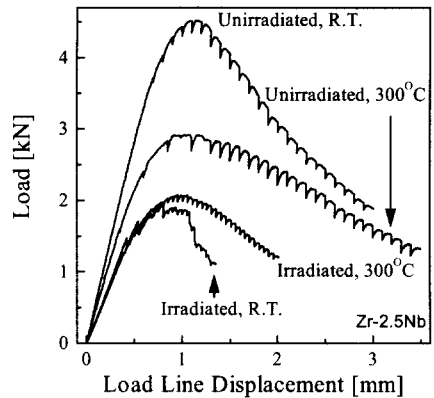


Fig. 6 Typical behaviors of load and LLD in irradiated and unirradiated specimens at room temperature and 300 °C

감소하였으며, 최대 하중에서 변위량은 비조사재가 약 3.2~3.6 mm, 조사재는 1.4~2.0 mm로 45~55 % 정도 감소된 값을 나타내었다. 그리고 상온의 조사재는 하중의 불안정한 변화가 나타나지만, 비조사재 및 고온의 조사재에서는 비교적 안정적인 하중-변위 관계를 보여주고 있다. 따라서 조사재의 불안정한 하중변화의 양상을 하중과 강하전압과의 관계에서 검토하였다. Fig. 7과 Fig. 8은 상온 및 300 °C에서 조사재의 하중-변위-전압의 관계를 나타낸 것이다. 상온(Fig. 7)에서 하중의 불안정한 변화현상은 전압의 급속한 상승과 관계되며^(19,24) 이는 균열의 도약(crack jumping)이 나타남을 의미하는 것이다. 그러나 300 °C에서

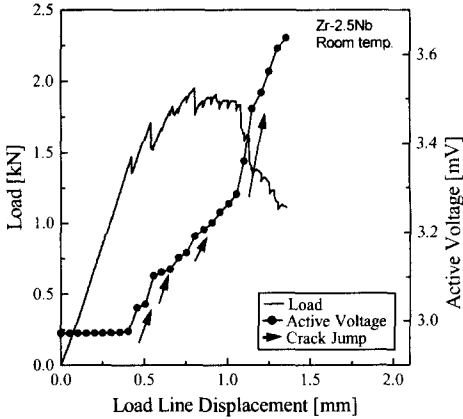


Fig. 7 The unstable load change and crack jumps referenced with active voltages from irradiated specimen under room temperature

조사재의 하중-변위 거동은 상온에서 나타난 불안정한 하중 변화양상이 나타나지 않음을 알 수 있다. 이는 재료내의 불균일한 조사결함이 온도 상승에 따라 회복되어 나타난 현상으로 생각된다.

3.2.2 균열진전거동 특성

Fig. 9는 상온에서 조사재와 비조사재의 $J-R$ 선도의 대표적인 예이다. 그림에서 비조사재는 연성파괴의 양상을 나타내는 안정적인 균열진전을 나타내지만, 조사재의 경우에는 3.2.1에서 관찰된 하중의 급격한 변화 위치에서 균열도약을 수반한 불안정적인 균열진전의 양상을 볼 수 있다. 이러한 진전양상은 다음의 3단계로 구분할 수 있다. 먼저 균열이 발생한 후 저항곡선 기울기가 급속히 감소되는, 즉 외력에 대한 균열의 저항성이 감소되는 1단계(stage-I)와 이후에 저항곡선의 기울기가 증가되어 유지되는 2단계(stage-II), 그리고 균열이 더욱 진전됨에 따라 기울기가 감소되어 J 적분값이 일정한 값을 나타내는 3단계(stage-III)로 구분할 수 있다.

이러한 균열진전의 양상에 미치는 온도의 영향을 검토하기 위하여 각 시험온도에서 비조사재/조사재에 대한 시험결과를 Fig. 10과 11에 나타내었다. 비조사재에서는 시험 온도구간에서 안정적인 높은 균열진전 저항을 나타내지만, 조사재에서는 비조사재에 비하여 낮은 균열 저항과 일부

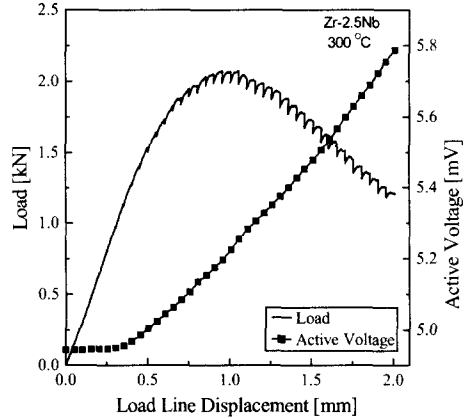


Fig. 8 The stable load and active voltage changes from the irradiated specimen at 300°C

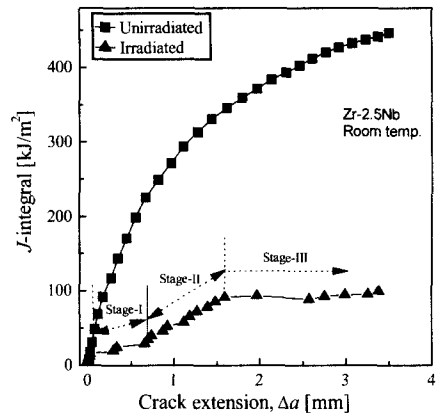


Fig. 9 Typical crack resistance curves of irradiated and unirradiated specimens at room temp.

불안정한 진전양상을 나타내었다. 또한 온도에 따른 단계별 균열 진전양상은, 고온에서 1단계 구간은 상대적으로 감소되나 2단계 구간은 증가하면서 균열진전 거동이 점차 안정되는 양상이 나타났다. 이와 같은 단계별 균열진전의 양상은 본 시험편의 중성자 조사량인 $8.91 \times 10^{25} \text{ n/m}^2$ ($E > 1 \text{ MeV}$)보다 적은 $1.2 \times 10^{25} \text{ n/m}^2$ ($E > 1 \text{ MeV}$)의 조사량을 갖는 시험⁽¹⁹⁾에서도 상온에서 유사한 양상을 보여주었다.

3.2.3 균열진전저항 특성치 고찰

Fig. 12에 균열진전 저항치, dJ/da 의 값을 시험

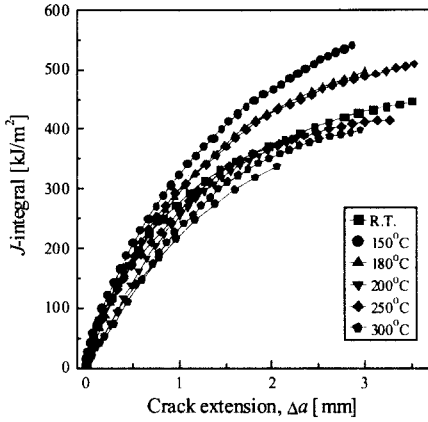


Fig. 10 Crack resistance curves in unirradiated specimens at various temperatures

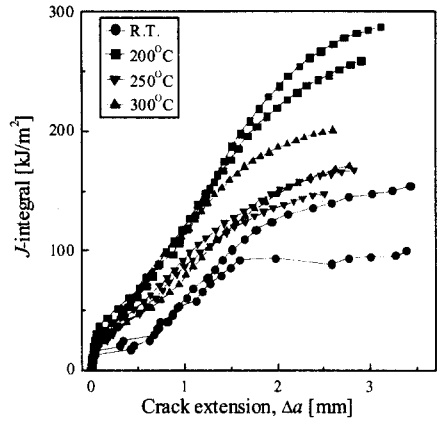


Fig. 11 Crack resistance curves in irradiated specimens at various temperatures

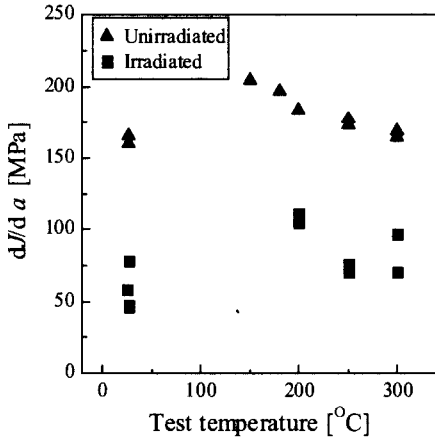


Fig. 12 The dJ/da values with various temperatures in irradiated and unirradiated specimens

온도에 따라 비조사재와 조사재를 비교하여 나타내었다. 비조사재의 dJ/da 값은 온도에 따라 약 160~210 MPa 정도였으며, 조사재는 45~110 MPa 정도로 비조사재에 비해 30~50 % 정도 감소하였다. 또한 조사재는 동일온도의 시험편 간에 dJ/da 값의 변화가 대체적으로 비조사재에 비하여 크게 나타났는데, 이는 조사손상으로 인한 재료의 불균일성에서 기인된 것으로 생각된다. 각 재료의 온도에 따른 dJ/da 값의 변화는 비조사재의 경우에는 약 150 °C 근방에서 최대값을 유지한 후에 온도의 상승에 따라 감소되는 경향을 나타냈으나, 조사재는 본 시험결과 만으로 특

별한 온도 의존성을 관찰할 수 없었다.

Fig. 13은 균열진전거동의 불안정성을 판단하는 찢어짐계수, T_R 값의 온도 변화를 나타낸 것이다. 조사재의 T_R 값은 온도 증가함에 따라 거의 일정한 값을 나타내지만, 비조사재는 온도의 상승에 따라 T_R 값이 증가하는 경향을 나타내었다. Paris 등⁽²¹⁾은 탄소강, 스테인리스강 및 인코넬(Inconel)의 시험을 통하여 T_R 값은 온도에 민감하지 않기 때문에 재료상수가 될 수 있다고 하였다. 그러나 비조사재의 경우에는 온도의존성을 나타냈으며 이러한 경향은 본 재료와 다른 제작공정을 갖는 Zr-2.5Nb 압력관의 비조사재에서도 보고되고 있다.⁽²⁵⁾ 따라서 비조사 Zr-2.5Nb 압력관 재료에서 T_R 값을 재료의 상수로 사용하기 위해서는 별도의 인자를 고려하여 결정되어야 할 것으로 생각된다.

Fig. 14는 균열 발생 초기의 J -적분과 dJ/da 값의 관계를 고찰하기 위하여 $J_{0.2}$ 와 dJ/da 값을 나타내었다. 균열발생 J -적분값, 즉 J_{IC} 값에 대응할 수 있는 $J_{0.2}$ 와 dJ/da 값 사이에는 선형관계가 나타났으며, 선형회귀법으로 구한 비조사재와 조사재의 관계식은 각각 다음과 같다.

$$(dJ/da)_{unirrad.} = 0.15 J_{0.2} + 155.9 \quad [\text{MPa}]$$

$$(dJ/da)_{irrad} = 1.58 J_{0.2} + 30.8 \quad [\text{MPa}]$$

조사재의 파괴인성 감소는 일반적으로 조사결함에 의한 국부변형의 발생이 주요 원인으로 알려져 있다.^(12,26-28) 균열선단에 형성된 소성역 내

에 축적된 조사결함은 응력을 불균일하게 분포시켜 국부적으로 진단과단을 일으키는 취약부분의 형성을 가속화시킴에 따라 균열의 저항성이 현저히 감소된다. 이와 관련하여 Hutchison⁽²⁹⁾은 수치 해석 방법으로 재료 내에 작은 조사 공공들이 국부적으로 재질의 연화 및 변형을 가속시키는 원인이 될 수 있음을 증명한 바 있다.

3.3 파면관찰

Fig 15는 상온과 200 °C에서 관찰한 비조사재와 조사재의 거시적 파면양상이다. 비조사재의 경우 균열초기에 형성된 평면파면(flat fracture surface)이 두께방향의 변형을 수반하면서 안정적으로 성장하였으며, 시험편 중앙에 터빌링

(tunnelling)이 형성되는 파면양상을 보여주었다. 한편 조사재의 경우 균열초기에 형성된 평면파면이 시험편 내부로 진전되면서 표면으로 약 45°의 경사파면(slant fracture surface)을 형성하고, 양파면의 경계구역에는 별도의 천이구역이 나타나는 양상을 보여주었다.

또한 비조사재는 시험온도에 관계없이 두께방향 변형량이 초기두께에 비해 18~32 % 정도 감소되었다. 그러나 조사재의 경우, 상온에서는 거의 변형량이 없었으나 200 °C에서는 최대 약 18 %까지 감소되었다.

Fig. 16은 조사재 중에서 파괴인성이 높은 200 °C 시험편 파면 양상의 일부를 나타낸 것이다. 평면파면에서는 균열진전 방향과 일치된 큰 덩플

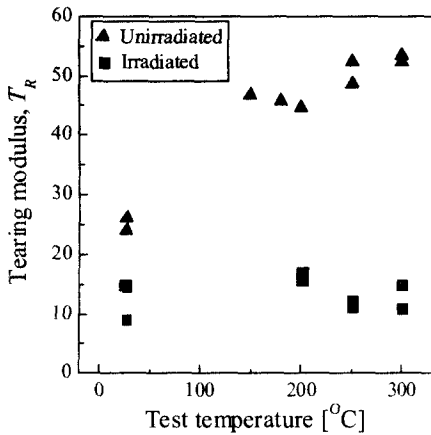


Fig. 13 Tearing modulus variations with temperature in irradiated and unirradiated specimens

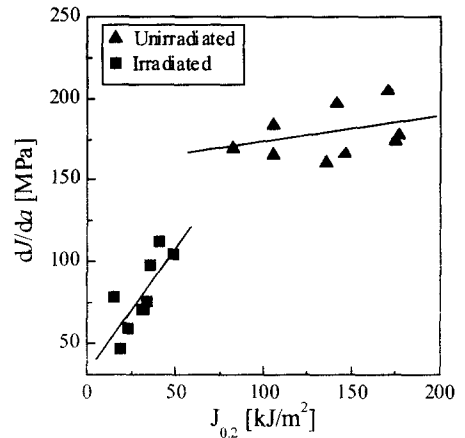
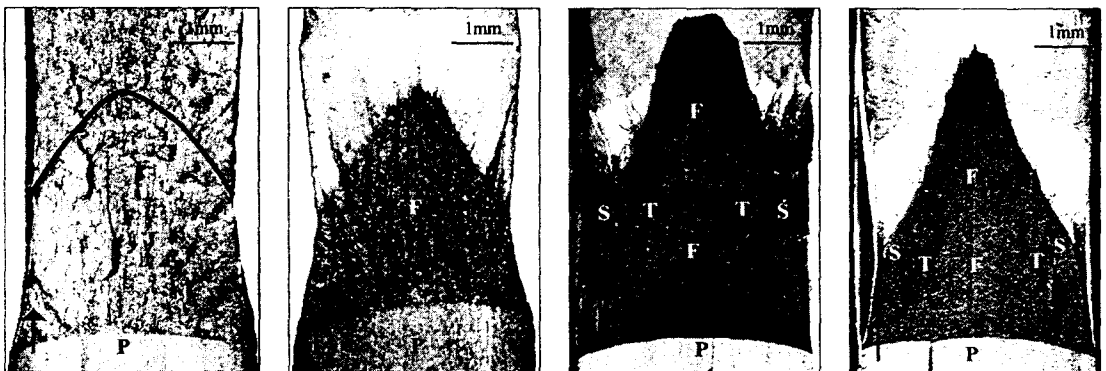


Fig. 14 The $J_{0.2}$ and $d//da$ relationships in the irradiated and unirradiated specimens



(a) Unirradiated, 25 °C (b) Unirradiated, 200 °C (c) Irradiated, 25 °C (d) Irradiated, 200 °C

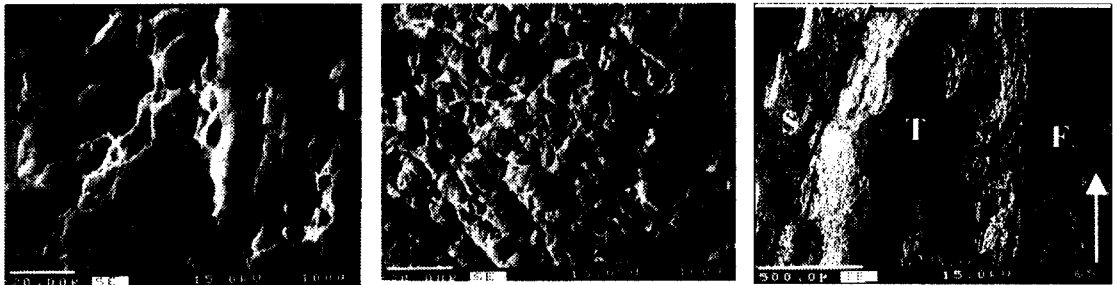
Fig. 15 Macroscopic fractured surface images of the irradiated and unirradiated specimens (Arrow:crack growth direction, P:pre-cracking area, F:flat fractured area, T:transition zone, S:slant fractured area)

이 경사파면에서는 균열진전 방향과 45°의 작은 뒹굴이 나타났다. Fig. 16(c)와 같이 천이구역은 주위에 비해 오목한(상대파면은 볼록형상) 컵 형상으로 두파면의 뒹굴형상이 혼합되어 있음을 관찰할 수 있었으며 Fig. 11에서 dJ/da 의 기울기가 증가되는 2단계 구간은 천이파면의 발생에 따른 현상으로 고찰된다.⁽²⁶⁾ 한편 상대적으로 낮은 파괴인성을 갖는 상온의 시험편에서는 평면/경사파면이 주로 관찰되었으며, 천이구역은 매우 적게 나타났다. 즉, 파괴인성이 높은 시험편에서는 천이구역이 증가하고, 상대적으로 평면/경사파면이 감소하는 경향이 나타났다. 따라서 각 파면을 $J-R$ 선도와 연계하여 균열 발생/진전 초기에 형성된 평면파면은 저에너지 흡수구역인 1단계, 천이파면은 고에너지 흡수구역인 2단계, 그리고 경사파면은 저에너지 흡수구역인 3단계 구간으로 추측할 수 있다. 이는 Davies 등^(26,30)이 4차 진공 용해법으로 제작한 고인성 Zr-2.5Nb 압력관에 대한 시험보고에서도 유사한 경향을 보여주고 있

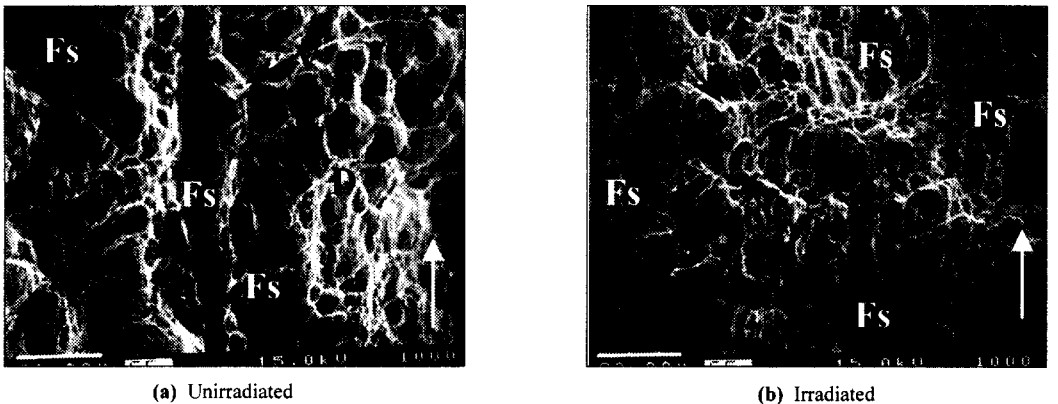
다. 이를 균열도약 현상과 연계하여 고찰해보면 저인성 시험편의 경우에 상대적으로 평면, 경사파면이 고인성 시험편에 비해 많음에 따라 작은 외력의 증가에도 균열이 급속히 진전되어 나타나는 현상으로 생각된다.

Fig. 17은 상온에서 균열이 1.5~2 mm 정도 진전한 위치에서 시험편의 중앙부위에 형성된 파면양상이다. 비조사재에서는 조사재에 비해 비교적 큰 크기의 뒹굴들이 관찰되었다. 한편 비조사재에서는 긴 틈새(long fissure)가, 조사재는 불규칙적인 짧은 틈새(random short fissure)가 주로 관찰되었는데, 이러한 틈새는 Cl, C 및 P 등의 불순물에 의한 편석으로 발생되며, 파괴인성을 저하시키는 한 원인이 된다고 Aitchinson 등⁽³¹⁾은 보고한 바 있다.

이상의 결과로부터 조사재의 파괴인성은 두께 방향 변형을 및 천이구역이 증가할수록, 그리고 틈새가 적을수록 높아지는 경향이 나타남을 파면 관찰을 통하여 알 수 있었다.



(a) Flat fracture surface (b) Slant fracture surface (c) Mixed fracture surface shape
 Fig. 16 The typical flat/slant/transition fractured surface of the irradiated specimen tested under 200°C
 (Arrow: crack growth direction, S: slant fractured area, T: transition zone, F: flat factured area)



(a) Unirradiated (b) Irradiated
 Fig. 17 The flat fractured area shape at the middle stages of crack growth in the unirradiated and irradiated specimens tested at room temperature. (Arrow:crack growth direction, Fs:fissure, V:void, D:dimple)

4. 결 론

본 연구에서는 월성 1호기 중수로에서 약 10년 간의 운전기간 동안 8.91×10^{25} n/m² ($E > 1$ MeV)의 중성자가 조사된 M-11, Zr-2.5Nb 압력관의 중앙에서 직접 채취한 조사재와 동일 재질의 비조사재 시험편을 대상으로 인장 및 파괴인성시험을 실시하여 중성자 조사에 따른 강도 및 파괴거동 특성을 검토하였다. 본 실험결과는 원자력 발전소의 안전운전과 관련하여 중성자 조사에 따른 재료열화에 관한 연구에 기초적 자료를 제공할 것으로 기대되며, 결과를 요약하면 다음과 같다.

(1) 조사재는 비조사재에 비하여 온도에 따라서 인장강도가 약 25~30 % 상승하는 조사경화 현상과, 연신률이 약 30~40 % 정도 감소하는 조사취화 현상이 나타났다.

(2) 전 온도구간에서 비조사재는 안정적인 균열진전양상을 나타낸 반면에, 조사재는 불안정한 균열도약 현상을 수반한 3단계의 진전 양상을 나타내었으며, 특히 1단계 구간 범위는 균열진전저항이 낮을수록 증가하는 경향을 나타냈다.

(3) 조사재의 균열진전 특성치는 비조사재에 비하여 dJ/da 는 28~50%, T_R 은 25~50% 정도 감소하였으며, $J_{0.2}$ 와 dJ/da 사이에는 다음의 선형적인 관계식이 얻어졌다.

$$(dJ/da)_{unirrad.} = 0.15J_{0.2} + 155.9 \text{ [MPa]}$$

$$(dJ/da)_{irrad.} = 1.58J_{0.2} + 30.8 \text{ [MPa]}$$

(4) 비조사재 파면은 주로 연성파괴의 양상들이 관찰된 반면에, 조사재에서는 상대적으로 불규칙적인 작은 틈새 및 덩플를 갖는 취성파괴의 양상이 관찰되었다.

후 기

본 연구는 과학기술부 원자력 증장기 개발 사업의 중수로 압력관재료 개발과제로 수행되었으며, 조사압력관을 제공해준 한국전력 관계자 및 본 시험의 수행에 협조해주신 한국원자력연구소 조사재시험시설 여러분에게 감사드립니다.

참고문헌

- (1) Ells, C.E., "The Pressure Tubes in the CANDU Reactors," *AECL-Report*, AECL-7344.
- (2) Pulse, M. P., "Assessment of Aging of Zr-2.5Nb Pressure Tube in CANDU Reactors," *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 71, 1977, pp. 137~148.
- (3) 이기순, 1997, "조사공학," 문경출판사, pp. 119~126.
- (4) Huang, F. H., 1996, "Fracture Properties of Irradiated Alloys," *Avante Publishing*, pp. 204~206.
- (5) Cheadle, B. A., Colemann, C. E., Rodgers, D. K., Davies, P. H., Chow, C. K. and Griffiths, M., 1988, *AECL-Report*, AECL-9710.
- (6) Moan, G. D., Colemann, C. E., Rodgers, D. K., and Sagat, S., 1990, "Leak-Before-Break in the Pressure Tubes of CANDU Reactor," *International Journal of Pressure Vessel and Piping*, Vol. 43, pp. 1~21.
- (7) 박윤원, 강성식, 1999, "월성1호기 압력관 건전성평가," 제6회 원전기기건전성 Workshop 논문집, 한국원자력안전기술원, pp. 161~168.
- (8) Folias, E. S., 1970, "On the Theory of Fracture of Curved Sheets," *Engineering Fracture Mechanics*, Vol. 2, pp. 151~160.
- (9) Dugdale, D. S., 1960, *Journal of the Mechanics and Physics of Solids*, Vol. 8, pp. 100~104.
- (10) 지세환, 김영진, "CANDU 압력관의 건전성평가," 대한기계학회지, 제33권 제5호, 1993, pp. 449~455.
- (11) Fleck, R. G., Price, E. G. and Cheadle, B. A., 1984, "Pressure Tube Development for CANDU Reactor," *Zirconium in the Nuclear Industry*, *ASTM STP 824*, pp. 88~105.
- (12) Davies, P. H., Shewfelt, R. S. W. and Jaevine, A. K., 1995, "Constraint Effects in Testing Different Curved Geometries of Zr-2.5Nb Pressure Tube Material," *Constraint Effects in Fracture: Theory and Application*, *ASTM STP 1244*, pp. 392~424.
- (13) OH, Wanho, AHN, Sangbok, KWON, Sangchul, KIM, Youngsuk and LEE Keysoon, 1999, "The Development of Electric Discharge Machine for Hor Cell Usages," *Proceedings of the 3-rd JAERI-KAERI Joint Seminar on the PIE Technology*, JAERI-Conf 99-009, pp. 188~199.

- (14) 안상복, 김도식, 송웅섭, 권상철, 김영석, 1999, "조사후 중수로 압력관의 파괴인성 시험 기술 개발," 제6회 원전기기건전성 Work-shop 논문집, 원자력안전기술원, pp. 99~112.
- (15) KIM, Dosik, AHN, Sangbok, LEE, Keysoon, KIM, Youngsuk and KWON, Sangchul, 1999, "The Development of Crack Measurement System using the Direct Current Potential Drop Method for Use in the Hot Cell," *Proceedings of the 3-rd JAERI-KAERI Joint Seminar on the PIE Technology*, JAERI-Conf 99-009, pp. 140~150.
- (16) Simpson, L. A., Chow, C. K. and Davies, P. H., 1989, "Standard Test Method for Fracture Toughness of CANDU Pressure Tubes," *AECL Report COG-89-110-1*.
- (17) Himbeault, D. D. and Davies, P. H., 1998, "Instruction to round robin participants," AECL Report, COG-98-161-1.
- (18) Chow, C. K. and Simpson, L. A., 1988, "Determination of the Fracture Toughness of Irradiated Reactor Pressure Tubes using Curved Compact Specimens," *Eighteenth Symposium, ASTM STP 945*, pp. 419~439.
- (19) Chow, C. K., Coleman, C. E., Hosbons, R. R., Davies, P. H., Griffiths, M. and Choubey, R., 1991, "Fracture Toughness of Irradiated Zr-2.5Nb Pressure Tubes from CANDU Reactors," *Zirconium in the Nuclear Industry: Ninth International Symposium, ASTM STP 1132*, pp. 246~275.
- (20) Davies, P. H. and Shewfelt, R. S. W., 1996 "Link Between Results of Small- and Large-Scale Toughness Tests on Irradiated Zr-2.5Nb Pressure Tube Materials," *Zirconium in the Nuclear Industry: Eleventh International Symposium, ASTM STP 1295*, pp. 492~517.
- (21) Paris, P. C., Tada, H. Z. and Ernst, H., 1979, "The Theory of Instability of the Tearing Mode of Elastic-Plastic Crack Growth," *Elastic-Plastic Fracture, ASTM STP 668*, pp. 5~36.
- (22) Ibrahim, E. F., 1987, "Mechanical Properties of Cold Drawn Zr-2.5Nb Pressure Tubes After up to 12 Years in CANDU Reactors," *Materials for Nuclear Reactor Core Applications*, BNES, London, pp. 73~78.
- (23) Cupp, C. R., 1961, "The Effect of Neutron Irradiation on the Mechanical Properties of Zirconium-2.5% Niobium Alloy," *Journal of Nuclear Materials*, Vol.6, No.3, pp. 241~255.
- (24) Lin, G and Eadie, R. L., 1998, "Monitoring Crack Advance using Acoustic Emission and Combined Acoustic Emission and Potential Drop in Zr-2.5Nb," *Journal of Testing and Evaluation*, Vol. 26, No. 1, pp. 15~25.
- (25) 오동준, 안상복, 김도식, 김성수, 김영석, 2000, "Cold Worked Zr-2.5Nb 압력관의 파괴인성 거동," 제7회 원전기기건전성 Workshop 논문집, 원자력안전기술원.
- (26) Davies, P. H. and Shewfelt, R. S. W., 2000, "Size, Geometry and Material Effects in Fracture Toughness Testing of Irradiated Zr-2.5Nb Pressure Tube Material," *Zirconium in the Nuclear Industry: Twelfth International Symposium, ASTM STP 1354*, pp. 356~376.
- (27) Langford, W. J. and Mooder, L. E. J., 1978, "Fracture Behavior of Zirconium Alloy Pressure Tubes for Canadian Nuclear Power Reactor," *International Journal of Pressure Vessels and Piping*, Vol. 6, pp. 275~309.
- (28) Cheadle, B. A., Colemann, C. E. and Licht, H., 1982, "CANDU-PHWR Pressure Tubes; Their Manufacture, Inspection and Properties," *Nucl. Technology*, Vol. 57, pp. 413~425.
- (29) Hutchinson, J. W. and Tvergaard, V., 1989, "Softening due to Void Nucleation in Metals," *Fracture Mechanics: Perspectives and Directions: Twentieth Symposium, ASTM STP 1020*, pp. 61~83.
- (30) Davies, P. H., Hosbons, R. R., Griffith, M., and Chow, C. K., 1994, "Correlation Between Irradiated and Unirradiated Fracture Toughness of Zr-2.5Nb Pressure Tubes," *Zirconium in the Nuclear Industry: Tenth International Symposium, ASTM STP 1245*, pp. 135~167.
- (31) Aitchinson, I. and Davies, P. H., 1993, "Role of Microsegregation in Fracture of Cold- Worked Zr-2.5Nb pressure tubes," *Journal of Nuclear Materials*, Vol. 203, pp. 206~220.