

CANDU 압력관의 건전성 평가

지세환 · 김영진

Evaluation of CANDU Pressure Tube Integrity

Se-Hwan Chi · Young-Jin Kim



- 지세환 (한국원자력연구소)
- 1953년생.
- 금속공학과 원자력공학을 전공하였으며, 원자로구조재료의 조사취화 및 건전성 평가에 관심을 가지고 있다.



- 김영진 (성균관대학교 기계설계학과)
- 1950년생.
- 피로 및 파괴공학을 전공하였으며, 탄소성 파괴역학을 바탕으로 한 건전성평가절차 및 소프트웨어의 개발, 그리고 전문가 시스템구성에 관심을 가지고 있다.

1. 머리말

1993년 2월 현재 국내에는 1기의 CANDU (CANadian Duterium Uranium) 가압중수로(PHWR; pressurized heavy water reactor)가 가동중에 있고(월성 1호기) 1기가 건설중이며(월성 2호기, 1997년 완공) 2기가 각각 1998년(월성 3호기) 및 1999년(월성 4호기) 완공 목표로 건설이 예정되어 있다. 따라서 1999년에는 4기의 CANDU가 가동될 예정이다.

지금까지 원자력의 경우 가동기수가 월등히 많은 가압중수로(PWR; pressurized water reactor, 현재 8기)가 전력생산 설비나 실제 생산량에서 CANDU에 단연 앞서 왔으며 그 결과 원자력안전성에 관한 논의 및 연구의 대상은 주로 가압중수로에 대한 것이 되어 있다. CANDU의 문제, 특히 안전성확보기를 위하여 해결해야 할 많은 문제점이 있는 CANDU 압력관(pressure tube)에 관한 사항은 그 중요성에 비하여 상대적으로 관심을 끌지 못하여 왔다. 그러나 가압중수

로와 비교하여 CANDU가 가지고 있는 여러 가지 특성(예: 핵연료 및 핵연료주기, 가동중 핵연료 교체기능, 가동률 등)을 고려하여 볼 때 국내 원자력산업에서 CANDU가 차지하는 비중은 점차 증대될 전망이다. 따라서 CANDU 안전성 확보의 요체가 되는 압력관의 건전성 확보·유지문제는 국내 원자력산업계가 앞으로 “보다 큰 관심을 가져야 할 중요한 문제”로 인식되어야 할 것이다. 지금까지의 CANDU 가동경험, 사고 예와 함께 CANDU의 구조를 살펴보면 두께 4mm의 Zr-2.5%-Nb으로 되어 있으나 기능상 두께 약 254mm의 가압중수로 압력용기의 역할을 수행하는 압력관의 중요성을 쉽게 알 수 있을 것이다.

이 글에서는 이와 같이 CANDU의 가장 중요한 핵심부품(critical component)인 압력관의 가동중 건전성 평가와 관련하여 평가에 필요한 자료취득방법, 평가방법 및 평가기준 그리고 취득자료이용의 한 예로서 파단전누설(LBB; leak before break)평가와 관련된 사항을 최근 개정된 관련 Canada 법규(CAN3-N285.4)⁽¹⁾ 및 관련 기준 및 평가지

침⁽²⁾을 중심으로 간략하게 살펴보았다.

2. CANDU 압력관

압력관을 포함한 1개의 연료채널의 개략적인 모양은 그림 1과 같다. 월성 1호기와 같은 600 MWe급 CANDU의 경우에는 길이가 약 6m의 이와 같은 연료채널이 380개 있다. 각 채널 내부에는 두께 4 mm, 내경 103 mm, 길이 6m의 27% 냉간가공된 Zr-2.5%Nb으로 제작된 압력관이 있고 이 안에 12개의 연료다발(fuel bundle)이 있어 약 10MPa의 중수(D₂O)가 핵반응 열을 빼앗는 냉각재로 흐르고 있다. 한편 압력관은 내경 129 mm, 두께 1.4 mm의 Zircaloy-2로 되어 있는 칼란드리아관에 둘러 쌓여 있는데 이 칼란드리아관과 압력관 사이(gas annulus)를 약 70 KPa의 CO₂가스가 흐르고 있다.

압력관에 누설(leak)이 있어 압력관 사이에 수분이 들어가게 되면 환형기체계통(AGS);

annulus gas system, 그림 2)을 구성하고 있는 노점 지시계(dew point analyzer), 비틀(beetale alarm), 누설중수 냉각포집장치(cold finger) 및 관측유리(sight glass)에 의해 누설이 탐지된다. 이 환형기체계통은 압력관에서 과단전누설(LBB)을 가능케 하는 매우 중요한 계통으로서 이에 관한 사항은 별도로 4장 환형기체계통(AGS) 과 과단전누설(LBB) 평가에서 살펴본다.

그림 1에서 보듯이 압력관은 가동중 고속 중성자 조사(fast neutron irradiation), 냉각재에 의한 부식, 수소흡수*등 가혹한 노내환경(reactor environment)에 의하여 가동시간 증가에 따라 기계적 성질이 저하된다. 그 결과 안전성이 저하하게 되는데 이러한 상황을 고려하여 캐나다의 관련법(CAN3-N285.4-M91, CANDU 원자력발전소의 주기적 검사)은 가동중인 압력관에 대하여 규정에 따라 비파괴검사를 실시하는 외에 압력관을 인출·시험하여 건전성(integrity)을 평가하도록

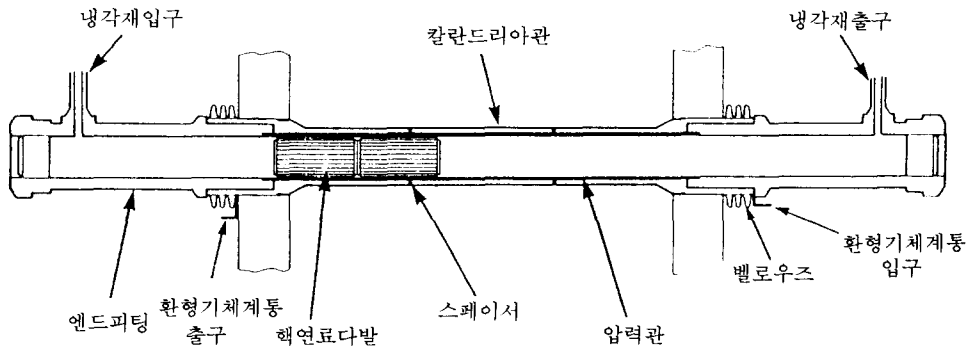


그림 1 압력관을 포함한 핵연료채널 개략도

* Zr합금은 온도에 따른 급격한 수소 용해도(solubility)차이에 따라 취약한 수소화물(Zr-Hydride)을 형성한다. 어느 온도에서 최대 수소용량을 T.S.S.(terminal solid solubility)라고 하는데 T.S.S. 이상의 수소는 취약한 Zr수소화물(Zr-Hydride)로 석출된다. 따라서 수소의 흡수는 재료취화 및 수소 지연파괴(DHC; delayed hydride cracking)의 원인이 압력관의 건전성을 위협하게 된다.

수소(D² 포함)는 방사선에 의한 중수분해(radioly-

tic decomposition), 이의 역제폭적으로 첨가되는 수소, 엔드피팅(end fitting)과의 갈바닉 커플링(calvanic coupling) 형성에 따른 수소, 부식에 따른 수소 등으로 형성 및 흡수된다.

중성자 조사에 따른 노내변형(in-reactor deformation)과 제조결함, 핵연료 다발과의 마모, 마찰 등 몇 가지 문제점을 제외하고 압력관에서의 심각한 안전성위협 원인의 대부분은 수소와 관련된 문제이다.

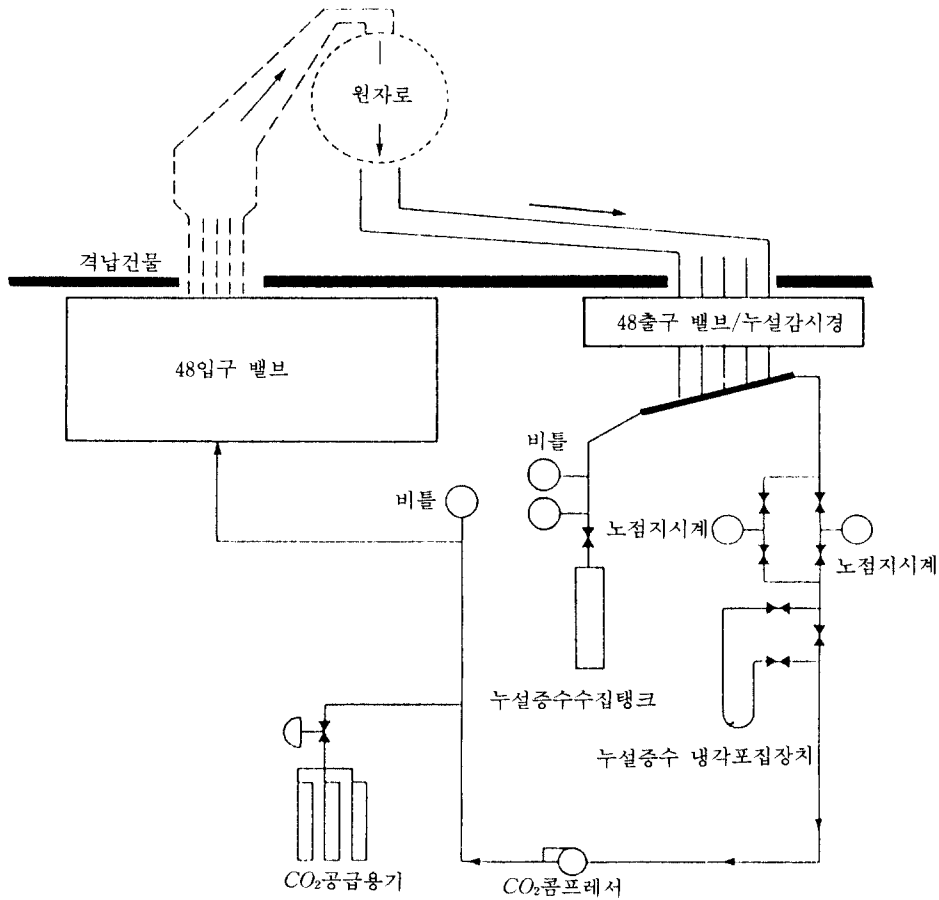


그림 2 환형기체계통(annulus gas system) 개략도

록 규정하고 있다.

3. 압력관에 대한 검사 및 인출시험

최근 개정된 CANDU 가동중검사 법규 (CAN3-N285.4-M91)는 1983년 법규와 비교하여 많은 차이점이 있는데 가장 큰 변화를 개정된 법규가 지금까지의 압력관 사고 원인에 대한 조사 및 연구 결과를 포함하고 있다는 것과 그간 개발된 검사장비의 검사능력을 반영하고 있다는 점 그리고 압력관 인출시험(material surveillance)을 요구하고 있다는 점이다. 그 결과 단순하게 표현되었

던 검사방법 및 결과 평가 절차가 보다 구체적으로 자세하게 기술되고 있다.

배관, 압력용기, 기계적 커플링, 펌프, 밸브 및 지지물 등에 대한 비파괴검사 이외에 압력관의 경우에는 이미 언급한 바와 같이 비파괴검사와 함께 인출시험을 규정하고 있다. 법규에 수록된 사항 모두가 압력관의 전전성 평가에 관한 것이므로 이 글에서는 이 가운데 특히 중요하다고 판단되는 사항에 대하여 기술한다.

3.1 압력관에 대한 비파괴 검사

1983년 규정에는 "롤 조인트(rolled joint)

를 포함한 전체에 대한 부피검사(ultra sonic 을 이용한 volumetric inspection)와 압력관 체제변화(dimensional change) 및 내부표면 상태(internal surface condition)검사"라고만 규정되어 있던 것이 개정법규에서는 부피검사는 같으나 "체제변화와 압력관 내부표면상태 검사"는 "압력관과 칼란드리아관 사이의 거리(gap)측정 가터 스프링 위치와 처짐측정), 압력관 내경과 두께측정, 베어링 슬리브 위에서의 핵연료 채널 위치측정*"으로 보다 구체적으로 측정대상이 규정되어 있다. 이는 1983년 Pickering-2, G16 사고 원인(가터 스프링 이동에 따른 칼란드리아관과 압력관의 접촉 및 이에 따른 수소화물 기포 형성)과 예측보다 빠른 압력관의 조사성장(irradiation growth) 및 압력관 처짐(sag)에 따라 예측되는 여러가지 문제점(예: 핵연료다발 이송 문제, 원자로 반응 조절 장치와의 접촉, 냉각재 흐름 장애 문제 등)을 고려하여 규정된 것으로 판단된다.^(3,4) 이 모든 것이 원자로 안전과 직접 관련이 있는 중요한 사항으로서 법규에 따른 이들에 대한 측정결과와 모두 압력관의 건전성평가에 중요한 자료로서 사용된다.

3.2 압력관 인출시험

가압경수로(PWR)의 경우에는 원자로 가동전에 압력용기재료로 제작한 여러 종류의 기계적 성질 시험시편을 캡슐에 넣어 압력용기 내벽에 설치한 후 가동중 인출하여 시험함으로써 실제 압력용기에서의 재료취화 경향을 예측·평가 한다. 그리고 이러한 시험(압력용기 감시시험)의 준비, 수행 및 수행결과 평가에 관한 사항이 법으로 잘 규정되어 있다.⁽⁶⁾ 그러나 CANDU 원자로의 경우

* 중성자조사에 따른 조사성장(irradiation growth) 결과 핵연료 채널(journal ring)이 베어링 슬리브를 벗어 나게 되면 압력관의 굽힘, 핵연료다발 인출 불가, 불균형 응력 발생 등에 의해 예상할 수 없는 사고가 발생가능하다.

에는 새로 개정된 법규에서 처음으로 압력관 인출 시험(material surveillance)을 규정함으로써 실제 원자로 환경에서의 재료열화(혹은 취화)상태를 직접 평가할 수 있게 되었다(그러나 캐나다의 경우에는 법이 제정되기 오래전인 1983년 이후부터 이미 스스로 압력관 인출시험을 실시하여 압력관의 건전성을 평가하여 왔다). 가압경수로에서의 압력용기 감시시험과 같이 이제부터는 압력관 인출시험으로부터 압력관 건전성평가에 필요한 모든 자료가 확보될 수 있을 것으로 판단된다. 압력관 인출시험시 법규에서 요구하는 측정(시험)은 다음과 같다.

- ① 수소농도 측정(중수소 및 삼중수소 포함)
- ② 파괴인성 측정(C.C.L.)
- ③ 수소 지연 파괴 속도(delayed hydride cracking velocity) 측정
- ④ 표면육안검사 및 가터 스프링 위치확인
- ⑤ 부피검사(volumetric examination)

건전성 평가의 궁극적인 목적의 하나가 압력관의 안전수명예측이라 할 때 이들 5가지의 측정 및 검사 결과는 다음과 같이 압력관의 건전성 및 안전수명 평가에 중요한 자료로 사용한다.

(1) 수소농도 측정

T.S.S. 이상의 수소농도는 압력관의 건전성을 크게 위협하는 수소화물(hydride)석출의 전제 조건으로서 가동중 수소화물(hydride)의 석출 및 칼란드리아관(calandria tube)과의 접촉에 따른 취약한 수소화물 기포(hydride blister)의 형성 가능성을 판단하기 위해서는 정확한 수소농도 측정이 요구된다. 수소농도는 또한 임계 수소지연파괴 응력확대계수(K_{III})에도 영향을 주며 수소화물(hydride)의 석출은 수소지연파괴(D.H.C.)의 전제 조건이 된다.

(2) 파괴인성 측정

가동중인 압력관의 임계균열길이는 그림 3에 나타난 바와 같이 가동중 중성자 조사

(neutron irradiation)에 따라 감소하고, 임계균열길이는 압력관의 파단전누설(L.B.B.) 평가시 주요 입력자료로 사용된다

(3) 수소지연파괴 속도

파단전누설(L.B.B.) 평가시 수소지연파괴 속도는 압력관 누설탐지에 허용되는 시간(available time) 결정시 주요 입력 자료로 사용된다. 그림 4에 나타낸 수소지연파괴 속도는 온도에 가장 큰 영향을 받으며, K_{IH} 이

상의 응력확대계수(K_I)에서 수소지연파괴 속도는 K_I 에 무관하다.⁽⁷⁾

(4) 표면 육안검사 및 가터 스프링 위치확인
 압력관 제조, 설치 및 가동중 형성되는 표면결함은 균열생성 장소로 작용하기 쉽다(스크래치, debris 손상, 마모손상 등). 압력관과 칼란드리아 관과의 접촉은 가터 스프링 위치에 따라 큰 영향을 받는다. 가터 스프링 위치는 압력관과 칼란드리아 관이 접촉하는 시점 예측에 주요 자료로 사용된다.⁽²⁾

(5) 부피검사

압력관 내부에 존재하는 결함의 크기, 방향, 위치 및 가동에 따른 결함성장 유·무를 확인한다.

압력관의 수와 인출시험되는 압력관의 수를 비교할 때 인출시험되는 압력관은 모든면에서 인출 시험되지 않는 기타 압력관에서 측정 및 시험 피라미터의 변화를 미리 보여주는 선행압력관(lead pressure tube)이 되어야 할 것이다. 한편, 법규에서는 a, b, c관련 검사결과 평가 절차 및 판정기준을 재료감시를 수행하는 측에서 마련하여 규제기관에 제출, 적용가능 여부를 검토받게 되어 있다.

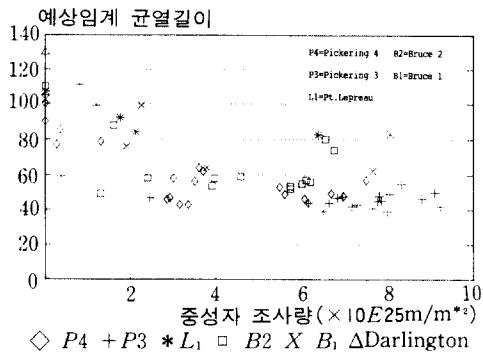


그림 3 중성자 조사량에 따른 임계균열길이(C.C.L.) 변화

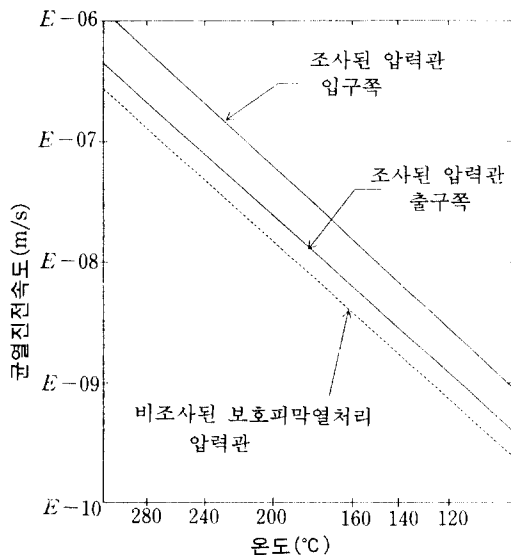


그림 4 Zr-2.5Nb 압력관재료의 수소지연파괴 균열진전속도

4. 환형기체계통(AGS)과 파단전누설(LBB)평가*

언급한 바와 같이 압력관에 존재하는 결함으로부터 수소지연파괴(D.H.C.)를 일으키는 균열이 발생, 성장하여 두께를 관통하게 되면 환형기체계통(AGS)에 의하여 누설(leak)이 탐지되며, 이 경우에는 균열이 계속 성장하여 압력관 파단(rupture)을 일으키는 임계균열길이(C.C.L.)에 도달하기 전에 원자로를 안전하게 정지시키는 일이 무엇보다도 중요하게 된다. 따라서 가동중 검사에서 균열

* 파단전누설(LBB) 평가 방법에는 확률론적인 해석과 "사고의 경위"를 따라 해석하는 결정론적인(deterministic) 방법이 있는데 여기에서는 후자를 염두에 두고 설명한다.

이 탐지되면 균열이 수소지연파괴(D.H.C.)에 의하여 성장할 수 있는가를 판단한 후 가능성이 있으면 파단전누설(LBB) 평가를 수행한다.⁽⁸⁾ LBB평가에 필요한 자료는 다음과 같다.

- ① 최초누설시의 균열길이
- ② 누설량과 균열길이와의 관계자료
- ③ 수소지연파괴 균열진전속도
- ④ 임계균열길이
- ⑤ 누설확인 및 원자로 정지시까지 소요되는 시간

이 가운데 ③과 ④의 자료는 재료감시 시험 결과로부터 예측할 수 있다. ⑤항과 관련하여 수행되어야 할 일은 다음과 같다.

- ① AGS로부터 누설가능성이 최초 확인된 후 그 누설이 압력관에서의 누설인가를 확인하는 일.
- ② 압력관에서의 누설로 확인되면 누설압력관을 찾아내는 일.
- ③ 발전소 정지

압력관에서 LBB가 성립되기 위해서는 결국 누설압력관을 찾아낸 후 발전소 정지시까지 필요한시간(required time)이 균열이 성장하여 임계균열길이(C.C.L.)에 도달하는 데까지의 허용되는 시간(available time)보다 작아야 한다. 허용되는시간은 다음과 같이 예측한다.

$$\begin{aligned} & \text{허용되는 시간} \\ & = \frac{\text{C.C.L.} - \text{최초 누설시 균열길이}}{2 \times \text{균열 진전 속도}} \quad (1) \end{aligned}$$

발전소 가동시간의 증가에 따라 임계균열길이(C.C.L.)는 감소하고(그림 3), 수소지연파괴속도는 증가하므로 누설 압력관을 찾아 발전소를 정지시키기까지 허용되는 시간은 감소하게 된다. 따라서 LBB가 성립되기 위하여 서는 AGS의 누설탐지 능력과 누설압력관 확인 방법(절차)의 향상이 요구되며 가동중인 압력관의 임계균열길이 감소경향을 파악하여 두는 일이 중요한 일이 된다.

5. 압력관의 건전성 평가

압력관의 건전성은 결함없는 압력관 제조에서 시작하여 건전성 위협요인을 배제한 설치 및 운전에 의하여 확보된다. 가동전에는 엄격한 검사 및 시험, 보수, 교체 등으로 대처할 수 있지만 가동중인 경우에는 검사, 시험 및 보수에 많은 시간이 소요되며 기술적으로 어려움이 따르므로 경제적 손실을 최소화하는 방법으로 효과적인 건전성 평가를 수행할수 있는 방법의 개발은 향후 계속 연구되어야 할 과제이다. 현재 압력관의 수명제한요인으로 거론되는 것은 다음과 같다.

- ① 체적변화(dimensional change: elongation and sag)
- ② 부식 및 수소흡수
- ③ 기계적 성질 변화
- ④ 결함

따라서 압력관의 안전성은 이들이 건전성에 미치는 위협 정도를 정확히 파악하여 이에 따라 적절히 대처함으로써 확보될 수 있다. 특히 압력관의 가동수명(service life)은 체적변화와 LBB 기준의 만족여부에 따라 결정되므로 이와 관련한 가동중 검사, 측정, 감시, 시험, 평가 및 보수는 압력관 안전성 확보의 요건이 된다.⁽⁸⁾

6. 맺음말

지금까지의 CANDU 사고이력과 관련된 문제점을 살펴보면 핵연료 채널의 부적절한 설계 및 설치 그리고 부적절한 압력관 가동 조건 등에 많은 문제점이 있었다.⁽⁹⁾ 이러한 의미에서 CANDU의 안전성은 압력관의 건전성으로부터 확보된다 하여도 과언이 아니다. 그러나 CANDU에서 차지하는 중요성에 비추어 압력관의 사용환경은 매우 열악하다. 따라서 가동중 압력관 건전성 위협요인에 대한 정기적인 검사, 시험 및 평가는 CANDU

안전성 확보의 첫걸음이 된다. 특히 건전성 평가에 필요한 주요자료가 압력관 인출시험결과로부터 확보됨을 고려할 때 압력관 인출시험을 국내에서 수행할 수 있는 능력을 확보하는 것 또한 우리에게 부과된 과제라 할 것이다.

참고문헌

- (1) CAN3-N285. 4-M91, 1991, "Periodic Inspection of CANDU Nuclear Power Plant Components."
- (2) Fitness for Service Guidelines for Zirconium Alloy Pressure Tubes in Operating CANDU Reactors, 1991, Trial Use, COG 91-66.
- (3) Price, E. G., 1984, "Highlights of the Metallurgical Behavior of CANDU Pressure Tubes," AECL-8338, pp. 11~12.
- (4) Causey, A. R., Norsworthy, A. G., et al, 1985, "Factors Affecting Creep Sag of Fuel Channels in CANDU-PHW Reactors," Canadian Metallurgical Quarterly, Vol.24, No. 3, pp. 207~214.
- (5) CANDU Nuclear Power System, 1981, TDS1-105, AECL.
- (6) 10CFR50, APP.G, "Fracture Toughness Requirements," APP.H, "Reactor Vessel Material Surveillance Program Requirements," Reg.Guide 1.99, "Radiation Embrittlement of Reactor Vessel Materials."
- (7) Moan, G. D., et al, 1990, "Leak-Before-Break in the Pressure Tubes of CANDU Reactors," Int. J. Pres. Ves. & Piping, Vol. 43, pp. 1~21.
- (8) Price, E. G., Cheadle, B.A., et al, 1991, "Update of Operating Experience with Cold-Worked Zr-2.5Nb Pressure Tubes in CANDU Reactors," COG-91-65, AECL.
- (9) 지세환, 1987, "CANDU Pressure Tube의 문제점과 월성 1호기 Pressure Tube의 건전성 확보," 한국원자력학회지, 제19권, 제1호, pp. 65~76.