2002 추계학술발표회 논문집
한국원자력학회

파손평가선도를 이용한 중수로 압력관 결함의 파손확률 예측

Failure Probability Estimation of CANDU Pressure Tube Using FAD

곽상록, 박윤원
한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 19

이준성
경기대학교, 전자기계공학부, 수원시 팔달구 이의동 산94-6

김영진
성균관대학교, 기계공학부, 수원시 장안구 천천동 300

요 약

중수형 원자로의 주요기기인 중수로 압력관은 가동중 검사시간과 장비의 제약으로 표본검사를 수행하고 있다. 국내 원전의 압력관에 대한 가동중 검사결과를 분석하면 검사대상에서 제외된 압력관에 결함이 존재할 확률이 높아 이를 고려한 건전성평가가 필요하다. 본 연구에서는 이를 위해 확률론적 건전성평가 기법을 도입하였다. 현재 사용중인 압력관 평가절차 및 평가수식들은 모두 결정론적 건전성평가 기법을 바탕으로 작성되어 있어 확률론적 해석에 바로 적용할 수 없어 본 연구에서는 파손평가선도에 근거한 압력관의 파손기준을 함께 제시하였다. 이를 활용하여 파손확률을 예측하였으며, 파손평가선도 및 파단전누설개념 적용성을 검토하였다.

Abstract

Pressure tubes are major component of nuclear reactor, but only selected samples are periodically examined due to numerous numbers of tubes. Current in-service inspection result show there is high probability of flaw existence at uninspected pressure tube. Probabilistic analysis is applied in this study for the integrity assessment of uninspected pressure tube. All the current integrity evaluations procedures are based on conventional deterministic approaches. So it is expected that the results obtained are too conservative to perform a rational evaluation of lifetime. More realistic failure criteria, based on FAD are also proposed for the probabilistic analysis. As a result of this study failure probabilities for various conditions are calculated, and examined application of FAD and LBB concept.

1. 서 론

국내에는 현재 4기의 중수형 원자로가 가동중에 있다. 핵연료로 천연 우라늄을 사용하는 중수형 원자로는 가동중 핵연료 교체를 용이하게 하기 위해 원자로를 수평으로 설치하고 내부에는 수백개의 중수로 압력관을 설치하여 핵연료 다발과 냉각수인 중수를 지지하고 있다. 핵연료를 직접 지지하는 중수로 압력관은 내마모성이 우수하며, 중성자 조사의 영향을 적게 받는 Zr-2.5%Nb을 냉간가공하여 제작된다. 압력관은 얇은 배관형태의 구조물로 가동중 핵연료 무게로 인한 처짐, 고온-고압의 가동환경, 중성자 조사에 의해 가동중 결함이 발생할 확률이 높다. 압력관은 제작시 포함된 결함 외에 가동중 핵연료 인출시 핵연료 다발과의 마찰, 냉각수 유동에 따른 진동, 냉각수에 포함된 고체 입자와의 충돌, 수소화물에 의한 결함이 있다. 1970년대 캐나다에 건설된 초창기 중수형 원자로에서는 압력관 건전성 저하로 인한 빈번한 가동중단과 압력관 교체로 큰 손실을 입은 바 있다. 국내원전에서도 가동중 검사결과로 일부 압력관이 교체된 바 있어 압력관의 건전성 확보는 원자로의 전체 안전에 있어 매우 중요하다 할 수 있다. 이러한 압력관은 1차 계통 주요기기로 건전성확보가 매우 중요하며 국내 및 원자로 개발국인 캐나다의 법규에 의해 정기적으로 가동중 검사를 수행하고 있다. [1,2] 가동중 검사시 결함이 검출되면 건전성을 확보해야 지속적인 사용이 가능하다. 결함의 건전성평가에는 캐나다 AECL에서 발간한 압력관 평가절차서를 이용하고 있다.[3,4]

압력관 재질은 초기에 높은 연성을 가지고 있으나, 가동중 중성자 조사와 수소화물 발생으로 취성파괴 거동을 보인다. 현재 수행중인 평가에서는 이를 고려하기 위해 불안정 파괴평가와 소성붕괴평가를 함께 수행하고 있다. 그러나, 압력관의 건전성평가를 위해 수행된 실험자료를 분석한 결과 위의 두 평가조건을 만족하더라도 파손이 발생 할 수 있는 것으로 나타났다. 따라서 현재 평가에 사용중인 파손기준에 대한 검토와 압력관의 파손을 보다 정확히 예측할 수 있는 파손기준의 제시가 필요하다.

압력관은 1차 계통의 주요기기 이나 검사장비 및 시간의 제약으로 표본검사를 수행하고 있으며, 국내 원전의 경우 검사대상 압력관 중 45%의 압력관에서 결함이 검출되었다. 약 15%의 압력관에 대한 가동중 검사가 수행된 점을 고려하면, 검사대상에서 제외된 압력관에 존재하는 결함의 건전성평가는 필수적이나 현재의 건전성평가 기법으로는 해석이 어렵다.[5] 반면 확률론적 건전성평가 기법을 이용하면 실제 측정자료가 없어도 기존 측정자료의 통계적 분석을 통하여 미측정 자료를 예측하기 때문에 이러한 문제를 효율적으로 해결할 수 있다. 또한 결정론적 건전성평가에서는 가동중 검사자료의 분포와는 무관하게 상한값이나 하한값을 이용하므로 가동중 검사자료 전체를 효과적으로 활용하지 못했으나 최근에는 데이터베이스 기술, 전산처리 능력 및 저장 능력의 향상으로 기존에는 적용이 어려웠던 확률론적 건전성평가를 위한 기반이 확대되었다. 따라서 본 연구에서는 확률론적 건전성평가를 수행하고자 하며, 이를 위해 파손평가선도에 기초한 파손기준을 제시하고자 하였다.

2. 파손평가선도(Failure Assessment Diagram)

압력관은 냉간가공으로 제작되는 구조물로서 가동초기에는 탄소성 파괴역학의 적용이 가능하나 수소화물 생성 및 중성자 조사로 인해 취성파괴가 발생하여 현재는 응력확대계수와 파괴인성치를 이용한 불안정파괴평가, 작용응력과 소성붕괴응력을 이용한 소성붕괴평가를 각각 수행하고 있다. 여기에 관통균열길이와 임계균열길이(Critical Crack Length; CCL)를 이용한 파단전누설(Leak Before Break; LBB)평가를 추가로 고려되고 있다.[6] 이와 같이 상이한 파손기구를 갖는 구조물의 파손 예측에는 파손평가선도(Failure Assessment Diagram; FAD)[7,8]가 효과적으로 적용될 수 있다.

현재 건전성평가시 사용중인 소성붕괴 기준은 결함부의 잔여 리가먼트(ligament)의 하중지지 능력에 기초하여 작성된 국부적인 소성붕괴(local collapse) 기준식[9]을 적용하고 있어, 결함이 관두께의 80%이상 성장한 경우 파손을 예측하고 있다. 이 경우 누설발생 전에 파단이 발생하여 파단전누설 기준과 함께 적용할 수 없다. 이러한 문제를 해결하기 위해 본 연구에서는 식 (1)에 제시된 파손평가곡선을 이용하였으며, 파손평가선도를 Fig. 1에 나타내었다.[10,11] Fig. 1에서 세로축은 식 (2)와 같은 응력비(stress ratio; K_r)로 응력확대계수(K_I)와 파괴인성치(K_{IC})의 비를, 가로축은 식 (3)에 나타낸 바와 같은 하중비(load ratio; L_r)로 작용응력(s_a)과 소성붕괴응력(s_c)의 비를 나타낸다. 각각의 균열상태에 대한 평가변수를 계산하여 파손평가선도에 도시하여, 곡선 아래에 위치하면 안전하고, 곡선 위쪽에 위치하면 파괴상태로 간주하여 평가할 수 있다.

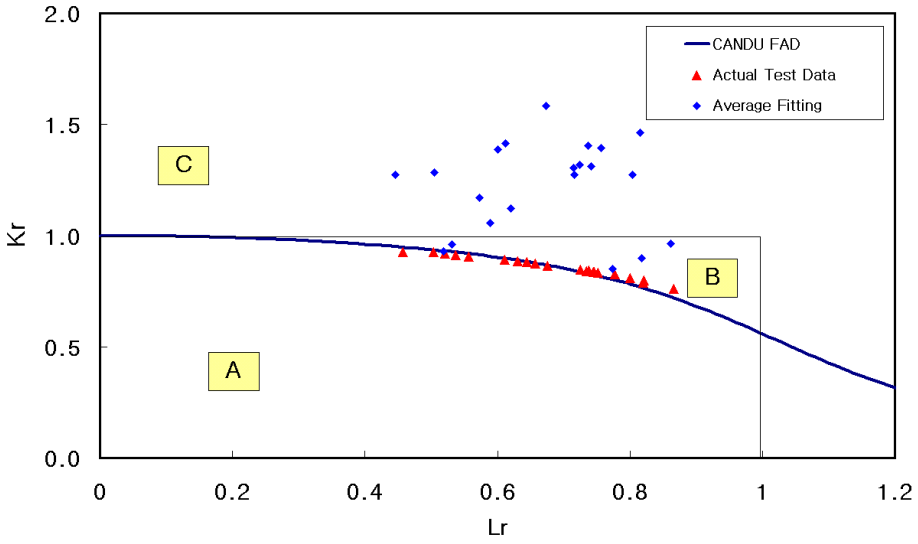

Fig. 1 Failure assessment line versus burst test data

$$K_{r,\,FAL} = \left[1 + \frac{L_r^2}{2}\right]^{-1/2} \times \left[0.3 + 0.7\exp(-0.6L_r^6)\right] \quad (1)$$

$$K_r = K_I / K_{IC} \quad (2)$$

$$L_r = s_a / s_c \quad (3)$$

관통균열의 파단전누설평가에 필요한 임계균열길이 계산을 위해 수행된 실험결과를 위에서 제시된 파손평가선도와 함께 Fig. 1에 나타내었다. 실험에서는 유동응력, 파괴인성치 등의 측정자료가 주어지나, 실제 결함 평가시에는 이들 값이 주어지지 않아 하한값 등을 가정하여 파손평가선도를 적용해야 한다. Fig. 1에서 "Actual test data"는 실험자료에 제시된 유동응력과 파괴인성치를 이용한 경우이며, "Average fitting"은 온도에 따른 유동응력과 파괴인성치의 평균값을 이용한 경우에 대한 결과이다. 평균값을 이용한 경우는 Fig. 1에 표시된 "C"영역과 "B"영역의 파손을 정확히 예측할 수 있었다. 파손평가선도에 나타낸 파손점 중 "B"로 표시된 영역에 나타난 파손점들은 불안정파괴와 소성붕괴 조건을 개별적으로 적용시 파손을 예측할 수 없는 점들로 파손평가선도 적용시에만 예측되는 점이다. "A"로 표시된 영역은 파손이 발생하지 않는 영역이다. "C"로 표시된 영역은 파손이 예상되는 점이다. 따라서 균열의 파손을 예측하기 위해서는 "B"영역의 파손을 고려할 수 있는 파손평가선도를 적용해야 한다.

식 (3)에 포함된 소성붕괴 응력을 계산하기 위해서는 유동응력이 필요하며, 유동응력은 항복강도와 인장강도를 이용하여 계산된다. 본 연구에서 사용된 유동응력의 평균값과 하한값을 식 (4)와 식 (5)에 나타내었다. 압력관 재질에 대한 파괴인성치 또한 온도의 함수로 표현되며, 평균값과 하한값을 식 (6)과 식 (7)에 나타내었다.

$$s_{f\,lower} = 1004.5 - 1.1995 \times T \quad (4)$$

$$s_{f\,mean} = 1095.7 - 1.2 \times T \quad (5)$$

$$K_{c\,lower} = 26.3 + 0.022 \times T \quad (6)$$

$$K_{IC\,mean} = 61.26 + 0.22 \times T \quad (7)$$

여기서, T는 온도(℃)이다. 이들 값을 이용하는 소성붕괴응력은 국부적인 소성붕괴(local collapse) 기준과 광범위 영역의 소성붕괴(global collapse) 기준으로 나눌 수 있다. 현재 사용중인 평가에서는 Kiefner[9] 식에 기초한 국부적인 소성붕괴 기준을 적용하고 있으며, 이 기준은 결함의 깊이가 80%를 초과하는 경우 소성붕괴가 예측되어 파단전누설 평가와 동시에 적용할 수 없다. 따라서 누설 이후 파손확률을 결정하기 위해서는 광범위 영역의 소성붕괴에 근거한 Carter[12]식의 적용이 타당하다. 반면 관통균열의 소성붕괴에 관해서는 다양한 수식이 있으나 압력관 파단실험 결과를 가장 잘 예측할 수 있는 Zahoor[13] 식을 본 연구에서 사용하였다.

3. 확률론적 건전성평가

압력관 결함의 확률론적 평가절차 및 기법에 대한 선행연구[5,14]를 바탕으로 본 연구에서는 파손기준과 원자로 냉각운전 횟수에 대한 검토를 수행하였다. Monte Carlo 시뮬레이션을 사용하여 가동기간에 따른 파손확률을 예측하였으며, 해석에 사용된 확률변수는 Table 1과 같다.

Table1 Details of probabilistic variables

Probabilistic variables	PDF type	Mean	S.T.D.	Min. value	Max. value
Aspect ratio (*a/c*)	Exponential	0.12	N.A.	0.1	1.0
Depth ratio (*a/t*)	Log-normal	0.10	0.08	0.01	0.5
Fracture toughness (K_{IC}) [$MPa\sqrt{m}$]	Log-normal	67.0	12.0	20.0	120.0
Radial crack ext. coeff. ($\times 10^{-2}$) [*m/s*]	Log-normal	5.30	0.58	2.0	14.0
Trans. crack ext. coeff. ($\times 10^{-2}$) [*m/s*]	Log-normal	2.40	0.48	1.0	5.5
Initial hydrogen [*ppm*]	Normal	8.30	2.65	5.0	15.5
Flow stress [*MPa*]	Normal	1063.3	55.4	600	1400

해석시 수소화물에 의한 지체수소균열(Delayed Hydride Cracking; DHC)을 고려하였으며, 결과의 검토를 위해 설계수명 이후까지 계산하였다. 가동중 압력관의 내부반지름 증가량은 0.11*mm/year*를 두께감소량은 0.03*mm/year*를 사용하였으며, 이값은 가동중 검사결과의 상한값이다. 과도상태 발생횟수는 년간 5회의 보수적인 가정을 사용하였다. 파손평가선도 적용에 앞서 균열관통조건과 소성붕괴 조건에 따른 파손확률의 비교를 위해 다음 4가지의 해석을 수행하였다.

- Case 1 : Local collapse, 관두께의 80% 결함을 관통결함으로 가정
- Case 2 : Local collapse, 관두께의 100% 결함을 관통결함으로 가정
- Case 3 : Global collapse, 관두께의 80% 결함을 관통결함으로 가정
- Case 4 : Global collapse, 관두께의 100% 결함을 관통결함으로 가정

결정론적 건전성평가에서는 응력확대계수 또는 작용응력에 대한 안전여유와 허용안전여유를 이용하여 수명을 결정하나, 확률론적 건전성평가에서는 각각의 파손기준에 따른 파손확률과 최대 허용파손확률(maximum allowable failure probability)을 비교하여 수명을 결정한다. 파손확률은 안전여유와 마찬가지로 가동중 결함의 진전에 따라 변화한다. 결정론적 해석시 사용되는 결함의 불안정파괴에 대한 안전여유는 정상운전조건에 대하여 $\sqrt{10}$, 비상운전 조건에 대해 $\sqrt{2}$ 이다. 소성붕괴에 대해서는 정상운전조건에 대해 3, 비상운전 조건에 대해 1.5를 적용하고 있다. 이는 원자로 압력용기, 원자력 배관, 압력관 모두 공통으로 사용되는 값으로 차이가 없으나 허용파손확률의 경우 대상구조물이 파손되

었을 경우 손상이 미치는 위험도에 따라 결정된다. 그러나 압력관의 경우 허용파손확률에 관한 선행 연구는 없는 실정이며, 허용파손확률 결정을 위해서는 파손기준에 적용되는 안전여유를 증가시키면서 파손확률을 계산하여 타당한 허용파손확률을 결정해야 한다. 이러한 해석은 다양한 결함분포, 해석조건, 파손기준에 따른 해석은 물론 결함의 빈도와 압력관 갯수를 동시에 고려하므로 많은 노력이 요구되어 본 연구에서는 압력관의 허용파손확률을 10^{-5}으로 가정하여 해석하였다. 이러한 조건에 대한 해석 결과를 Fig. 2와 Fig. 3에 나타내었으며, 누설확률을 Fig.2에 파손확률을 Fig. 3에 나타내었다. Fig. 2에서 결함의 깊이가 관두께의 80%까지 성장한 경우를 누설로 가정한 해석에서는 소성붕괴 기준식에 상관없이 누설확률은 일치하였으며, 결함이 관두께의 100%까지 성장한 경우를 누설로 가정한 해석은 10^{-5}의 확률도달 수명은 5년 이상 차이가 있었다. 광범위 영역의 소성붕괴식을 적용한 경우는 파손확률은 10^{-5}미만으로 낮으나 국부파손에 근거한 식을 적용한 경우에는 파손확률이 누설확률에 근접하였다. 모든 경우의 해석결과는 설계수명 기간인 30년 이전에는 파손확률이 10^{-7} 이하로 나타났으며, 가동후 35년 이후에 파손확률이 계산되었다.

Fig. 3은 광범위 영역의 소성붕괴기준을 적용한 경우 50년 가동후 파단전누설확률은 10^{-6} 미만으로 매우 낮게 나타났다. 따라서 확률론적 해석시 안전여유를 고려하지 않고 입력자료의 분산을 고려한다면 표면균열의 파손확률은 매우 낮으며, 균열의 파손확률 대신 결함 성장에 따른 균열관통 및 누설확률의 적용이 타당하다 할 수 있다.

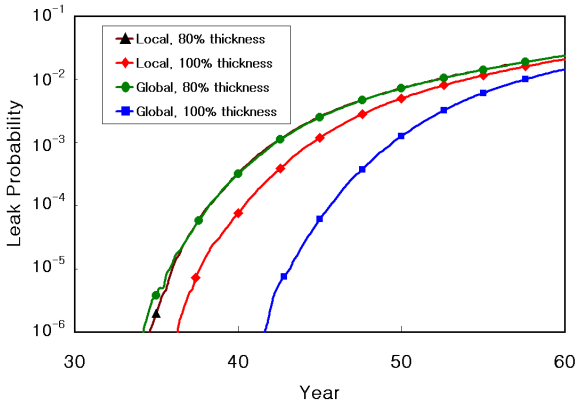

Fig. 2 Leak probability for various plastic collapse conditions

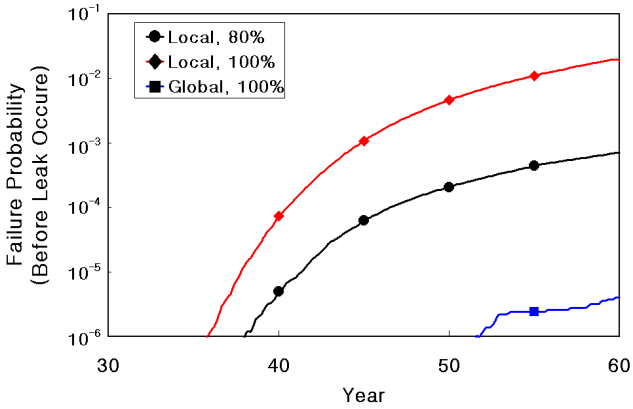

Fig. 3 Failure probability for various plastic collapse conditions

결정론적 해석을 수행한 선행연구[14]에서 결함의 주된 파손원인이 지체수소균열의 성장에 의한 불안정파괴임을 확인하였다. 이는 결정론적 해석시 파괴인성치의 하한값과 최대 응력작용시의 값으로 비교한 후 $\sqrt{10}$ 의 안전여유를 고려하기 때문이다. 안전여유를 고려하지 않는 확률론적 해석에서는 불안정파괴 보다는 소성붕괴가 주된 파손원인으로 나타났다.

설계시 고려된 다양한 과도상태가 가동중 압력관에 작용하며, 과도상태에 따른 온도-압력의 변화는 압력관에 존재하는 균열에 대해 피로균열성장과 지체수소균열 성장을 유

발한다. 이 중 원자로 냉각시의 “cooldown” 과도상태는 온도가 수소화물 석출온도 이하로 내려가 지체수소균열에 의한 진전을 유발하여 건전성평가 결과에 큰 영향을 미친다. Cooldown 과도상태는 설계수명 동안 250회가 발생하는 것으로 가정하여 평가하고 있으나, 실제는 년간 2회 이하로 발생하며, 가동중 주변기기의 고장 등으로 원자로가 정지되는 경우 발생횟수가 증가할 수 있다. 본 해석에서는 cooldown 과도상태의 발생횟수를 년간 1회에서 5회까지 일정한 간격으로 발생하는 경우를 가정하여 누설확률과 파손확률을 각각 구하였다. Fig. 4와 Fig. 5에 과도상태 발생횟수에 따른 누설확률과 파손확률을 각각 나타내었다.

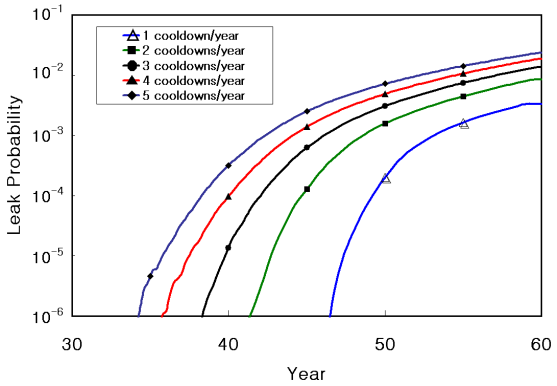

Fig. 4 Leak probability change as cooldown transient

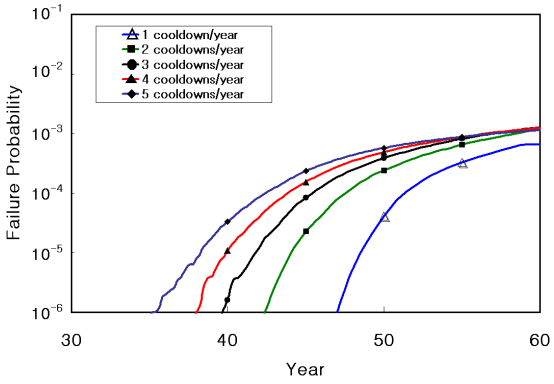

Fig. 5 Failure probability change as cooldown transient

해석 결과 10^{-5}의 파손확률에 도달하는 수명은 cooldown 횟수에 따라 10년 이상의 차이를 보였다. 누설확률은 수명초기와 수명말기 모두 cooldown 횟수에 민감하게 변화하였으나, 파손확률은 60년 가동후 cooldown 횟수의 영향이 적었다.

4. 결 론

본 논문에서는 중수로 압력관의 결함파손기준과 확률론적 건전성평가에 관한 연구로 다음과 같은 결론을 얻었다.

압력관의 파손을 보다 정확히 예측할 수 있는 방법으로 파손평가선도를 제시하였으며, 제시된 파손평가선도를 바탕으로 파손확률을 예측하였다.

표면균열에 대해 누설전 파손확률은 수명말기에 10^{-6} 이하로 계산되어 파단전누설개념의 적용성이 입증되었다.

참고 문헌

[1] Canadian Standards Association, 1994, “Canadian Standards Association CAN/CSA-N285.4, Periodic Inspection of CANDU Nuclear Power Plant

Components," CSA-N285.4.
[2] 한국원자력안전기술원, 1992, "월성원자력 2호기 예비 안전성분석 보고서: 심사보고서," KINS /AR-152.
[3] AECL, 1991, "Fitness-for-Service Guide lines for Zirconium Alloy Pressure Tubes in Operating CANDU Reactors," Revision 0, COG-91 -66.
[4] AECL, 1996, "Fitness-for-Service Guide lines for Zirconium Alloy Pressure Tubes in Operating CANDU Reactors," Revision 1, COG-91 -66.
[5] 곽상록, 이준성, 김영진, 2002, "확률론적 파괴역학을 도입한 CANDU 압력관의 예리한 결함에 대한 건전성평가", 대한기계학회논문집 A권, 제 26권, 4호, pp. 653-659.
[6] Moan, G. D., Coleman, C.E., Price, E.G., Rodgers, D.K., Sagat, S., 1990, "Leak-Before-Break in the Pressure Tubes of CANDU Reactors," International Journal of Pressure Vessel and Piping, Vol. 43, pp.1-21.
[7] Harrison, R.P., Loosemore, K., Milne, I., 1976, "Assessment of the Integrity of Structures Containing Defects," CEGB report, R/H/R6-Rev.2, Central Electricity Generation Board, United Kingdom.
[8] Anderson, T.L., 1995, "Fracture Mechanics," 2nd edition, CRC Press.
[9] Kiefner, J.F., Maxey, W.A., Eiber, R.J., and Duffy, A.R., 1973,"Failure Stress Levels of Flaws in Pressurized Cylinders," ASTM STP 536, pp. 461-481.
[10] Milne, I, Ainsworth, R, Dowling, A.R., Stewart, A.T., 1987, "Assessment of the Integrity of Structures Containing Defects," CEGB, Report R/H/R6-Rev.3.
[11] Ruiz Ocejo, J., Gutierrez-Solana, F., Gonzalez-Posada, M.A., Gorrochategui, I., 1997, "Failure Assessment Diagram," Cantabria Univ., Report/SINTAP/UC/05.
[12] Carter, A.J., 1992, "A library of limit loads for FRACTURE-TWO," Nuclear Electric Report TD/SID/REP/0191.
[13] Zahoor, A., 1991, "Ductile Fracture Handbook," Novetech Corp. & EPRI, Vol. I,II,III.
[14] 곽상록, 이준성, 김영진, 박윤원, 2000, "CANDU 압력관에 대한 건전성평가 시스템 개발 : 예리한 결함 및 둔한노치에의 적용", 대한기계학회논문집 A권 제 24권 1호, pp. 206-214.