

파손평가선도를 이용한 압력관 결함의 확률론적 건전성 평가

곽상록[†] · 왕종배^{*} · 박윤원^{**} · 이준성^{***}
(2003년 8월 4일 접수, 2004년 1월 8일 심사완료)

Application of FAD on Pressure Tube for the Probabilistic Integrity Assessment

Sang-Log Kwak, Jong-Bae Wang, Youn-Won Park and Joon-Seong Lee

Key Words: FAD(파손평가선도), Monte Carlo Simulation(몬테카를로 시뮬레이션), Plastic Collapse(소성붕괴), Probabilistic Integrity Assessment(확률론적 건전성평가)

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. 서론

결함이 존재하는 구조물의 안전성평가에 관한 연구의 결과로 파괴역학이 정립되어 현장에 적용 중이다. 파괴역학 평가를 위한 주요 입력자료에는 재료물성치, 작용하중, 구조물의 형상 및 결함의 형상이 있다. 현재까지의 평가에서는 이들 입력값을 하나의 대표값으로 가정하여 해석하는 결정론적 파괴역학(Deterministic Fracture Mechanics; DFM)에 근거한 평가가 주로 수행되어 왔다. 결

정론적 파괴역학에서는 해석의 입력자료에 포함되어 있는 분산이나 측정오차와 같은 불확실성을 고려하기 위해 파괴인성치, 항복강도와 같이 구조물의 강도에 영향을 미치는 인자에 대해서는 하한값(lower bound value)을 사용한다. 반면 결함의 형상, 작용하중, 균열진전속도와 같이 응력에 영향을 미치는 인자에 대해서는 상한값(upper bound value)을 사용하여 평가 후 안전여유를 적용하여 허용수명을 결정하고 있다.⁽¹⁾ 이와 같이 분산이 포함된 물리량을 상한값, 하한값 또는 평균값과 같은 하나의 대표값으로 가정하여 해석하는 결정론적 파괴역학 평가는 적용이 용이하나 실제 파손과는 거리가 먼 매우 보수적인 결과를 예측할 수 있다. 반면 측정자료나 경험 부족하면 상한값, 하한값과 같은 대표값의 선정이 잘못 이루어져 상한값보다 높은 작용하중, 하한값보다 낮은 재료물성치가 존재할 수 있어 구조물의 파손을 예측하지 못할 수 있다.⁽²⁾ 이러한 문제를 효율적으로 해결하기 위한 방안으로 1970년대부터 확률론적 건전성평가에 대한 연구가 시도되고 있다.^(3,4)

[†] 책임저자, 회원, 한국철도기술연구원, 안전체계연구그룹
E-mail : slkwak@korea.com
TEL : (031)460-5544 FAX : (031)460-5509
^{*} 한국철도기술연구원
^{**} 회원, 한국원자력안전기술원
^{***} 회원, 경기대학교 기계공학부

국내에는 현재 4기의 중수형 원자로가 가동중에 있으며, 핵연료인 천연 우라늄 다발을 지지하기 위해 원자로를 수평으로 설치하고 내부에는 수백개의 중수로 압력관을 설치하고 있다. 핵연료를 직접 지지하는 중수로 압력관은 내마모성과 중성자 조사저항성이 우수한 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. 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.^(6,6) 가동중 검사시 결함이 검출되면 건전성을 확보해야 지속적인 사용이 가능하며, 결함의 건전성평가에는 압력관 평가절차서를 이용하고 있다.⁽⁷⁾ 압력관은 1차 계통의 주요기기 이나 검사장비 및 시간의 제약으로 표본검사를 수행하고 있으며, 국내 원전의 경우 검사 압력관 중 45%의 압력관에서 결함이 검출되었다. 전체 압력관중 15%의 압력관에 대한 가동중 검사가 수행된 점을 고려하면, 검사대상에서 제외된 압력관에 존재하는 결함의 건전성평가는 필수적이나 측정자료가 없어 해석을 수행하지 못하고 있다.⁽⁸⁾ 기존의 건전성 평가법으로는 해석이 어려운 문제점을 해결하기 위해 본 연구에서는 앞서 설명한 확률론적 건전성평가 기법을 이용하고자 하였다. 기존 측정자료의 통계분석을 통해 도출된 확률분포를 활용하여 측정자료가 없는 압력관에 대한 파손확률을 도출하고자 하였다. 또한 확률론적 평가에 타당한 파손기준의 설정을 위해 파손평가 선도를 제시하였다.

2. 파손평가선도

압력관 재질은 초기에 높은 연성을 가지고 있으나, 가동중 중성자 조사와 수소화물 발생으로 취성파괴 거동을 보인다. 이를 고려하기 위해 현재 적용중인 평가에서는 불안정파괴평가와 소성붕괴평가를 함께 수행하고 있다. 그러나, 압력관의 건전성평가를 위해 수행된 실험자료를 분석한 결과 위의 두 평가조건을 만족하더라도 파손이

발생할 수 있는 것으로 나타났다. 따라서 현재 평가에 사용중인 파손기준에 대한 검토와 압력관의 파손을 보다 정확히 예측할 수 있는 파손기준을 제시하고자 하였다.

2.1 압력관 결함의 건전성평가

압력관은 냉간가공으로 제작되는 구조물로서 가동초기에는 탄소성 파괴역학의 적용이 가능하나 수소화물 생성 및 중성자 조사로 인해 취성파괴가 발생한다. 이를 고려하기 위해 현재 응력확대계수와 파괴인성치를 이용한 불안정파괴평가, 작용응력과 소성붕괴응력을 이용한 소성붕괴평가를 동시에 수행하고 있다. 여기에 관통균열길이와 임계균열길이(Critical Crack Length; CCL)를 이용한 파단전누설(Leak Before Break; LBB)평가가 추가로 수행되고 있다.⁽⁷⁾ 이와 같이 상이한 파손기구를 갖는 구조물의 파손 예측에는 파손평가선도(Failure Assessment Diagram; FAD)^(9,10)가 효과적으로 적용될 수 있다.

현재 건전성평가시 사용중인 소성붕괴 기준은 결함부의 잔여 리가먼트(ligament)의 하중지지 능력에 기초하여 작성된 국부적인 소성붕괴(local collapse) 기준식⁽¹¹⁾을 적용하고 있다. 따라서 결함이 관두께의 80% 이상 성장한 경우 파손을 예측하고 있어 누설발생 전에 파단이 발생하여 파단전누설 기준과 함께 적용할 수 없다.

2.2 압력관 결함평가를 위한 파손평가 선도

전절에 제기된 문제 해결을 위해 본 연구에서는 식 (1)~(3)의 파손평가곡선을 이용하였으며, 파손평가선도를 Fig. 1에 나타내었다.^(12,13) Fig. 2는 Fig. 1의 주요부분에 대해 확대된 그림이다.

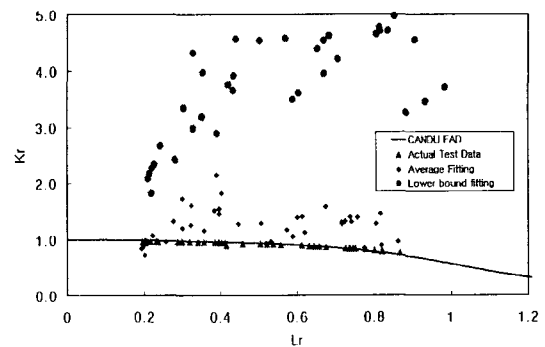


Fig. 1 Failure assessment line and burst test data

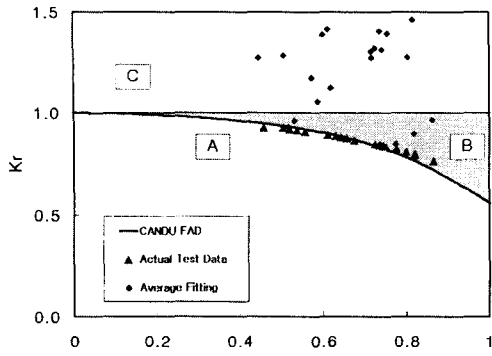


Fig. 2 FAL and burst test data(magnified)

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

$$K_r = K_f / K_{Ic} \quad (2)$$

$$L_r = \sigma_a / \sigma_c \quad (3)$$

Fig. 1에서 세로축은 식 (2)와 같은 응력비(stress ratio; K_r)로 응력확대계수(K_f)와 파괴인성치(K_{Ic})의 비를, 가로축은 식 (3)에 나타낸 바와 같은 하중비(load ratio; L_r)로 작용응력(σ_a)과 소성붕괴응력(σ_c)의 비를 나타낸다. 각각의 균열상태에 대한 평가변수를 계산하여 파손평가선도에 도시하여, 곡선 아래에 위치하면 안전하고, 곡선 위쪽에 위치하면 파괴상태로 간주하여 평가할 수 있다.

관통균열의 파단전누설평가에 필요한 임계균열길이 계산을 위해 캐나다에서 수행된 실험결과를 위에서 제시된 파손평가선도와 함께 Fig. 1과 2에 나타내었다. 실험에서는 유동응력, 파괴인성치 등의 측정자료가 주어지나, 실제 결함 평가시에는 이들 값이 주어지지 않아 하한값 등을 가정하여 파손평가선도를 적용해야 한다. Fig. 1의 "Actual test data"는 실험시 측정된 유동응력과 파괴인성치를 이용한 경우를, "Average fitting"은 온도의 함수로 제시된 유동응력과 파괴인성치의 평균값을 이용한 경우를, "Lower bound fitting"은 온도의 함수로 제시된 유동응력과 파괴인성치의 하한값을 이용하여 계산된 경우를 나타낸다. 평균값을 이용한 경우는 Fig. 2에 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 점

들로 파손평가선도 적용시에만 예측되는 점이다. "A"로 표시된 영역은 파손이 발생하지 않는 영역이다. "C"로 표시된 영역은 파손이 예상되는 점이다. 따라서 압력관 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 인장강도의 평균값을 사용하였다. 본 연구에서 사용된 유동응력의 평균값과 하한값을 식 (4)와 (5)에 나타내었다. 압력관 재질에 대한 파괴인성치 또한 온도의 함수로 표현되며, 평균값과 하한값을 식 (6)과 (7)에 나타내었다.

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

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

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

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

여기서, T는 온도(°C)이다. 위 식에서 계산되는 소성붕괴응력은 국부적인 소성붕괴기준과 광범위영역의 소성붕괴(global collapse) 기준으로 나눌 수 있다. 현재 사용중인 평가에서는 Kiefner⁽¹¹⁾식에 기초한 국부적인 소성붕괴 기준을 적용하고 있으며, 누설 이후 파손확률을 결정하기 위해서는 광범위 영역의 소성붕괴에 근거한 Carter⁽¹⁴⁾식의 적용하였다. 반면 관통균열의 소성붕괴에 관해서는 다양한 수식이 있으나 압력관 파단실험결과를 가장 잘 예측할 수 있는 Zahoor⁽¹⁵⁾식을 본 연구에서 사용하였다.

3. 확률론적 건전성평가

압력관 결함의 확률론적 평가절차 및 평가기법에 대한 선행연구^(2,7)를 바탕으로 본 연구에서는 파손기준과 원자로 냉각운전 횟수에 대해 검토하였다. 해석에는 Monte Carlo 시뮬레이션⁽¹⁶⁾을 사용하여 가동기간에 따른 파손확률을 예측하였으며, 해석시 사용된 자료, 파손기준 등을 다음에 기술하였다.

3.1 확률변수의 결정

가동중 검사와 재료 시험을 통해 측정된 자료를 분석하여 입력자료의 분산이 큰 자료를 확률

Table 1 Details of probabilistic input data

	PDF type	mean	S.T.D.
Aspect ratio (a/c)	Exponential	0.12	N.A.
Depth ratio (a/t)	Log-normal	0.10	0.08
$K_{Ic, 27\text{C}}$	Log-normal	67.00	12.00
$V_r (\times 10^{-2})$	Log-normal	5.30	0.58
$V_c (\times 10^{-3})$	Log-normal	2.40	0.47
Initial hydrogen	Normal	8.30	2.65
Flow stress	Normal	1063.30	55.40

Table 2 Range of probabilistic input data

	Min. value	Max. value
Aspect ratio	0.01	1.0
Depth ratio	0.01	0.50
$K_{Ic, 27\text{C}} [\text{MPa}\sqrt{\text{m}}]$	20.0	100.0
$V_r (\times 10^{-2}) [\text{m/s}]$	2.0	14.0
$V_c (\times 10^{-3}) [\text{m/s}]$	1.0	5.5
Initial hydrogen [ppm]	5.0	15.5
Flow stress [MPa]	600.0	1400.0

Table 3 Analysis case for failure conditions

	Plastic collapse condition	Failure criteria(a/t)
Case 1	Local	80% penetration
Case 2	Local	80% penetration
Case 3	Global	Full penetration
Case 4	Global	Full penetration

변수로 선정하였으며, 통계처리 후 최적의 확률 밀도함수를 유도하였다. 확률변수의 분포특성과 범위를 Table 1과 2에 나타내었다. Table 1과 2에서 a 는 결함의 깊이, c 는 결함의 길이, $K_{Ic, 27\text{C}}$ 는 27°C 에서의 파괴인성치 분포, V_r 은 깊이방향의 수소화물 균열진전 속도, V_c 는 길이방향의 수소화물 균열진전 속도를 나타낸다.

3.2 해석의 조건

해석시 수소화물에 의한 지체수소균열(Delayed Hydride Cracking; DHC)을 고려하였으며, 결과의 검토를 위해 설계수명 이후인 60년까지의 파손확률을 계산하였다. 가동중 압력관의 내부반지름 증가량은 연간 0.11mm로 두께감소량은 연간 0.03mm로 가정하였다. 이같은 가동중 검사결과중

최대값이다. 하중조건으로 작용하는 과도상태(transient) 발생횟수는 실제 환경에서는 연간 1에서 2회 발생하나 연간 5회까지 계산하였다. 파손평가선도 적용에 앞서 균열관통조건과 소성붕괴 조건에 따른 파손확률의 비교를 위해 다음 4가지의 해석을 수행하였다.

결정론적 건전성평가에서는 응력확대계수 또는 작용응력에 대한 안전여유와 허용안전여유를 이용하여 수명을 결정하나, 확률론적 건전성평가에서는 파손기준에 따라 계산된 파손확률과 최대허용파손확률을 비교하여 수명을 결정한다. 파손확률은 안전여유와 마찬가지로 가동중 결함의 진전에 따라 변화한다. 결정론적 해석시 사용되는 안전여유는 불안정파괴에 대해 $\sqrt{10}$, 소성붕괴에 대해서는 3을 적용하고 있다. 이는 원자로 압력용기, 원자력 배관, 압력관 모두 공통으로 사용되는 값으로 차이가 없으나 허용파손확률의 경우 대상 구조물이 파손되었을 경우 손상이 미치는 위험도에 따라 결정된다. 허용파손확률 결정을 위해서는 파손기준에 적용되는 안전여유를 증가시키면서 파손확률을 계산하여 타당한 허용파손확률을 결정해야 한다. 그러나 압력관에 대한 허용파손확률의 연구는 없는 실정으로 본 연구에서는 결과의 비교를 위한 기준으로 압력관의 허용파손확률을 10^{-5} 로 가정하였다.

3.3 몬테카를로(Monte Carlo) 시뮬레이션 수행

파손확률예측 기법은 수치적분, 신뢰도지수(reliability index)를 이용한 방법과 몬테카를로 시뮬레이션을 이용한 방법으로 나눌 수 있다. 수치적분을 통한 방법은 확률변수가 2개 이상인 경우 적용이 어려우며, 신뢰도 지수를 이용한 방법은 파손확률의 근사값을 구하는 방법으로 계산량은 적으나 가동기간 증가나 재료물성치의 변화를 고려하기 어렵다. 따라서 본 연구에서는 많은 확률변수를 고려하여 가동기간 증가에 따른 파손확률을 예측하기 위해 몬테카를로 시뮬레이션을 이용하여 파손확률을 예측하였다. 몬테카를로 시뮬레이션은 확률변수의 반복적인 추출기법을 이용하여 주어진 조건을 만족하는 비율을 구하는 기법으로 효율적인 반복계산을 위해 코드를 개발하였다. 개발된 코드의 효율성을 확인하기 위해, 선행연구⁽²⁾에서 수치적분과 배관해석 상용코드⁽¹⁷⁾를 이용, 평가 모듈을 검증한 바 있다.

몬테카를로 시뮬레이션 적용시 파괴역학 평가 절차 및 파손기준 외에 파손확률에 영향을 미치는 표본추출기법의 영향을 고려하기 위해 본 연구에서는 난수발생 시작점의 위치에 따라 5회의 해석을 수행하여 결과의 평균값을 사용하였다. 몬테카를로 시뮬레이션 수행 횟수를 증가시키면서 해석을 수행하여 수렴하는 값인 5×10^6 회의 반복계산 결과를 해석시 사용하였다.

3.4 파손평가선도의 기준에 따른 해석 결과

파손기준에 따른 해석 결과중 누설확률을 Fig. 3에, 파손확률을 Fig. 4에 나타내었다. Fig. 3에서 결함의 깊이가 관두개의 80%까지 성장한 경우를 누설로 가정한 해석에서는 소성붕괴 기준식에 상관없이 누설확률은 일치하였으며, 결함이 관두개의 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. 4에서는 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 누설기준의 적용이 타당하다 할 수 있다. 결정론적 해석을 수행한 선행연구⁽⁷⁾에서 결함의 주된 파손원인이 지체수소균열의 성장에 의한 불안정파괴임을 확인하였다. 이는 결정론적 해석시 파괴인성치의 하한값과 최대 응력작용시의 값을 비교한 후의 안전여유를 고려하기 때문이다. 안전여유를 고려하지 않는 확률론적 해석에서는 압력관 재질의 파괴인성치가 충분히 높아 불안정파괴 보다는 소성붕괴가 주된 파손원인으로 나타났다.

3.5 하중작용 횟수에 따른 해석 결과

설계시 고려된 다양한 과도상태가 가동중 압력관에 작용하며, 과도상태에 따른 온도-압력의 변화는 압력관에 존재하는 균열에 대해 피로균열성장과 지체수소균열 성장을 유발한다. 이 중 원자

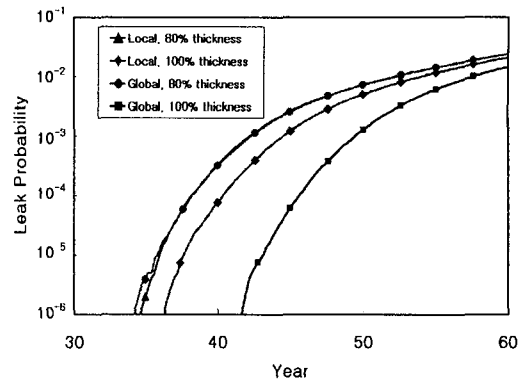


Fig. 3 Leak probability for various plastic collapse conditions(5cooldown/year)

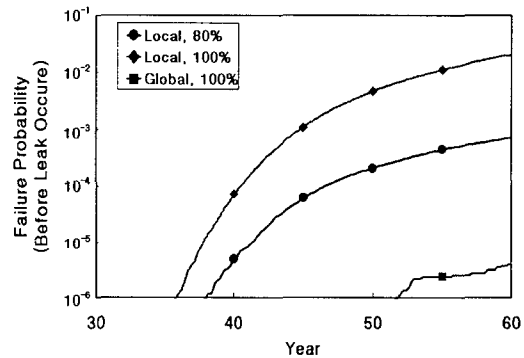


Fig. 4 Failure probability for various plastic collapse conditions(5cooldown/year)

로 냉각시의 cooldown 과도상태는 온도가 수소화물 석출온도 이하로 내려가 지체수소균열에 의한 진전을 유발하여 건전성평가 결과에 큰 영향을 미친다. Cooldown 과도상태는 설계시 연간 9회가 발생하는 것으로 가정하여 평가하고 있으나, 실제는 연간 2회 이하로 발생한다. 가동중 주변기기의 고장 등으로 원자료가 정지되는 경우 발생 횟수가 증가할 수 있다. 본 연구에서는 cooldown 과도상태의 발생횟수를 연간 1회에서 5회까지 증가시키면서 각각에 대한 누설확률과 파손확률을 각각 구하였다. Fig. 5와 6에 과도상태 발생횟수에 따른 누설확률과 파손확률을 나타내었다.

해석 결과 파손확률과 누설확률 모두 허용파손기준에 도달하는 수명은 cooldown 횟수에 따라 10년 이상의 차이를 보였다. 이는 압력관의 가동정지 빈도를 줄이면, 수명을 10년 이상 연장할 수 있는 가능성을 보인다 할 수 있다.

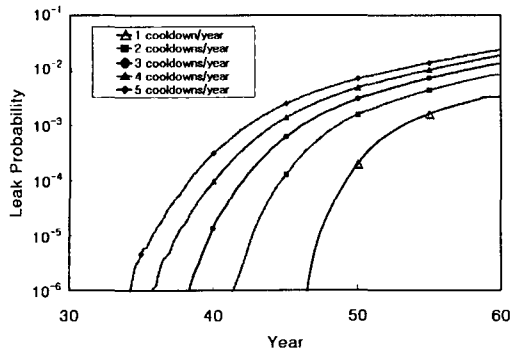


Fig. 5 Leak probability change as cooldown transient frequency change

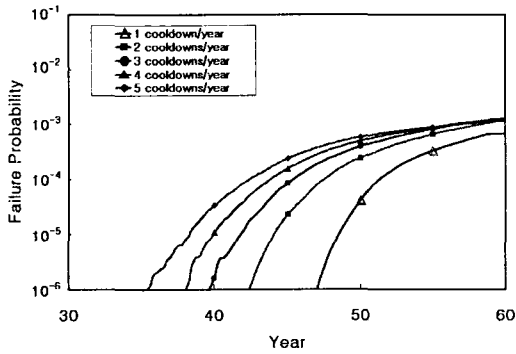


Fig. 6 Failure probability change as cooldown transient frequency change

현재 결정론적 건전성 평가시 사용하는 기준인 연간 9회 cooldown 값을 확률론적 해석시 사용하면 수명기간중 허용과손확률을 만족하지 못한다.

4. 결론

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

압력관의 파손을 보다 정확히 예측할 수 있는 방법으로 파손평가선도를 제시하였으며, 제시된 파손평가선도의 영향인자인 소성붕괴 응력의 다양한 계산법에 따른 확률론적 평가를 수행하였다.

표면균열에 대한 누설전 파손확률은 수명말기에 10^{-6} 이하로 계산되어 압력관에 대한 파단전누설개념 적용의 타당성을 입증하였다.

압력관의 하중발생 빈도에 따른 영향을 분석한

결과 설계시의 보수적인 값을 사용하면 확률론적 해석시 수명기간중 안전성을 확보하지 못하나, 실제 발생 가능범위에서 해석하면 약 10년의 수명 차이를 나타내었다.

참고문헌

- (1) Patrick D.T.O'Connor, 1997, *Practical Reliability Engineering*, John Wiley & Sons, 3rd Edition
- (2) Lee, J.S., Kwak, S.L. and Kim, Y.J., 2001, "Application of Probabilistic Fracture Mechanics Technique Using Monte Carlo Simulation," *Journal of KSPE*, Vol. 18, No. 10, pp. 154~160.
- (3) Bloom, J.M., 1984, "Probabilistic Fracture Mechanics-A State of the Art," *ASME Pressure Vessel and Piping, Symposium on advances in probabilistic structural analysis*, Vol. 92, pp. 1~19.
- (4) Becher, P.E., Pedersen, A., 1974, "Application of Statistical Linear Elastic Fracture Mechanics to Pressure Vessel Reliability Analysis," *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 17.
- (5) Canadian Standards Association, 1994, "Periodic Inspection of CANDU Nuclear Power Plant Components," CSA-N285.4.
- (6) KINS, 1992, "Preliminary Safety Review Report on Wolsong Unit 2," KINS /AR-152.
- (7) Kim, Y.J., Kwak, S.L., Lee, J.S. and Park, Y.W., 2003, "Integrity Evaluation System of CANDU Pressure Tube," *International Journal of KSME*, Vol. 17, No. 7, pp. 947~957.
- (8) Park, Y.W., Kang, S.S. and Han, B.S., 2002, "Structural Integrity Assessment of Pressure Tubes for Wolsong Unit 1 Based on Operational Experiences," *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 212, pp. 41~48.
- (9) Harrison, R.P., Loosemore, K. and Milne, I., 1976, "Assessment of the Integrity of Structures Containing Defects," *CEGB report, R/H/R6-Rev.2*, Central Electricity Generation Board, United Kingdom.
- (10) Anderson, T.L., 1995, *Fracture Mechanics*, 2nd edition, CRC Press.
- (11) 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.

- (12) Milne, I, Ainsworth, R, Dowling, A.R. and Stewart, A.T., 1987, "Assessment of the Integrity of Structures Containing Defects," CEGB, Report R/H/R6-Rev.3.
- (13) Ruiz Ocejo, J., Gutierrez-Solana, F., Gonzalez-Posada, M.A. and Gorrochategui, I., 1997, "Failure Assessment Diagram," Cantabria Univ., Report/SINTAP/UC/05.
- (14) Carter, A.J., 1992, "A library of limit loads for FRACTURE-TWO," Nuclear Electric Report TD/SID/REP/0191.
- (15) Zahoor, A., 1991, "Ductile Fracture Handbook," Novetech Corp. & EPRI, Vol. I,II,III.
- (16) A.M. Law, W.D. Kelton, 1991, *Simulation Modeling and Analysis*, 2nd Edition.
- (17) Harris, D.O., Dedhia, D.D. and Lu, S.C., 1992, "PRAISE:A Probabilistic Fracture Mechanics Computer Code for Piping Reliability Analysis," NUREG/CR-5864.