

확률론적 파괴역학을 도입한 CANDU 압력관의 예리한 결함에 대한 건전성평가

곽상록* · 이준성† · 김영진** · 박윤원***
(2001년 5월 14일 접수, 2001년 12월 11일 심사완료)

Integrity Assessment of Sharp Flaw in CANDU Pressure Tube Using Probabilistic Fracture Mechanics

Sang-Log Kwak, Joon-Seong Lee, Young-Jin Kim and Youn-Won Park

Key Words: PFM(확률론적 파괴역학), PDF(확률밀도함수), Monte Carlo Simulation(몬테카를로 모사), Failure Probability(파손확률), Integrity Evaluation(건전성평가), Stress Intensity Factor(응력확대계수), Fracture Toughness(파괴인성치), Plastic Collapse(소성붕괴)

Abstract

This paper describes a probabilistic fracture mechanics(PFM) analysis based on Monte Carlo(MC) simulation. In the analysis of CANDU pressure tube, the depth and aspect ratio of an initial semi-elliptical surface crack, a fracture toughness value and delayed hydride cracking(DHC) velocity are assumed to be probabilistic variables. As an example, some failure probabilities of piping and CANDU pressure tube are calculated using MC method with the stratified sampling MC technique, taking analysis conditions of normal operations. In the stratified MC simulation, a sampling space of probabilistic variables is divided into a number of small cells. For the verification of analysis results, a comparison study of the PFM analysis using other commercial code is carried out and a good agreement was observed between those results.

1. 서 론

캐나다에서 개발한 CANDU형 원자로는 냉각재 및 감속재로 중수를 사용하며, 천연우라늄을 핵연료로 사용한다. CANDU 압력관의 재질은 냉간 가공된 Zr-2.5%Nb 합금으로 국내 원자로에는 호기별 380개의 핵연료 압력관이 설치되어 있으며, 간략화된 형상을 Fig. 1에 나타내었다. 캐나다에서는 1973년 이후 압력관의 건전성 저하로 인한 잦은 사고로 큰 손실을 입은 바 있으며, 국내 원전의 압력관

에 대한 정기 검사시 기준 초과 결함이 발견되어 일부 압력관을 교체한 바 있다. 이러한 압력관은 원자로의 1차기기로 건전성확보가 매우 중요하며, 결함이 검출되면 국내 및 원자로 개발국가인 캐나다의 법규에 의해 건전성을 확보하여야 한다.^(1,2)

캐나다의 AECL⁽³⁾ 및 COG(CANDU Owner's Group)를 중심으로 압력관의 건전성 확보에 관한 연구가 진행 중이다. 현재 수행중인 압력관의 가동중 검사(In-Service Inspection, ISI)는 표본검사로, 국내에서는 가동 후 12년간 41개 압력관에 대한 검사가 수행되었으며, 검출된 결함의 안전성 평가를 위한 재질특성 분석, 파괴역학 분석에 필요한 파괴인성치 측정, 중수소 농도분석, 형상 변화 분석이 이루어지고 있다. 이러한 물리량은 평가결과에 매우 큰 영향을 미치며, 하나의 확정값으로 결정되기보다는 불확실성 및 분산을 포함

* 회원, 성균관대학교 대학원 기계공학과
† 책임저자, 회원, 경기대학교 전자기계공학부
E-mail : jslee1@kuic.kyonggi.ac.kr
TEL : (031)249-9813 FAX : (031)249-9796
** 회원, 성균관대학교 기계공학부
*** 회원, 한국원자력안전기술원

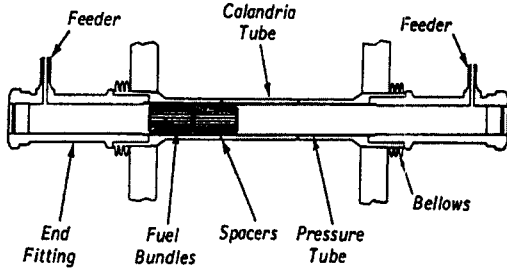


Fig. 1 Schematic diagram of CANDU fuel channel

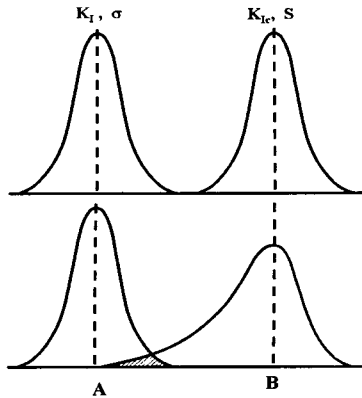


Fig. 2 Different failure probabilities at the same central safety margin

하는 통계학적인 데이터로, 어떤 값을 가질 확률 분포로서 존재하게 된다. 이러한 물리량의 불확실성과 검사 대상에서 제외되어 측정자료가 없는 압력관에 존재하는 결함의 안전성평가를 고려하기 위해서는 확률론적인 해석이 요구된다. 기존의 결정론적 파괴역학에서는 물리량의 불확실성을 고려하기 위해 응력에 영향을 미치는 결함의 형상이나 균열진전속도에 대해서는 상한값을, 강도에 영향을 미치는 파괴인성치, 항복강도 등에는 하한값을 사용하여 안전여유를 토대로 건전성평가를 수행함으로써 보수적인 결과가 도출되었다. 불안정파괴기준의 적용 예로써 Fig. 2와 같이 재료의 파괴인성치(K_{Ic})와 응력확대계수(K_I)의 분포가 주어진 경우, 이들 평균값의 비율인 안전여유(A/B)는 동일하더라도 분포형태에 따라 두 분포에서 중복되는 면적인 파손확률은 변화할 수 있다. 1974년 Bencher와 Perderse⁽⁴⁾에 의해 처음으로 적용된 확률론적 파괴역학⁽⁵⁾은 컴퓨터 연산능력 및 파괴역학적 평가를 위한 데이터베이스의

증가로 인하여 원자력 분야에서는 원자로 압력용기, 배관 및 증기발생기와 같은 주요 구조물을 대상으로 많은 연구가 진행되고 있다.^(6,7) 압력관은 호기당 380개의 압력관이 존재하여 확률론적 파괴역학의 적용이 보다 효율적으로 생각되나 결함의 발생 및 성장 특성이 원자력배관이나 압력용기와 상이하여 결함평가에 대한 확률론적 연구는 찾아볼 수 없는 실정이다.

본 연구에서는 몬테카를로(Monte Carlo, MC)법^(8,9)을 이용, 압력관의 재료물성치 또는 작용하중과 같이 불확실성이 포함된 입력자료와 미검출 결함에 의한 파손을 고려하여 CANDU 압력관의 파손확률을 예측해 보았다. 또한 해석결과의 검증에는 상용코드⁽¹⁰⁾와 수치적분을 사용하였다.

2. 결정론적 건전성평가

결함의 확률론적 해석에는 많은 반복적인 결정론적 해석이 포함된다. 결정론적 해석에는 응력확대계수, 가동기간에 따른 균열진전과 같은 파괴역학 평가파라미터의 계산, 재료물성치 변화의 고려 및 파괴기준 적용이 있다. 압력관에 존재하는 결함의 안전성 평가에는 불안정파괴평가, 소성붕괴평가 및 파단전누설평가가 있으며, 확률론적 해석에 포함된 불안정파괴평가와 소성붕괴평가에 대하여 다음에 설명하였다. 본 연구에서 파단전누설평가는 균열관통 조건으로 간략화하여 해석하였다.

2.1 균열성장량 계산

가동기간 증가에 따른 압력관의 균열성장에는 반복적으로 발생하는 과도상태(transient)에 의한 피로균열성장과 수소화물 생성에 의한 지체수소 균열(Delayed Hydride Cracking, DHC) 성장이 있다. 이중 DHC 성장은 피로균열성장의 수에서 수십배의 속도로 급격하게 진전하며 압력관 파손사고의 주된 원인⁽¹¹⁾으로, 본 연구에서는 DHC 진전만을 고려하였다. DHC 성장량은 온도의 함수로 주어진 식 (1)을 이용하여 성장속도(V)를 구한 후 이를 식 (2)와 같이 수치적분하여 과도상태 발생 횟수(M)에 대하여 계산하였다. 결정론적 건전성평가에서는 보수성확보를 위해 균열진전속도의 95% 상한값을 사용하나, 확률론적 평가에서는 평균값과 분포형태, 분산을 함께 사용하였다.

$$V = \begin{cases} 13.9 \times 10^{-2} \exp(-56,120/RT) & \text{(반경방향, 95\% 상한값)} \\ 5.3 \times 10^{-2} \exp(-56,120/RT) & \text{(반경방향, 평균값)} \\ 5.2 \times 10^{-3} \exp(-41,445/RT) & \text{(길이방향, 95\% 상한값)} \\ 2.4 \times 10^{-3} \exp(-41,445/RT) & \text{(길이방향, 평균값)} \end{cases} \quad (1)$$

$$\Delta a = [\sum_{j=1}^N V \times t_j] N \quad (2)$$

여기서, R은 기체상수, T는 절대온도, t_j 는 수치적분 구간의 시간간격이며, 위의 식은 AECL에서 중성자 조사된 압력관 재료에 대한 실험을 통하여 얻은 값이다. DHC 성장에 필요한 최소 응력확대계수(K_{IH})와 수소화물의 포화농도를 식 (3)과 (4)에 나타내었다.

$$K_{IH} \geq \begin{cases} 4.5 \text{ MPa}\sqrt{m} & \text{(반경방향)} \\ 15.0 \text{ MPa}\sqrt{m} & \text{(길이방향)} \end{cases} \quad (3)$$

$$T_{TSSD} = 8.19 \times 10^4 \exp(-34,500/RT) \quad (4)$$

여기서, T_{TSSD} 는 주어진 온도에서 수소화물의 포화농도[ppm]이다.

2.2 불안정파괴평가

불안정파괴평가는 파괴인성치와 응력확대계수를 이용하며, 응력확대계수는 다양한 방법으로 계산된다. 본 연구에서는 압력관 형상에 존재하는 다양한 결함의 형상에 대한 유한요소 해석을 수행⁽¹¹⁾하여 이들의 결과를 무차원화시켜 반복 계산이 많은 확률론적 해석시 효율적으로 활용하였다. 파괴인성치는 AECL에서 시험을 수행하여 얻은 측정자료⁽³⁾를 분석하여 사용하였으며, 파손확률 예측시 평균값을 이용하였다. 측정자료의 분석방법은 파손확률 예측을 언급한 부분에서 세부

적으로 설명하였으며, 분석 결과는 압력관의 파손확률예측의 입력자료로 사용하였다. 수명예측을 위해 확률론적 해석에서는 가동기간에 따른 파손확률과 허용파손확률을 비교하였다. 결정론적 해석에서는 불안정파괴 방지를 위한 안전여유는 정상운전조건에 대하여 $\sqrt{10}$ 이다.

2.3 소성붕괴평가

소성붕괴응력(σ_b')과 작용응력을 비교하여 소성붕괴에 대한 안전여유를 계산하며, 소성붕괴 방지를 위한 안전여유는 정상운전조건에 대해 3.0이다.

3. 파손확률 예측

원전 주요기기의 파손확률 예측법은 수학적인 해석법과 MC법으로 분류할 수 있다. 수학적인 해석방법은 각각의 입력변수들로 구성된 결합확률밀도함수(joint probability density function) 또는 한계상태방정식(limit state function)을 구성하여 최적화 방법이나 수치적분으로 해를 찾는 방법으로, 해석 대상이 복잡해지거나 가동기간에 따른 균열진전, 재료물성치의 변화를 고려할 수 없다. 반면 MC법을 이용한 방법은 많은 반복계산을 필요로하나 해석 대상의 제약이 없다는 장점이 있다. 파손확률 예측에 필요한 확률밀도함수(PDF)의 도출, MC법의 절차 및 이의 검증에 관한 사례연구 내용, 압력관의 해석을 다음에 설명하였다.

3.1 분산을 고려한 자료의 입력

다양한 방법으로 입력자료의 분산을 고려할 수 있으나, 본 연구에서는 자료분석을 통해 얻어진 PDF를 이용하였다. 자료분석의 예로서 결함의 깊이비(a/t)에 대한 PDF 유도과정을 Fig. 3에 나타내었다. 그림 (a)와 같이 구간에 따른 확률변수의 빈도를 히스토그램으로 표시한 후 이를 복수개의 PDF로 곡선적합하였다. (b)와 같이 각각의 곡선적합에 대한 오차를 계산한 후, (c)와 같은 최적의 PDF를 결정하였다. (d)에서는 Chi-Square⁽¹²⁾ 시험을 통한 확률밀도함수의 유효성 검증을 나타내었다. 이러한 과정을 통해 PDF가 얻어지면 평균, 분산과 같은 대표값을 이용하여 데이터의 불확실성을 고려할 수 있다.

Table 1 Details of deterministic input data

Deterministic variables	Value
Wall thickness [mm]	4.1
Inner radius [mm]	53.0
Aspect ratio (a/c)	0.2
Flow stress [MPa]	626.4
Inner pressure [MPa]	11.9

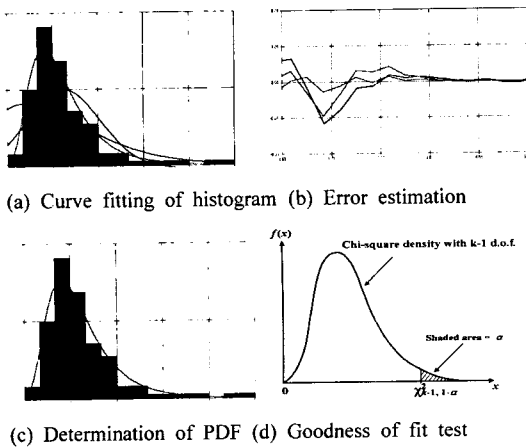


Fig. 3 PDF derivation and goodness of fit test

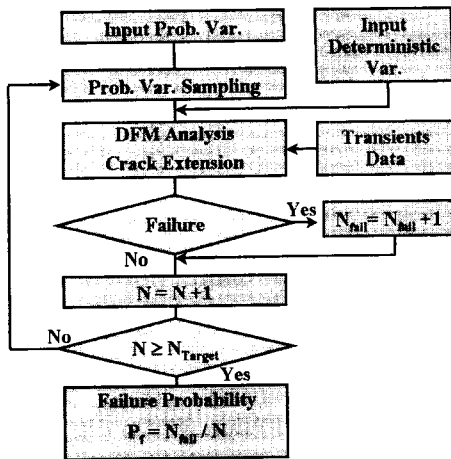


Fig. 4 Flow chart for the PFM analysis

3.2 MC법을 이용한 파손확률예측 기법

MC법은 반복적인 확률변수의 추출을 이용하여 주어진 조건을 만족하는 비율을 구하는 기법으로 수학, 물리, 공학 등 여러 분야에 널리 사용되고 있다. 확률변수 추출법에 따라 다양하게 분류되

며 본 연구에서는 일반 MC법과 층별 몬테카를로 (Stratified Sampling Monte Carlo, SSMC)법을 각각 사용하여 파손확률을 구하였다. Fig. 4는 MC법을 이용하여 파손확률을 예측하는 절차의 예를 나타낸 것으로, 본 연구에서는 MC법 적용을 위해 FPES(Failure Probability Estimation System) 코드를 개발하여 파손확률을 예측하였다.

3.3 상용코드와 비교를 위한 배관의 해석

원자로 압력용기나 배관의 해석에는 MC법이 적용되어 평가 결과의 비교가 가능하나, CANDU 압력관에 대해서는 해석을 수행한 후 결과의 비교대상이 없는 실정이다. 따라서 MC법을 적용하여 CANDU 압력관에 대한 평가의 타당성 검토 및 개발된 코드의 검증에 대해 해의 도출이 가능한 간략화된 배관모델에 대한 해석을 수행하였다. 결과의 비교를 위해 LLNL에서 1981년 개발되어 원자력 배관의 신뢰성 평가에 사용중인 PRAISE 코드⁽¹²⁾를 이용하였다.

3.3.1 MC 모델의 검증을 위한 해석

내압이 작용하는 배관의 축방향 표면결함에 대한 소성붕괴확률을 수치적분법으로 계산하여 MC법의 결과와 비교하였다. 검증을 위해 확률변수는 결함의 깊이비(a/t)만을 선정하였으며, 평균 0.05, 표준편차 0.24를 갖는 대수정규 분포로 가정하였다. 평가에 필요한 결정론적 입력조건은 Table 1과 같다. 파손기준은 원주방향 작용응력(σ_h)이 소성붕괴응력을 초과하는 경우로 가정하였으며, 소성붕괴응력의 계산에는 식 (5)를, 수치적분에는 식 (6)을 사용하였다.

$$\sigma_h = \sigma_f \left(\frac{1 - a_f / t}{1 - a_f / t M} \right) \quad (5)$$

$$g(a/t) = \sigma_h'(a/t) - \sigma_h \quad (6)$$

여기서, a는 결함의 깊이, M은 보정계수로 다음과 같이 계산된다.

$$M = \sqrt{1 + 1.255 \left(\frac{c^2}{r_m t} - 0.0135 \frac{c^4}{(r_m t)^2} \right)} \quad (7)$$

식 (6)에 식 (7), (8)을 대입하여 만족하는 a/t 값

Table 2 Details of deterministic input data

Deterministic variables	Value
Wall thickness [mm]	2.5
Inner radius [mm]	127.0
Paris' law constant (C)	9×10^{-10}
Paris' law exponent (n)	4.0
Flow stress [MPa]	275.6
Inner pressure [MPa]	10.3

을 계산하면 0.88이 되며, 주어진 a/t의 분포에서 a/t가 0.88 이상인 영역을 적분하면 파손확률은 6.2×10^{-3} 으로 계산된다. 반면 MC법에서는 10^4 의 반복계산중 62개의 파손이 발생하여 위에서 계산된 값과 동일한 파손확률이 얻어진다.

3.3.2 상용 코드와 비교를 통한 검증

원주방향 결함이 존재하는 배관의 가동기간에 따른 소성붕괴 확률을 계산하였다. 확률변수로는 결함의 깊이비와 결함형상비의 역수(c/a)를 설정하였으며, 각각 평균 0.2와 5.0을 갖는 지수함수 분포로 가정하였다. PRAISE 코드에서는 결함의 형상비의 역수에 대한 분포를 입력하도록 구성되어 있어 전절의 분석 내용은 압력관에 대한 해석시 반영하였다. 해석시 필요한 소성붕괴응력과 균열진전에 필요한 응력확대계수 계산은 PRAISE 코드개발에 사용된 수식을 사용하였다. 균열진전 계산에 필요한 과도상태는 cooldown 만을 고려하였으며, 연간 5회 발생하는 것으로 간주하여 해석하였다. 파손기준으로는 소성붕괴와 균열진전에 따른 균열관통으로 설정하였다. 평가에 필요한 입력조건은 Table 2와 같다.

Fig. 5는 해석결과를 나타낸 것으로 내부 개발 코드인 FPES에서는 MC법과 SSMC법의 결과는 서로 일치하였으며, PRAISE 코드와는 동일한 차수 내에서 일치하여 신뢰성이 있다고 생각된다. MC 해석에서는 반복계산을 10^4 에서 10^6 까지 증가시켜 수렴하는 값을 이용하였으며, 10^5 에서 파손확률이 수렴하였다. 또한, 본 연구에서는 난수 발생 시작점의 영향을 고려하여 5회의 독립적인 반복수행으로 얻어진 평균값을 사용, 해석의 안정성을 높였다. SSMC법의 적용시 표본추출영역은 결함의 형상비(a/c)와 결함의 깊이비(a/t)에 대해 각각 10개의 구간으로 분할하였으며, FPES에서는 영역별 1,000개의 표본을, PRAISE 코드에서

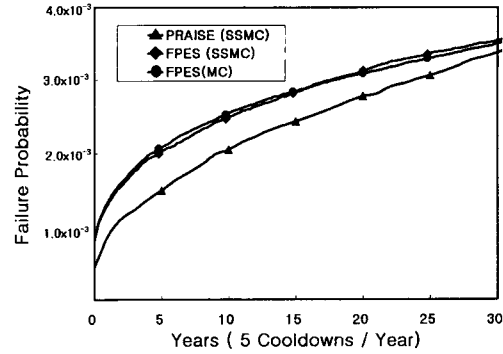


Fig. 5 Comparison of failure probability

Table 3 Details of probabilistic input data

Probabilistic variable	PDF type	Mean	STD.
aspect ratio (a/c)	Exponential	0.12	N.A.
depth ratio (a/t)	Log-Normal	0.10	0.08
K_{Ic}	Log-Normal	67.00	12.00
$V_r (\times 10^{-2})$	Log-Normal	5.30	0.56
$V_c (\times 10^{-3})$	Log-Normal	2.40	0.47

Table 4 Range of probabilistic input data

Probabilistic variable	Minimum value	Maximum value
aspect ratio	0.01	1.0
depth ratio	0.01	0.50
$K_{Ic} [MPa\sqrt{m}]$	20.0	100.0
$V_r (\times 10^{-2}) [m/s]$	2.0	14.0
$V_c (\times 10^{-3}) [m/s]$	1.0	5.5

는 500개(최대값)의 표본을 추출하였다. 그림에 나타난 PRAISE코드에 의한 결과와 차이가 나는 원인으로는 수행횟수와 난수발생에 따른 영향으로 분석된다. 또한, 표본추출 영역에 따른 차이는 결함 길이에 대한 제약과 물리적으로 타당하지 않은 영역에 대한 표본추출 제약이 있다.

3.4 CANDU 압력관의 파손확률예측

결정론적 건전성평가와 간략화된 모델에 대한 검증은 바탕으로 압력관에 대한 확률론적 해석을 수행하였다. 해석에 사용된 확률변수를 Table 3, 각 확률변수의 범위를 Table 4, 해석시 필요한 입

Table 5 Details of deterministic input data

Deterministic variables	Value
Wall thickness [mm]	4.2
Inner radius [mm]	52.0
Initial hydrogen[ppm]	8.3
Deuterium uptake rate [ppm/year]	1.2
Flow stress [MPa]	620.1
Inner pressure [MPa]	10.4

력자료를 Table 5에 나타내었다. Table 3에서 축 방향 및 반경방향의 균열진전속도는 동일 압력관에 대한 해석으로 서로 100%의 상관관계를 갖도록 하였다. 해석시 고려한 과도상태는 수소화물의 석출온도 이하로 내려가 DHC 성장에 가장 큰 영향을 미치는 cooldown 조건을 사용하였으며, 연간 5회로 설정하였다. 국내 원전의 경우 cooldown 과도상태는 연간 1회 미만으로 발생하나 압력관에 대한 선행연구가 없어 본 해석에서는 가혹한 조건으로 가정하여 해석하였다. 해석시 사용된 냉각곡선은 Fig. 6과 같으며 파손기준은 식 (8)~(10)을 사용하였다.

$$K_I \geq K_{Ic} \tag{8}$$

$$\sigma_h \geq \sigma_h' \tag{9}$$

$$a \geq t \tag{10}$$

가동기간의 영향을 고려하기 위해 기간에 따라 중수소 흡수량을 일정하게 증가시켜 가면서 해석하였으며, 이에 따른 DHC 성장량변화도 함께 고려하였다. 아직까지 CANDU 압력관에 대해서는 결함발생 시점에 대한 연구가 진행되지 않아 본 연구에서는 가동초기에 두께의 50% 이하인 결함이 대수정규 분포로 존재하는 것으로 가정, MC법을 사용하여 해석하였다. MC법 적용시 파괴역학 평가절차 및 파손기준 외에 파손확률에 영향을 미치는 인자는 표본추출시 사용되는 난수의 시작점, 수행횟수 및 표본추출기법이다. 이에 대한 영향을 보정하기 위해 본 연구에서는 난수발생 시작점의 위치에 따라 5회의 해석을 수행하여 결과의 평균값을 사용하였으며, MC 수행 횟수를 증가시키면서 해석을 수행하여 수렴하는 값을 사용하였다. 따라서 실제 MC 수행 횟수는 결과에

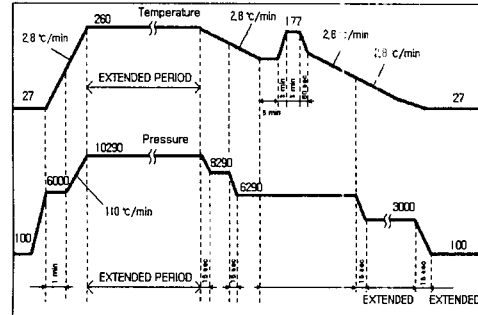


Fig. 6 Temperature-Pressure change in cooldown

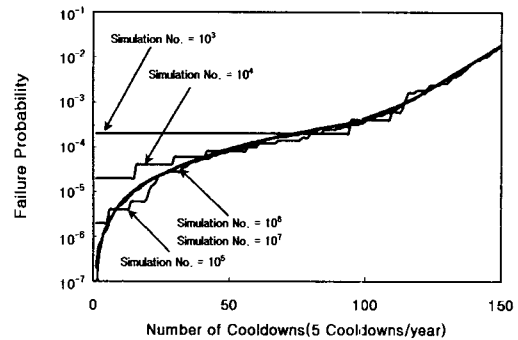


Fig. 7 Failure probability as a function of simulation number

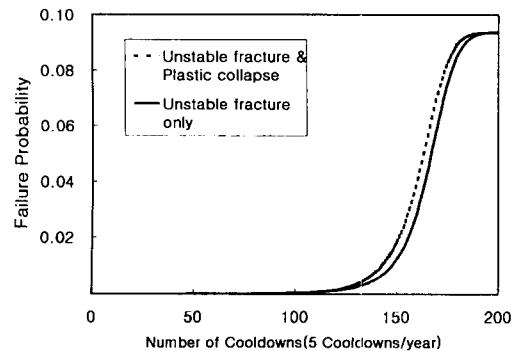


Fig. 8 Failure probability as a function of time

나타난 횟수의 5배가된다. 가동기간에 따른 파손 확률의 결과를 Fig. 7에 나타내었다. MC법으로 해석시 가동기간이 증가함에 따라 파손확률이 증가하여 10⁻³ 이상의 파손확률에서는 반복계산 횟수의 영향이 없었으며, 허용파손확률(target failure probability)을 10⁻³으로 가정한 경우, 반복 횟수는 10⁴에서 수렴하였다. 반면 허용파손확률을 10⁻⁶으로 가정한 경우 10⁷의 반복계산이 요구되어 다른 학문분야에서 사용되는 MC 수행 횟수의 경험

이 균열진전을 고려한 CANDU 압력관 해석에도 타당함을 확인하였다. 허용파손확률이 결정되지 않은 CANDU 압력관에 대해 허용파손확률을 1차 계통 배관과 같은 10^{-3} 으로 가정하면 최대허용 cooldown은 120회로 계산되었다. 이는 연간 5회의 cooldown 발생조건과 모든 결함이 가동초기에 발생하며, 초기결함의 깊이를 관 두께의 50%까지 허용하는 가혹한 조건하에서의 파손확률로, 추후 결함의 발생에 대한 추가해석과 파단진누설개념을 도입한 해석을 수행하면 허용수명은 보다 증가할 것으로 판단된다.

Fig. 8은 MC법을 이용하여 10^6 의 반복수행으로 얻어진 가동기간과 파손기준에 따른 파손확률을 나타낸 것이다. 즉 불안정파괴와 소성공괴를 동시에 고려한 경우와 불안정파괴만을 고려한 경우의 파손확률의 변화를 40년의 가동기간에 해당하는 200회의 cooldown까지 나타내었다. 그림에서 120회의 cooldown 이후, 급격한 파손확률의 증가가 나타나는데 이는 가동 초기에 발생한 결함들이 DHC 발생 및 균열진전에 요구되는 수소농도와 DHC 진전에 필요한 응력확대계수 이상의 값에 도달하여 급격한 결함진전으로 인한 파손으로 볼 수 있으며, DHC 균열진전 속도가 식 (1)과 같은 지수함수로 cooldown이 증가할수록 파손확률은 급격히 증가함을 알 수 있다.

4. 결 론

본 연구는 CANDU 압력관에 존재하는 결함의 파손확률 예측을 위한 연구로 다음과 같은 결론을 얻었다.

- (1) 몬테카를로 해석기법을 적용시켜 가동기간 증가에 따른 파손확률 예측모듈을 구성하였다.
- (2) 구성된 몬테카를로 모듈의 검증을 위한 사례연구 수행결과, 수학적 해석기법 및 상용코드에 의한 결과와 일치하였다.
- (3) CANDU 압력관의 파손기준에 따른 파손확률을 예측하였다.
- (4) 허용파손확률을 가정하여 이를 만족시키는 최대 cooldown 횟수를 산출하였다.

후 기

본 논문은 한국원자력안전기술원과 한국과학재

단 산하 성균관대학교 산업설비 안전성평가 연구센터의 연구비 지원으로 이루어진 것으로서, 이에 관계자 여러분께 감사드립니다.

참고문헌

- (1) CSA, 1994, "Periodic Inspection of CANDU Nuclear Power Plant Components," CAN/CSA-N285.4.
- (2) 한국원자력안전기술원, 1992, "월성원자력 2호기 예비안전성분석보고서 심사보고서," KINS/AR-152.
- (3) AECL, 1996, "Fitness-for-Service Guide lines for Zirconium Alloy Pressure Tubes in Operating CANDU Reactors," COG-91-66.
- (4) Becher, P.E., Pederse, A., 1974, "Application of Statistical Linear Elastic Fracture Mechanics to Pressure Vessel Reliability Analysis," *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 27, pp. 413-425.
- (5) Bloom, J.M., 1984, "Probabilistic Fracture Mechanics : A state-of-the-art review," *ASME, PVP*. Vol. 92, pp. 1-19.
- (6) ORNL, 1994, "Fracture Analysis Vessels : Oak Ridge : A Fracture Analysis Code for Nuclear Reactor Pressure Vessels".
- (7) Rahman, S., 1997, "Probabilistic Fracture Analysis of Cracked Pipes with Circumferential Flaws," *Int. J. of PVP*, Vol. 70, pp. 223-236.
- (8) Rubinstein, R.Y., 1981, *Simulation and Monte Carlo Method*, John Wiley & Sons.
- (9) Ditlevsen, O., Madsen, H.O., 1996, *Structural Reliability Methods*, John Wiley & Sons.
- (10) 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
- (11) 박상록, 이준성, 김영진, 박윤원, 2000, "CANDU 압력관에 대한 건전성평가 시스템 개발 : 예리한결함 및 둔한 노치에의 적용," 대한기계학회논문집 A권, 제24호, pp. 206-214.
- (12) Law, A.M., Kelton, W.D., 1991, *Simulation Modeling and Analysis*, 2nd Edition, McGraw-Hill.