

# 결함발생 시점을 고려한 CANDU 압력관 결함의 확률론적 건전성평가

곽상륙\* · 이준성\*\* · 김영진\*\*\* · 박윤원\*\*\*\*

## Probabilistic Integrity Assessment of CANDU Pressure Tube for the Consideration of Flaw Generation Time

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, it is necessary to perform the PFM analyses based on statistical consideration of flaw generation time. A depth and an aspect ratio of initial semi-elliptical surface crack, a fracture toughness value, delayed hydride cracking (DHC) velocity, and flaw generation time are assumed to be probabilistic variables. In all the analyses, degradation of fracture toughness due to neutron irradiation is considered. Also, the failure criteria considered are plastic collapse, unstable fracture and crack penetration. For the crack growth by DHC, the failure probability was evaluated in due consideration of flaw generation time.

### 1. 서론

국내에는 현재 4기의 CANDU형 원자로가 가동 중이며, CANDU형 원자로에 냉각재 및 감속재로 중수를 사용하여 중수형 원자로라고도 한다. CANDU 압력관은 약 290kg에 달하는 핵연료 다발을 지지하기 위해 원자로 내에 수평으로 설치되는 1차계통 주요기기로 가동중 핵연료무게로 인한 처짐, 핵연료 인출시의 마모와 진동, 중성자 조사 및 외부와의 온도차로 인하여 결함발생 확률이 높다. CANDU 압력관의 재질은 냉간가공된

Zr-2.5%Nb 합금으로 국내 원자로에는 호기별 380개의 핵연료 압력관이 설치되어 있으며, CANDU 압력관의 간략화된 형상을 Fig. 1에 나타내었다. 국내 및 원자로 개발국가인 캐나다의 법규에 의해 정기적으로 검사를 수행하고 있다.<sup>(1,2)</sup> 검사에서 검출된 결함의 안전성평가를 위해 재질특성 분석, 파괴역학 평가 파라미터 측정, 중수소 농도 분석, 형상변화에 따른 연구가 이루어지고 있으며, 각각의 파라미터는 평가결과에 영향을 미친다. 그러나 이러한 물리량들은 하나의 확정값으로 결정되기보다는 측정시의 불확실성 및 분산을 포함하는 통계학적인 데이터로, 어떤 값을 가질 확률분포로서 존재하게 된다. 결함의 안전성평가 시 사용되는 입력변수의 불확실성을 고려하기 위해 결정론적 파괴역학(DFM)에서는 파괴인성치, 항복강도와 같은 재료의 저항성분에 대해서는 하한값(lower bound value)을 사용하고 있으며, 균열

\* 회원, 성균관대학교 대학원 기계공학과  
\*\* 회원, 경기대학교 전자기계공학부  
\*\*\* 회원, 성균관대학교 기계공학부  
\*\*\*\* 회원, 한국원자력안전기술원

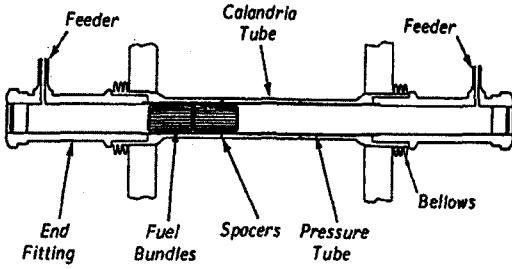


Fig. 1 Schematic diagram of CANDU fuel channel

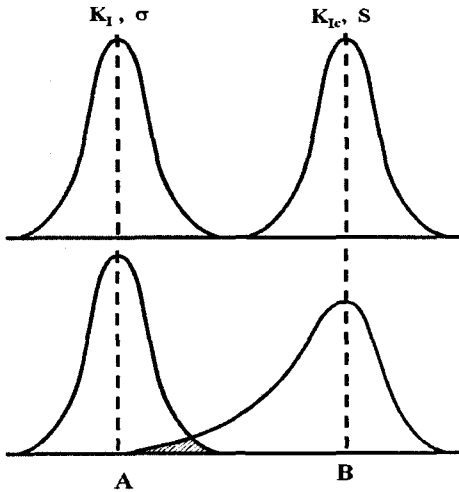


Fig. 2 Different failure probabilities at the same central safety margin

진전속도, 결함의 크기, 작용하중에 대해서는 상한값(upper bound value)를 사용한다. 여기에 경험에 근거한 안전여유를 적용하여 건전성 평가를 수행하여 보수적인 평가 결과를 예측하고 있다. 그러나 Fig. 2에 예시한 바와 같이 재료의 파괴인성치(fracture toughness,  $K_{Ic}$ )와 응력확대계수(Stress Intensity Factor,  $K_I$ )가 동일한 안전여유( $A/B$ )를 갖더라도 분포형태에 따라 파손확률의 비율은 상이할 수 있어 이를 고려한 평가가 요구된다. 또한 국내 원전의 경우 가동 후 12년간 44개 압력관에 대한 검사가 수행되어, 검사에서 제외된 압력관에 결함이 존재할 확률이 매우 높아 검사대상에서 제외되어 측정자료가 없는 압력관에 존재하는 결함에 대한 안전성 평가가 필요하다. 현실적인 건전성평가를 위해서는 측정량들의 분산을 고려한 확률론적해석이 요구된다. 이와 같이 불확실

성을 고려한 파괴역학적 해석을 확률론적 파괴역학(Probabilistic Fracture Mechanics, PFM)이라 하며, 최근 컴퓨터 연산능력 및 파괴역학적 평가를 위한 데이터베이스의 증가로 인하여 원자력 분야에서는 원자로 압력용기, 배관 및 증기발생기와 같은 구조물을 대상으로 많은 연구가 진행되고 있다. 반면 CANDU 압력관의 결함평가에 관한 연구는 미흡한 실정이다.<sup>(3-6)</sup> 또한 CANDU 압력관의 결함발생은 용접부균열이나 응력부식균열보다는 지체수소균열(Delayed Hydride Cracking, DHC)에 의해 발생한다.

본 연구에서는 재료물성치 또는 하중과 같이 분산이나 불확실성이 포함된 평가의 입력자료와 미검출 결함에 대한 영향을 고려하여 CANDU 압력관의 파손확률을 몬테카를로 모사(Monte Carlo Simulation, MC)<sup>(7-9)</sup>를 이용하여 예측하였으며, 결함 발생시점에 대한 가정을 통하여 파손확률을 예측하였다.

## 2. 결정론적 건전성 평가

결함의 확률론적 해석에는 입력자료의 분산을 고려하기 위해 많은 반복적인 결정론적 해석이 포함된다. 결정론적 해석에는 응력확대계수 계산, 가동기간에 따른 균열진전과 같은 파괴역학 평가 파라미터의 계산과 재료물성치 변화의 고려, 파괴기준의 적용이 있다. CANDU 압력관에 존재하는 결함의 안전성 평가에는 불안정파괴(unstable fracture)평가, 소성붕괴(plastic collapse)평가 및 파단전누설(Leak Before Break, LBB)평가가 있으며,<sup>(10)</sup> 결정론적 평가의 내용을 다음에 설명하였다.

### 2.1 균열성장량 계산

가동기간 증가에 따른 CANDU 압력관의 균열 성장에는 반복적으로 발생하는 과도상태(transient)에 의한 피로균열성장과 수소화물 생성에 의한 DHC 성장이 있다. 이중 원자로의 냉각시 주로 발생하는 DHC 성장은 피로균열성장의 수에서 수십배의 속도로 급격하게 진전하며, 압력관 파손 사고의 주된 원인이기도 하다.<sup>(11)</sup> 본 연구에서 피로균열 진전은 DHC 진전에 비해 매우 작아 DHC 진전만을 고려하였다. DHC 성장량은 온도의 함수로 주어진 식 (1)을 이용하여 DHC 성장

속도( $V$ )를 구한 후 이를 식 (2)과 같이 수치 적분 하여 과도상태 발생 횟수( $N$ )에 대하여 계산하였다.

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

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

여기서,  $R$ 은 기체상수,  $T$ 는 절대온도,  $t_j$ 는 수치 적분 구간의 시간간격이며, 위의 식은 AECL에서 중성자 조사된 압력관 재료에 대한 실험을 통하여 얻은 값이다. DHC 성장에 필요한 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 불안정파괴 평가

불안정파괴평가에는 재료의 파괴인성치와 응력확대계수를 이용하며, 응력확대계수는 다양한 방법으로 계산된다. 본 연구에서는 압력관 형상에 존재하는 다양한 결함의 형상에 대한 유한요소 해석을 수행하여 이들의 결과를 무차원화하여 평가시 이를 사용하였다.<sup>(11)</sup> 이러한 방법을 적용하면 계산량이 많은 확률론적 해석시 계산시간을 단축시킬 수 있는 장점이 있다. 반면 결정론적 해석시 파괴인성치는 AECL<sup>(10)</sup>에서 시험을 수행하여 얻어진 하한값에 대한 실험식을 이용할 수 있으나, 확률론적 해석에는 실제 측정자료를 분석하여 사용하였다. 결정론적 해석시 불안정파괴 방지를 위한 안전여유는 정상운전조건에 대하여

$\sqrt{10}$ 이다.

## 2.3 소성붕괴 평가

소성붕괴응력(plastic collapse stress,  $\sigma_h$ )과 작용 응력을 비교하여 소성붕괴 안전여유를 계산하며, 소성붕괴 방지를 위한 안전여유는 정상운전조건에 대해 3.0이다. 불안정파괴의 파괴인성치와 마찬가지로 소성붕괴응력 계산에 필요한 유동응력의 계산에는 하한값 대신 평균값을 사용하였다.

## 2.4 파단전누설 평가

원자로 가동중 압력관에서 관통균열이 발생하여 누설이 발생한 경우 관통균열이 임계균열길이에 도달하기 전 누설감지 및 누설위치를 확인하여 원자로를 안전하게 정지시켜야 한다. 즉, 운전 절차에 따른 온도-압력에서의 최대균열길이  $2c(t)$ 가 항상 임계균열길이  $CCL(t)$ 보다 작아야 조건을 만족해야하며 이를 식 (5)에 나타내었다.<sup>(12)</sup>

$$2c(t) < CCL(t) \quad (5)$$

MC법을 이용한 파손확률 예측시 계산시간의 단축을 위해 본 해석에서는 파단전누설조건을 균열 성장에 따른 균열관통조건으로 간략화 하여 적용하였다.

## 3. 파손확률 예측

파손확률 예측법은 수학적인 방법과 MC법으로 분류할 수 있다. 수학적인 방법은 각각의 입력변수들로 구성된 결합확률밀도함수(joint probability density function)나 한계상태방정식(limit state function)을 구성하여 신뢰도지수(reliability index)나 수치적분으로 해를 찾는 방법으로 FORM(First Order Reliability Method), SORM(Second Order Reliability Method)가 여기에 포함되며, 해석 대상이 복잡하거나 균열진전을 고려한 경우 적용이 어렵다. 반면 MC법을 이용한 방법은 많은 반복 계산을 필요로 하나 해석대상의 제약이 없다. 파손확률 예측에 필요한 확률밀도함수(Probability Density Function, PDF), MC법의 적용을 위한 코드작성 및 검증에 관한 내용은 본 연구자들의 선행연구에서 작성된 EFPS로 명명된 내부개발 코

드를 사용하였으며,<sup>(13)</sup> CADNU 압력관 해석의 내용을 다음에 설명하였다.

### 3.1 분산을 고려한 자료 입력

입력자료의 분산을 고려하기 위해 데이터베이스를 구성하여 확률밀도함수 및 이들의 평균, 표준편차와 같은 대표값을 산출하여 확률론적 평가의 입력자료로 사용하였으며, 해석에 사용된 확률밀도함수를 Table 1에, 확률밀도함수의 난수발생 범위를 Table 2에 수록하였다.

Table 1 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	0.06	0.08
$K_{Ic}$ ( $MPa\sqrt{m}$ )	Log-Normal	67.00	12.00
initial hydrogen (ppm)	Normal	8.30	2.65
$V_a$ ( $\times 10^{-2}$ ) (m/s)	Log-Normal	5.30	0.583
$V_c$ ( $\times 10^{-3}$ ) (m/s)	Log-Normal	2.40	0.468

Table 2 Range of probabilistic input data

Probabilistic Variable	Minimum Value	Maximum Value
aspect ratio ( $a/c$ )	0.01	1.0
depth ratio ( $a/t$ )	0.01	0.50
$K_{Ic}$ ( $MPa\sqrt{m}$ )	20.0	100.0
initial hydrogen (ppm)	5.0	15.0
$V_a$ ( $\times 10^{-2}$ ) (m/s)	2.0	14.0
$V_c$ ( $\times 10^{-3}$ ) (m/s)	1.0	5.5

Table 3 Details of deterministic input data

Deterministic Variables	Value
wall thickness [mm]	4.2
inner radius [mm]	52.0
deuterium uptake [ppm/year]	1.2
flow stress [MPa]	750.0
inner pressure [MPa]	10.4

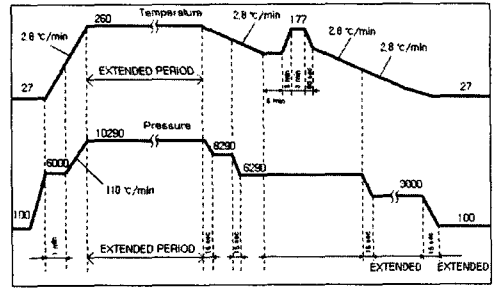


Fig. 3 Temperature-Pressure change in cooldown

### 3.2 파손확률예측

결정론적 건전성평가의 수식 및 입력자료 분석을 이용하여 확률론적해석을 수행하였다. 확률변수로 가정하지 않은 결정론적 변수는 Table 3에 수록하였다. 균열진전량 계산시에는 축방향 및 반경방향의 균열진전속도를 서로 100%의 상관관계를 갖도록 하였다. 해석시 고려한 과도상태는 DHC 성장에 가장 큰 영향을 미치는 cooldown 조건을 사용하였으며, 연간 5회의 가혹한 조건으로 가정하여 해석하였다. Fig. 3에 해석시 사용된 냉각곡선을 나타내었으며, 파손기준을 식 (6)~(8)에 나타내었다.

$$K_I \geq K_{Ic} \quad (6)$$

$$\sigma_h \geq \sigma_h \quad (7)$$

$$a(\text{결함깊이}) \geq t(\text{압력관두께}) \quad (8)$$

또한 가동기간의 영향을 고려하기 위해 기간에 따라 중수소 흡수량을 일정하게 증가시켜 가면서 해석하였으며, 이에 따른 DHC 성장량 변화도 함께 고려하였다. 결함발생 시점에 대해서는 모든 결함이 가동초기에 존재하는 경우, 가동기간 동안 동일한 비율로 발생하는 경우, Fig. 4와 같은 Beta-분포로 발생하는 경우에 대하여 MC법을 사용하여 각각 해석하였다. Beta-분포는 Fig. 4 이외의 다양한 분포를 모사할 수 있는데 본 연구에서는 모수1의 값을 모수2의 값보다 크게 설정하여 설치 시에는 높은 결함발생률에서부터 감소하다가 가동기간이 증가함에 따라 결함발생률이 증가하는 욕조(bath-tub)형태의 결함발생 분포를 사용하였다.

MC법의 적용을 위해 FPES(Failure Probability

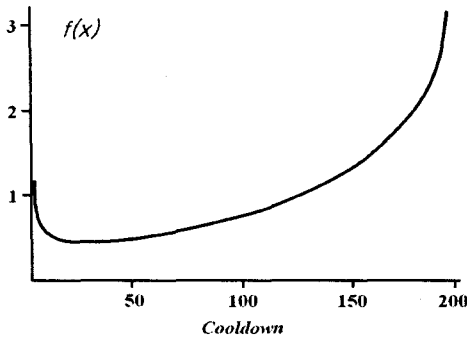


Fig. 4 Density function of beta distribution

Table 4 Number of allowable cooldown cycle for each flaw generation model

Flaw Generation Model	No. of Cooldown
beta(0.8, 0.4)	106 cycle
beta(0.8, 0.2)	96 cycle
uniform	87 cycle
present from installation	55 cycle

Estimation System)로 명명된 내부 개발코드를 작성하여 파손확률을 예측하였으며, 시뮬레이션 수행 횟수는 백만번으로, 난수발생 시작점에 따라 각각 5회의 독립적인 계산을 수행하여 평균값을 결과로 사용하였다.

### 3.3 파손확률예측 결과

전질의 가정을 통해서 얻어진 결과를 Fig. 5에,  $10^{-3}$ 의 파손확률을 만족하는 cooldown 횟수를 Table 4에 나타내었다. 결과에서 모든 결함이 가동 초기에 발생한다는 가정은 초기 파손확률을  $10^2 \sim 10^3$  배로 보수적으로 평가함을 알 수 있으며, 실제 가동중 검사시 진단계의 가동중 검사에는 발견되지 않았던 새로운 결함이 발견되는 경우가 있어 이에 대한 고려가 필요하다. 반면 60회의 cooldown 시에는 약 10배 이상 과도하게 예측하나, cooldown 횟수가 증가하면, 수소농도 증가로 인한 균열진전속도의 급격한 증가로 인하여 파손확률의 차이는 줄어들었다. CANDU 압력관에 대한 가동중 검사자료가 확보되어 결함발생 모델을 적용하면 비교적 정확한 평가가 가능하리라 예상된다.

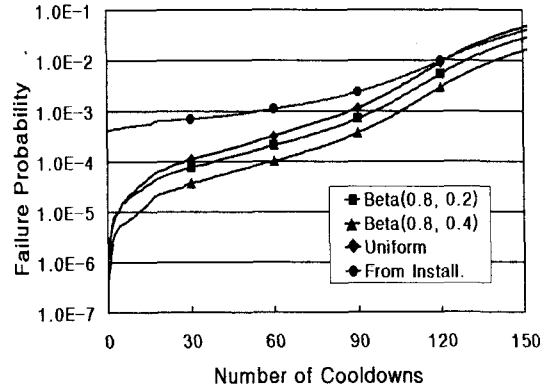


Fig. 5 Comparison of failure probability as a function of flaw generation model

## 4. 결 론

본 연구는 결함발생 시점을 고려한 CANDU 압력관 결함의 파손확률 예측을 위한 연구로 다음과 같은 결론을 얻었다.

- (1) 입력자료의 분산을 고려하기 위해 주요 평가 파라미터에 대한 PDF를 도출하였다.
- (2) 몬테카를로 해석기법을 적용시켜 가동기간 증가에 따른 파손확률을 예측하였다.
- (3) 결함발생 시점을 고려한 해석의 경우 파손확률은 모든 결함이 가동초기에 존재할 경우의 해석보다 100~1000배 작은 값을 예측하였다.
- (4) 허용파손확률을 가정하여 이를 만족시키는 최대 cooldown 횟수를 산출하였다.

## 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) ORNL, 1994, "Fracture Analysis Vessels : Oak Ridge : A Fracture Analysis Code for Nuclear

- Reactor Pressure Vessels".
- (4) S. Rahman, 1997, "Probabilistic fracture analysis of cracked pipes with circumferential flaws," *Int. J. PVP* Vol. 70, pp. 223-236.
  - (5) D.V. Leemans, M. Leger, T.P. Byrne, 1993, "Probabilistic Techniques for the Assessment of Pressure Tube Hydride Blistering in CANDU Reactor Cores," *ASME, PVP*. Vol. 56, pp. 37-51.
  - (6) J.R. Walker, 1990, "A Probabilistic Approach to Leak Before Break in CANDU Pressure Tubes," *Int. J. PVP*. Vol. 43, pp. 229-239.
  - (7) R.Y. Rubinstein, 1981, "Simulation and Monte Carlo Method," John Wiley & Sons.
  - (8) A.H. Ang, W.H. Tang, 1975, "Probability Concepts in Engineering Planning Design," John Wiley & Sons, Vol I, II.
  - (9) O. Ditlevsen, H.O. Madsen, 1996, "Structural Reliability Methods," John Wiley & Sons.
  - (10) AECL, 1996, "Fitness-for-Service Guide lines for Zirconium Alloy Pressure Tubes in Operating CANDU Reactors," COG-91-66.
  - (11) 곽상록, 이준성, 김영진, 박윤원, 2000, "CANDU 압력관에 대한 건전성평가 시스템 개발 : 예리한결함 및 둔한 노치에의 적용," 대한기계학회논문집 A권, 제 24호, pp. 206-214.
  - (12) Moan, G. D. Coleman, C. E. Price, E. G., 1990, "LBB in the Pressure Tubes of CANDU Reactors," *Int. J. PVP*. Vol. 43, pp. 1-21.
  - (13) 이준성, 곽상록, 김영진, 박윤원, 2001, "원전 주요기기의 확률론적 평가기법," 대한기계학회 춘계학술대회 논문집 A권, pp. 459-464.