

원전 주요기기의 확률론적 평가 기법

이준성* · 곽상록** · 김영진*** · 박윤원****

Probabilistic Evaluation Methodology for Nuclear Components

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

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

Abstract

For major nuclear power plant components periodic inspections and integrity assessments are needed for the safety. But many flaws are undetectable due to sampling inspection. Probabilistic integrity assessment is applied to take into consideration of uncertainty and variance of input parameters arise due to material properties, applied load and undetectable flaws. This paper describes a Probabilistic Fracture Mechanics(PFM) analysis based on Monte Carlo(MC) algorithms. Taking important parameters as probabilistic variables such as fracture toughness, crack growth rate and flaw shape, failure probability of major nuclear power plant components is archived as a results of MC simulation. For the verification of these analysis, a comparison study of the PFM analysis using other commercial code, mathematical method is carried out and a good agreement was observed between those results.

1. 서 론

가동중인 원자력발전소의 안전성을 확보하기 위해 원자력발전소 보유국들은 원자로압력용기, CANDU 압력관, 1차 계통 배관과 같은 주요 기기에 대해 정기적인 가동중 검사(in-service inspection, ISI)를 수행하고 있다. 정기검사 결과 결함 또는 이상 징후 등이 발견되면 안전성 평가를 수행하여 건전성이 확보되어야 지속적인 사용이 가능하다^(1~3). 반면 가동중 검사는 다양한 제약으로 인해 표본검사를 수행하고 있어 검사에서 제외된 기기에 존재하는 결함의 검출은 어렵다.

검사를 통해서 검출된 결함은 항복강도, 극한강도, 파괴인성치(fracture toughness, K_{Ic}) 등과 같은 재료물성치를 이용하여 파괴역학적 평가를 수행하여 건전성평가 여부를 결정한다. 기존의 파괴역학적 평가에서는 작용하중, 균열 길이, 재료물성치와 같은 주요 파라미터들을 하나의 확정값으로 취급하여 해석을 수행하였으며, 이들의 불확실성을 고려하기 위해 작용하중, 균열진전 속도 등에 대해서는 상한값, 파괴인성치, 항복강도와 같은 재료물성치에 대해서는 하한값을 사용하였다. 그러나, 실제의 파괴현상을 지배하는 각종 파라미터는 존재 확률, 즉 분산을 갖는다. 따라서 안전여유를 정량적으로 평가하기 위해서는 구조 신뢰성공학에 이용되고 있는 파손하지 않을 확률, 즉 신뢰도와 같이 파손에 도달하는 확률을 표시하는 것이 합리적이고 현실적이다. 즉 하중과 재료강도의 불확실성을 고려하여, 기기나 구조물의 안전여유를 파손확률(failure probability)이

* 정회원, 경기대학교 전자기계공학부

E-mail : jsleel@kuic.kyonggi.ac.kr

** 정회원, 성균관대학교 대학원 기계공학과

*** 정회원, 성균관대학교 기계공학부

**** 정회원, 한국원자력안전기술원

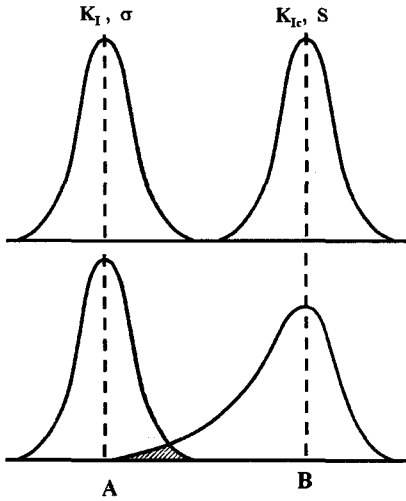


Fig. 1 Different failure probabilities at the same safety margin

라고 하는 척도로서 정량적으로 평가할 필요가 있다. 이러한 관점으로부터 균열을 취급하는 기존의 결정론적 파괴역학(Deterministic Fracture Mechanics, DFM) 이론에 확률론적 요소를 도입하여 파손확률을 정량적으로 예측하는 분야를 확률론적 파괴역학(Probabilistic Fracture Mechanics, PFM)이라 하며, 원자력발전소, 항공기의 안전성 평가 등에 사용되고 있다. DFM에서는 파괴인성치에 대한 응력확대계수(stress intensity factor, K_I)의 비를 안전여유로 정의하여, 이 값을 기준으로 안전성 평가를 하고 있다. 그러나 Fig. 1에 나타난 바와 같이 동일한 안전여유(A/B)를 갖는 경우에도 파손확률은 분포형태에 따라 변할 수 있다. 본 연구에서는 재료물성치 또는 작용하중과 같이 분산 또는 불확실성이 포함된 평가의 입력자료와 미검출 결함에 대한 영향을 고려하여 가동기간에 따른 파손확률 예측을 위한 기법을 소개하였으며, 실구조물의 적용을 위해 몬테카를로 모사(Monte Carlo Simulation)⁽⁴⁾를 이용하였다. 또한 해석결과와 검증의 위해 간략한 모델을 구성하여 수치적분 및 상용코드⁽⁵⁾와의 결과를 비교하였다.

2. 결정론적 건전성 평가

결함의 확률론적 해석에는 입력자료의 분산을 고려하기 위해 많은 반복적인 결정론적 해석이

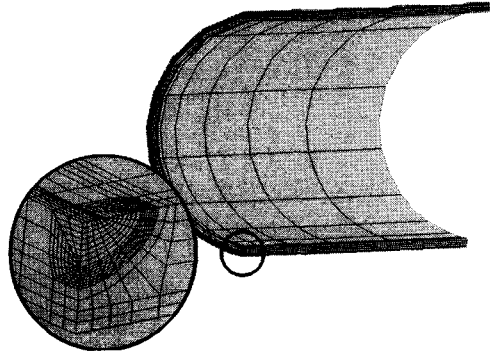


Fig. 2 Model for the finite element analysis

포함된다. 결정론적 해석에는 응력확대계수의 계산, 가동기간에 따른 균열진전과 같은 파괴역학 평가파라미터의 계산, 재료물성치의 변화, 파괴기준의 적용이 있다. 본 연구에는 선형탄성파괴역학(linear elastic fracture mechanics)에 근거한 해석의 내용을 다루고 있으며, 주요 평가내용을 다음에 수록하였다.

2.1 균열성장량 계산

원자력발전소의 주요기기에는 반복적으로 발생하는 과도상태(transient)에 의해 피로응력이 발생하여 응력집중부의 균열발생 및 진전을 유발한다. 이때 균열성장량의 계산은 식 (1)과 같이 주어지는 Paris 식⁽⁶⁾을 사용하였다.

$$\frac{da}{dN} = C (\Delta K)^n \quad (1)$$

여기서, da 는 균열성장량, N 은 평가기간 중 발생 가능한 과도상태의 반복횟수, ΔK 는 응력확대계수 변화량, C 와 n 은 재료에 따라 결정되는 상수이다.

2.2 응력확대계수의 계산

간단한 형상에 대한 응력확대계수계산은 수학적으로 가능하나 압력용기, 배관, CANDU 압력관 및 증기발생기 세관과 같은 복잡한 구조물에 대한 응력확대계수는 Raju-Newman 수식⁽⁷⁾, ASME Sec. XI 방법⁽⁸⁾, Handbook⁽⁹⁾ 자료의 참고, 유한요소해석⁽¹⁰⁾ 수행 등이 필요하다. 본 연구에서는 내압이

작용하는 원통형 모델에 존재하는 다양한 결함의 형상에 대한 유한요소해석을 미리 수행하여 확률론적 해석시에는 해석결과를 보간하여 사용하도록 하여 신속한 계산이 가능하도록 하였다. Fig. 2에 유한요소 해석시 사용된 모델의 예를 나타내었으며, 대칭조건을 이용하여 1/4만을 모델링하였다. 반면 결과의 검증에 위한 해석모델에서는 타상용코드⁽⁵⁾ 및 수식과의 비교를 위해 Hand book의 내용 및 Raju-Newman 방법을 사용하였다.

2.3 결함안전성평가

가동기간에 따른 결함의 안전성평가를 위해서는 기간변화에 따라 균열진전을 고려하여 결함에 의한 파손여부를 결정한다. 본 연구에서는 불안정파괴평가, 소성붕괴평가 및 균열관통으로 인한 누설발생을 평가기준으로 설정하였다. 불안정파괴평가에는 응력확대계수와 파괴인성치를 이용하였으며, 결함의 소성붕괴평가에는 소성붕괴를 발생하는 한계응력과 작용응력의 비 즉 소성붕괴 안전여유를 이용하였다.

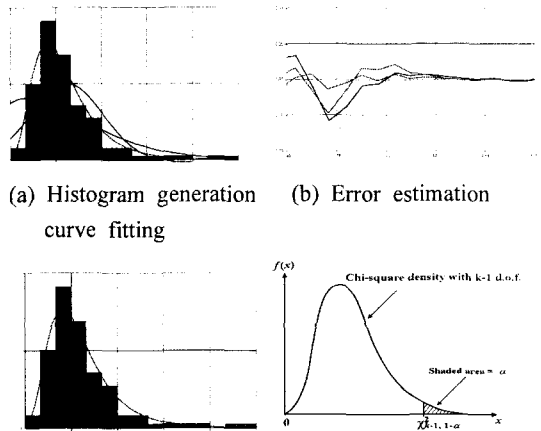
3. 파손확률 예측

원전 기기의 파손확률 예측법은 수학적인 해석법과 몬테카를로 모사법으로 분류할 수 있다. 수학적 방법은 각각의 입력변수들로 구성된 결함 확률밀도함수(joint probability density function) 또는 한계상태방정식(limit state function)을 구성하여 최적화 방법이나 수치적분으로 해를 찾는 방법으로 해석 대상이 복잡해지거나 가동기간에 따른 균열 진전, 재료물성치의 변화를 고려한 해석이 어렵다. 반면 몬테카를로 모사를 이용한 방법은 많은 반복계산이 필요하나 해석 대상의 제약이 적다. 본 절에서는 파손확률 예측에 필요한 분산을 고려한 자료 입력, 몬테카를로 모사의 절차 및 이의 종류에 대해 설명하였다.

3.1 분산을 고려한 자료의 입력

입력자료의 분산을 고려하는 방법은 여러 가지 있으나, 이중 선행연구를 통해 구축된 데이터베이스를 활용하여 얻어진 확률밀도함수(Probability Density Function, PDF)를 이용하였다⁽¹¹⁾.

PDF 유도과정의 예를 Fig. 3에 나타내었다. 그림



(a) Histogram generation (b) Error estimation curve fitting
(c) Determination of PDF (d) Goodness of fit test
Fig. 3 PDF derivation and goodness of fit test

(a)와 같이 구간에 따른 확률변수의 빈도를 히스토그램으로 표시한 후 이를 복수개의 확률밀도함수로 곡선적합하였다. (b)에서는 각각의 곡선적합에 대한 오차계산 및 이를 통한 최적의 확률밀도함수(c)를 결정하였다. (d)에서는 Chi-Square⁽¹²⁾ 시험을 통한 확률밀도함수의 유효성 검증을 나타내었다. 이러한 과정을 통해 확률밀도함수가 얻어지면 평균, 분산과 같은 대표값을 이용하여 데이터의 불확실성을 고려할 수 있다. 반면 입력자료의 경향이 뚜렷하지 않아 확률밀도함수의 유도가 어려운 경우 실제 측정자료를 직접 평가에 이용할 수도 있다.

3.2 몬테카를로 모사를 통한 파손확률예측 기법

몬테카를로 모사법은 반복적인 확률변수의 추출기법을 이용하여 주어진 조건을 만족하는 비율을 구하는 기법으로 수학, 통계, 공학 등 다른 분야에 널리 사용되고 있다. 확률변수 추출기법에 따라 다양하게 분류되며 본 연구에서는 일반 몬테카를로 모사(crude Monte Carlo simulation, MC)법과 층별 몬테카를로 모사(Stratified Sampling Monte Carlo simulation, SSMC)법^(4,5)을 각각 사용하여 파손확률의 결과를 비교하였다. 본 연구에 사용된 파손확률예측 절차의 예를 Fig. 4에 나타내었다. 몬테카를로 모사에 요구되는 많은 반복계산의 효율적인 수행을 위해 본 연구에서는 FPES(Failure Probability Estimation System)로 명명된 내부 개발코드를 작성하여 파손확률을 예측하였다.

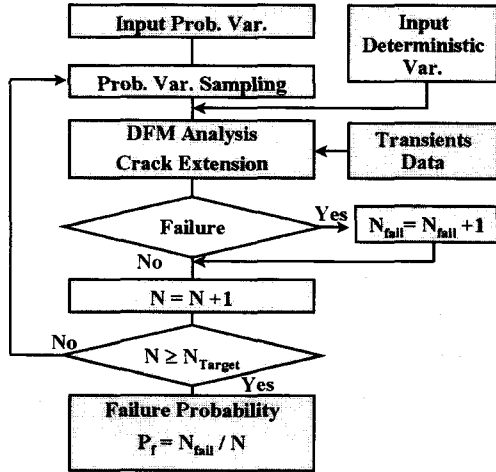


Fig. 4 Flow chart for the PFM analysis

3.3 상용코드와 비교를 위한 간략화 된 해석

몬테카를로 모사의 신뢰성 검증 및 개발된 내부 개발 코드의 검증을 위해 해외의 도출이 가능한 간략화된 모델 및 LLNL에서 1981년 개발되어 지속적으로 수정중인 PRAISE 코드⁽⁴⁾를 이용하여 결과를 비교하였다.

3.3.1 몬테카를로 모들의 검증을 위한 해석

내압이 작용하는 배관에 축방향 표면결함이 존재하는 경우의 소성붕괴확률을 수치적분법으로 계산하여 몬테카를로 모사결과와 비교하였다. 해석에 사용된 주요 입력조건은 다음과 같다.

- 결함의 깊이비(a/t) : Log-Normal 분포, 평균 0.049, 표준편차 0.244
- 결함의 형상비(a/c) : 0.2
- 관의 두께(t) : 4.1 mm
- 관의 내부반지름(R_i) : 53 mm
- 작용 압력(P_i) : 11.9 MPa
- 유동응력(σ_{flow}) : 626.4 MPa

파손기준은 원주방향 작용응력(σ_h)이 소성붕괴응력(σ_h')을 초과하는 경우로 가정하였으며, 수학적 검증을 위해 균열진전은 고려하지 않았다. 소성붕괴 응력계산에는 식(2), (3)을, 수치적분에는 식(4)를 사용하였다.

$$\sigma_h = \sigma_f \left(\frac{1 - a_f / t}{1 - a_f / t M} \right) \quad (2)$$

여기서, a 는 결함의 깊이, M 은 보정계수로 다음과 같이 계산된다.

$$M = \sqrt{1 + 1.255 \left(\frac{c^2}{r_{mt}^2} - 0.0135 \frac{c^4}{(r_{mt})^2} \right)} \quad (3)$$

$$g(a/t) = \sigma_h'(a/t) - \sigma_h \quad (4)$$

식(4)에 식(2), (3)을 대입하여 만족하는 a/t 값을 계산하면 0.88이 되며, 주어진 a/t 의 분포에서 a/t 가 0.88이상인 영역을 적분하면 파손확률은 6.2×10^{-3} 으로 계산된다. 반면 난수 발생 시작점 (random number seed)를 변경하면서 몬테카를로 모사를 수행하여 평균값을 계산하면 10,000개의 수행중 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 계산하였으며, 상용해석 코드인 PRAISE 코드와 입력조건을 일치시키기 위해 관용 단위계를 사용하였다. 주요 입력조건은 다음과 같다.

- 결함형상비 역수(c/a) : 지수함수분포, 평균 5.0
- 결함의 깊이비(a/t) : 지수함수분포, 평균 0.2
- 관의 두께(t) : 1 inch
- 관의 내부반지름(R_i) : 5 inch
- 작용 압력(P_i) : 1.5 ksi
- 피로균열진전 상수(C): 9.0×10^{-9}
- 피로균열진전 지수(n): 4.0
- 유동응력(σ_{flow}) : 40 ksi
- 과도상태 발생 : 연간 5회

파손기준으로는 소성붕괴 및 균열관통을 적용하였으며, 균열진전, 응력확대계수 계산, 소성붕괴 조건은 모두 PRAISE 코드에 나온 식을 기준으로 하였다. 균열진전에 대해서는 식 (1)을 이용하였으며, 소성붕괴 조건 적용을 위한 식은 식(5)~(7)에 나타내었다.

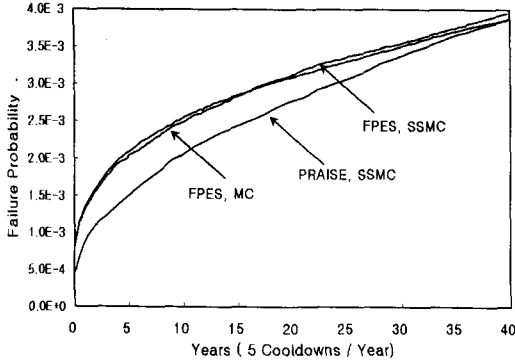


Fig. 5 Comparison of failure probability

$$A_c \geq \left(1 - \frac{\sigma_h}{\sigma_{flow}}\right) \times A_p \quad (5)$$

여기서, A_c 와 A_p 는 각각 균열과 배관의 면적으로 다음과 같이 계산된다.

$$A_c = a \times c \times \left(2 + \frac{a}{R_i}\right) \quad (6)$$

$$A_p = \pi \times t \times (2R_i + t) \quad (7)$$

여기서, c 는 결함 반길이(half crack length)이다.

Fig. 5는 해석결과를 나타낸 것으로 몬테카를로 해석을 "FPES, MC"로, 층별 몬테카를로 해석을 "FPES, SSMC"로, PRAISE 코드 해석 결과를 "PRAISE, SSMC"로 표기하였다. 내부 개발코드 (FPES)에서는 일반 몬테카를로법과 층별몬테카를로법의 결과는 서로 일치하였으며, PRAISE 코드와는 동일한 파손확률의 차수 내에서 일치하였다.

몬테카를로 모사 횟수를 10^4 에서 10^6 까지 증가시켜 수렴하는 값을 이용하였으며, 10^5 에서 파손확률이 수렴하였다. 또한 난수발생 시작점(random number seed)의 영향을 고려하여 5회의 반복 수행을 독립적으로 수행하여 평균값을 사용하여 그 결과를 그림에 나타내었다. SSMC법의 적용시 표본 추출영역은 결함의 형상비(a/c)와 결함의 깊이비(a/t)에 대해 각각 10개의 구간으로 분할하여 표본을 추출하였으며, 각 영역별 1000회의 반복 계산을 수행하였다. 해석 결과 파손확률은 FPES가 보다 보수적으로 계산되었으며, 차이의 원인은 시뮬레이션 수행시 난수 발생 및 발생된 난수

의 경계조건 처리에 따른 값이며, 해석 결과는 동일한 차수에서 서로 일치하여 신뢰성이 있다고 생각된다.

3.4 CANDU 압력관의 파손확률예측

평가모듈에 대한 검증을 바탕으로 실 구조물인 CANDU 압력관에 대하여 파손확률을 예측하였다. CANDU 압력관은 호기당 380개가 존재하며, 정기 검사시 10개미만의 압력관에 대한 표본검사를 수행하고 있다. 또한 건전성평가를 위한 재료 시험결과 측정값이 매우 큰 편차를 보여 확률론적 해석이 요구된다.

평가 대상으로는 압력관의 내부에 존재하는 축방향 표면 균열로서 작용하중은 내압을 설정하였으며, 과도상태는 균열진전에 가장 큰 영향을 미치는 cooldown과도상태를 선정하여 해석하였다. 해석에 사용된 확률변수와 입력자료를 Table 1과 Table 2에 나타내었다.

Table 1에서 축방향 균열진전속도(V_a) 및 반경방향 균열진전속도(V_c)는 동일압력관에 대한 해석이므로 서로 100%의 상관관계를 갖도록 해석하였다. 국내 원전의 경우 cooldown 과도상태는 연간 1회 미만으로 발생하나 본 해석에서는 보수적인 해석을 위해 연간 5회의 cooldown이 발생하는 것으로 가정하여 총 200회의 cooldown이 발생하

Table 1 Details of probabilistic variables

Probabilistic Variables	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} ($MPa\sqrt{m}$)	Log-Normal	67.00	12.00
V_a ($\times 10^{-4}$) (m/s)	Log-Normal	1.6677	0.5629
V_c ($\times 10^{-4}$) (m/s)	Log-Normal	0.8755	0.4675

Table 2 Details of deterministic input data

Deterministic Variables	Value
Wall Thickness [mm]	4.2
Inner Radius [mm]	52.0
Initial Hydrogen[ppm]	8.5
Deuterium Uptake rate [ppm/year]	1.2
Flow Stress [MPa]	620.1
Inner Pressure [MPa]	10.4

는 시점까지 해석하였다.

파손기준으로는 2절에서 언급한 다음의 3가지를 설정하였으며, 3가지 조건을 동시에 고려한 경우와 식(8)과 (10)만을 고려한 경우에 대해 각각 해석하였다.

$$K_I \geq K_{Ic} \quad (8)$$

$$\sigma_h \geq \sigma_h \quad (9)$$

$$a \geq t \quad (10)$$

가동기간의 영향을 고려하기 위해 가동기간에 따라 중수소 흡수량을 일정하게 증가시켜 가면서 해석하였으며, 이에 따라 균열전진량의 변화도 함께 고려하였다. 몬테카를로 모사는 난수발생 시점에 따라 각각 5회의 독립적인 수행을 하여 평균값을 사용하였으며, 모사 수행횟수를 $10^4 \sim 10^7$ 까지 변화 시켜가면서 수행하여 얻어진 결과를 Fig. 6에 수록하였다. 해석결과 10^6 이상의 반복 수행에서 파손확률이 수렴하였으며, 수행횟수가 낮은 경우 초기의 파손확률이 급격하게 변화하였다. 또한 파손조건에 대한 해석결과를 Fig. 7에 나타내었다. 불안정파괴 및 소성붕괴 조건을 동시에 적용한 경우의 파손확률이 불안정파괴 조건만을 적용한 경우보다 높게 나타났다.

4. 결론

본 연구에서는 원전주요기기의 확률론적 평가 기법에 관한 연구를 수행하였으며, 다음과 같은 결론을 얻었다.

- (1) 평가의 주요 변수에 대한 분석을 통하여 확률밀도함수를 도출하였다.
- (2) 몬테카를로 모사 및 층별 몬테카를로 모사 모듈을 구성하였으며, 사례연구를 통하여 구성된 모듈을 검증하였다.
- (3) 원전배관 및 CANDU 압력관에 대한 파손 확률을 예측하였다.

참고문헌

- (1) USNRC, 1975, "Reactor Safety Study : An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants," WASH-1400, NUREG-75/014.
- (2) CSA, 1994, "Periodic Inspection of CANDU Nuclear Power Plant Components," CAN/CSA-N285.
- (3) ASME, 1998, "Rules for In Service Inspection of Nuclear

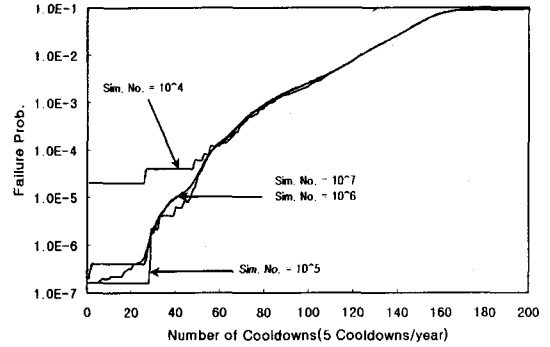


Fig. 6 Failure probability as a function of simulation number

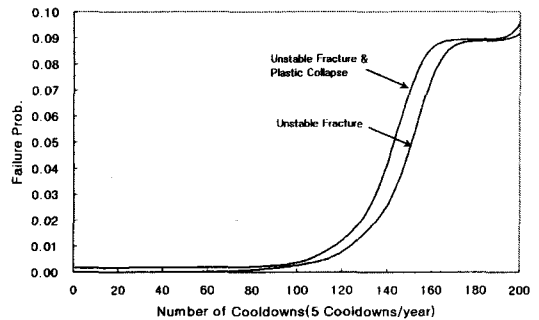


Fig. 7 Failure probability as a function of time

Plant Components," ASME Boiler and Pressure Vessel Code Sec. XI, Appendix A.

- (4) R.Y. Rubinstein, 1981, "Simulation and Monte Carlo Method", John Wiley & Sons.
- (5) D.O. Harris, D. D. Dedhia, and S.C. Lu, 1992, "PRAISE : A Probabilistic Fracture Mechanics Computer Code for Piping Reliability Analysis", NUREG/CR-5864.
- (6) P.C. Paris and F. Erdogan, 1963, "A critical analysis of crack propagation laws", J. of Basic Eng., Trans. of ASME, Vol. D85.
- (7) Newman, J. C. and Raju, I. S., 1980, "Stress Intensity Factors for Internal surface cracks in Cylindrical Pressure Vessels," Transaction of the ASME Vol. 102.
- (8) ASME, 1992, "ASME Boiler and Pressure Vessel Code," Section XI, Appendix A-1000.
- (9) Zahoor, A., 1989, "Ductile Fracture Hand -book, Vol. I, II, III," EPRI Report NP-6301-D, Electric Power Research Institute.
- (10) 이진석, 김영진, 석창성, 박윤원, 1995, "CANDU 압력관의 건전성평가를 위한 결함해석," 대한기계학회 논문집, 제 19권, 제3호, pp. 731-740.
- (11) 박상록, 이준성, 김영진, 박윤원, 2000, CANDU 압력관에 대한 건전성평가 시스템 개발 : 예리한결함 및 둔한 노치에의 적용," 대한기계학회논문집 A권, 제 24호, pp. 206~214.
- (12) A.M. Law, W.D. Kelton, 1991, "Simulation Modeling and Analysis", 2nd Edition.