

## 가동중 중수로 압력관의 외경과 두께 변화를 고려한 결함의 파손확률 예측

곽상록\* · 이준성† · 김영진\*\* · 박윤원\*\*\*  
(2002년 2월 25일 접수, 2002년 9월 16일 심사완료)

### Failure Probability Estimation of Flaw in CANDU Pressure Tube Considering the Dimensional Change

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

The pressure tube is a major component of the CANDU reactor, which supports nuclear fuel bundle and heavy water coolant. Pressure tubes are installed horizontally inside the reactor and only selected samples are periodically examined during in-service inspection. In this respect, a probabilistic safety assessment method is more appropriate for the assessment of overall pressure tube safety. The failure behavior of CANDU pressure tubes, however, is governed by delayed hydride cracking which is the major difference from pipings and reactor pressure vessels. Since the delayed hydride cracking has more widely distributed governing parameters, it is impossible to apply a general PFM methodology directly. In this paper, a PFM methodology for the safety assessment of CANDU pressure tubes is introduced by applying Monte Carlo simulation in determining failure probability. Initial hydrogen concentration, flaw shape and depth, axial and radial crack growth rate and fracture toughness were considered as probabilistic variables. Parametric study has been done under the base of pressure tube dimension and hydride precipitation temperature in calculating failure probability. Unstable fracture and plastic collapse are used for the failure assessment. The estimated failure probability showed about three-order difference with changing dimensions of pressure tube.

#### 1. 서론

국내에는 1983년 이후 4기의 중수형 원자로가 가동중이다. 중수형 원자로에는 핵연료로 사용되는 천연우라늄다발을 지지하기 위해 수평으로 압력

관을 설치한다. 압력관은 중성자 흡수 영향을 적게 받는 Zirconium과 Niobium의 합금으로 제작되며, 가동환경은 250℃, 10MPa 이상의 고온-고압 환경이다. 압력관은 1980년대 중수형 원자로 사고의 주요 원인이었다.<sup>(1)</sup> 압력관은 가동중 핵연료와의 마찰, 내부의 냉각수 유동에 따른 진동 및 수소화물(hydride) 등 다양한 원인으로 결함이 발생하여 성장한다. 특히, 압력관은 수소화물에 의한 결함생성 및 성장이 지배적으로 캐나다 AECL (Atomic Energy of Canada Limited)<sup>(2)</sup> 및 COG (CANDU Owners' Group)를 중심으로 결함성장에 대한 연구가 이루어지고 있다. 이러한 압력관은

\* 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

원자로의 1차계통 주요기기로 파손시 가동정지와 중수유출을 유발할 수 있어 정기적으로 가동중 검사(In-Service Inspection, ISI)를 수행하여 결합의 형상과 위치, 압력관의 형상변화 등을 측정하고 있다.<sup>(3,4)</sup> 가동중 검사와는 별도로 건전성 평가에 필요한 파괴인성치, 재질 특성, 수소농도 분석이 이루어지고 있다. 그러나 이들 측정자료는 매우 큰 분산을 포함하고 있어 평가시 사용하는 자료에 따라 평가결과가 상이하게 나타날 수 있다. 현재는 이러한 분산을 고려하기 위해 결합의 진전속도, 작용하중, 수소농도 증가량, 압력관의 형상변화와 같은 물리량에 대해서는 상한값을 사용하며, 파괴인성치, 항복강도와 같은 물리량에 대해서는 하한값을 사용하여 평가하고 있다. 상한값과 하한값을 이용한 현재의 평가는 가동중 검사에 따라 지속적으로 누적되는 많은 자료를 효율적으로 활용하지 못하는 물론 매우 보수적인 평가 결과를 도출하여 입력자료의 분산을 고려할 수 있는 확률론적 해석에 대한 연구가 필요하다.

현재 수행중인 압력관의 가동중 검사는 검사장비와 검사시간의 제약으로 전체 압력관에 대한 검사 대신 표본검사를 수행하고 있다. 국내원전의 경우 가동기간 12년간 41개 압력관에 대한 표본검사가 수행되었으며, 약 50%의 압력관에서 결합이 검출되어 검사대상에서 제외된 압력관에 존재하는 결합에 대한 안전성평가가 필요하다. 이를 위해서는 측정자료의 통계적 분석을 통한 확률론적 해석이 효율적으로 적용될 수 있으나 중수로 압력관 결합에 대한 확률론적 해석은 미흡한 실정이다.<sup>(5,6)</sup> 따라서 본 연구에서는 압력관의 건전성평가의 주요 입력변수의 분포형태와 미검출 결합의 해석을 위해 확률론적 건전성평가를 수행하였다. 해석시 압력관 평가의 특징인 수소화물 석출의 영향과 압력관의 형상변화에 대한 검토를 수행하여 결과를 정량적으로 비교하고자 하였다.

## 2. 결합의 건전성 평가

압력관 결합의 건전성 평가절차는 ASME Sec. XI<sup>(7)</sup>에 기초하고 있으며, 압력관 결합평가의 특징인 지체수소균열(Delayed Hydride Cracking, DHC) 생성 및 성장에 대해서는 AECL의 평가절차서<sup>(2)</sup>에서 세부적으로 기술되어 있다. 수명기간 동안

의 건전성평가를 위해서는 가동기간에 따른 압력관의 형상변화, 재료물성치 변화, 균열진전 특성을 고려하여야 한다. 또한 확률론적 건전성평가를 위해서는 반복적인 결정론적 해석과 파괴기준의 적용이 필요하다. 이를 위한 평가변수의 계산, 압력관의 형상변화, 결합성장량 계산의 내용을 다음에 기술하였다.

### 2.1 압력관의 형상변화

압력관의 형상은 104mm(내경)× 4.3mm(두께)× 6,400mm(길이)인 얇은 배관형태의 구조물로 국내 원전의 압력관에 대한 설치시와 가동중 검사자료를 분석한 결과 압력관의 형상은 지속적으로 변하고 있음이 확인되었다. 압력관의 형상변화는 길이방향의 증가, 내경증가 및 두께 감소가 있으며, 길이방향의 증가는 가동중 보정이 가능하다. 압력관 설치후 11년 지난 시점에서의 내경 및 두께에 대한 측정값은 Table 1에 나타난 바와 같이 뚜렷한 차이를 보이고 있다. 본 연구에서는 압력관의 내경 증가와 두께 감소가 파손확률에 미치는 영향을 정량적으로 검토하기 위해 가동중 검사자료를 분석하여 해석에 반영하였다. 현재 사용중인 결정론적 건전성평가에서는 보수성 확보

Table 1 Summary of dimensional change

Dimensions[mm]	Year of inspection	
	1983	1994
Average thickness	4.39	4.17
Maximum thickness	4.42	4.20
Minimum thickness	4.34	4.10
Average inner diameter	103.79	105.52
Maximum inner diameter	103.84	106.00
Minimum inner diameter	103.68	104.80

Table 2 Analysis case for dimensional change

	Initial dim. [mm]		End of life dim. [mm]		Dim. change rate [mm/yr]	
	Di	t	Di	t	D	t
Case 1			104.0	4.30	0.0	0.0
Case 2	104.0	4.30	110.4	3.50	0.16	0.02
Case 3			112.8	3.10	0.22	0.03
Case 4	112.8	3.10	112.8	3.10	0.0	0.0

를 위해서 최대의 형상변화를 보이는 압력관의 자료를 사용하여 평가하고 있으며, 본 연구에서는 가동중 검사결과 분석을 토대로 1) 압력관의 형상변화가 없는 경우, 2) 가동중 검사 결과의 평균값으로 형상이 변화한다 가정할 경우, 3) 최대 형상변화율을 가정한 경우, 4) 수명말기의 형상이 가동초기부터 유지되는 경우에 대해 각각 해석하였다. 해석에 사용된 압력관의 형상을 Table 2에 수록하였다.

2.2 결함의 발생 및 성장

압력관에는 제작시에 포함된 결함 외에 가동중 발생하는 결함이 있다. 여기에는 냉각수에 포함된 입자의 유동으로 인한 결함(debris damage), 핵연료 인출시의 파찰로 인한 결함(fuel fretting) 등이 있다. 가동중 검사를 통하여 결함이 검출되면 ASME Section XI<sup>(7)</sup>의 IWA-3000 및 IWA-3300의 절차에 따라 하나의 반타원 표면 결함으로 형상을 이상화한다. 발생한 결함은 응력집중, 반복적으로 발생하는 과도상태(transient)에 의한 피로하중, 수소화물 생성에 의하여 균열이 성장한다. 수소화물에 의한 균열성장속도는 피로균열성장 속도의 수에서 수십배로 급격하게 진전하며, 압력관 파손사고의 주요 원인으로 선행 연구<sup>(1,8)</sup>를 통하여 수소화물 및 피로하중에 의한 성장량을 성장적으로 예측한 바 있다. 본 연구에서는 기존 연구결과를 바탕으로 균열진전속도를 확률변수로 가정하여 해석하였다. AECL에서 측정된 온도에 따른 축방향 균열진전속도를 Fig. 1<sup>(2)</sup>에 수록하였다. 균열진전속도의 평균값을 식 (1)에, 95% 상한값을 식 (2)에 나타내었다. 여기서, R은 기체상수, T는 절대온도이며, 속도의 단위는 m/s 이다.

$$V_{mean} = \begin{cases} 5.3 \times 10^{-2} \exp(-56,120/RT) & (radial) \\ 2.4 \times 10^{-3} \exp(-41,445/RT) & (axial) \end{cases} \quad (1)$$

$$V_{95\%up} = \begin{cases} 13.9 \times 10^{-2} \exp(-56,120/RT) & (radial) \\ 5.2 \times 10^{-3} \exp(-41,445/RT) & (axial) \end{cases} \quad (2)$$

결정론적 해석시 95% 상한값(upper bound)을 사용하나 확률론적 해석에서는 평균값이 하한값에 보다 근접한 값을 보이는 점에 착안하여 대수정규분포로 가정하여 해석하였다. 대수정규분포의 표준편차는 95% 상한값, 하한값으로부터 유도하였다. 수소화물에 의한 균열성장량은 균열진전속도를 시간에 대해 적분하여 계산한다. 균열성장 구간은 수소화물의 석출농도로 결정되며 수소화물의 석출과 용해는 온도에 의해 결정된다. 수소화물의 용해도는 식 (3)과 같으며, 단위는 ppm이다. 용해도의 최대값을 최종용도라 하며, 가열시 수소화물이 용해되는 농도인 TSSD(Terminal Solid Solubility for hydride Dissolving)와 냉각시의 용해도인 TSSP(Terminal Solid Solubility for hydride Precipitation)로 구분된다. 식 (3)을 이용하여 작성한 온도에 따른 용해도 곡선은 Fig. 2와 같으며 단위는 ppm 이다.

$$TSS = \begin{cases} 8.19 \times 10^4 \exp(-34,500/RT) & (TSSD) \\ 4.11 \times 10^4 \exp(-28,000/RT) & (TSSP) \end{cases} \quad (3)$$

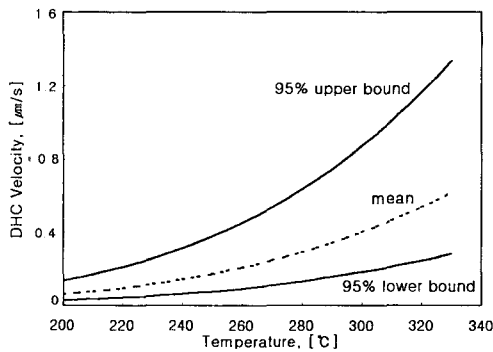


Fig. 1 Distribution of DHC extension velocity<sup>(2)</sup>

지체수소균열은 가열시보다는 냉각시 발생하며, 석출온도 보다 15~20℃ 낮은 온도에서 지체(delay)하여 발생된다.<sup>(2)</sup> 원자로 운전절차는 수소화물 성장을 고려하여 작성되었으나, 결정론적 건전성평가에서는 보수적인 TSSD 기준을 사용하고 있다. 따라서, 결정론적 해석과 확률론적 해석의 결과비교를 위해 본 연구에서는 TSSP 기준과 TSSD 기준을 각각 적용하여 파손확률을 비교하였다.

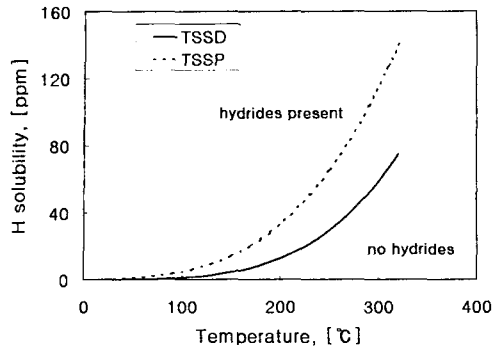


Fig. 2 Relationship of terminal solid solubility for dissolving and precipitation

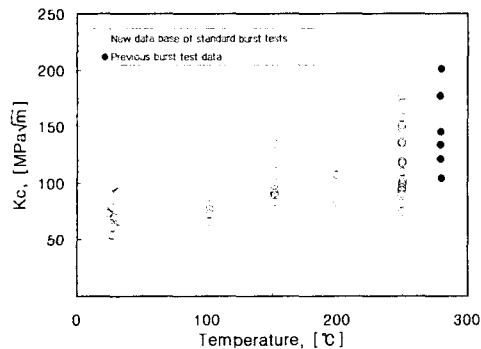


Fig. 3 Fracture toughness distribution of pressure tube material for various temperature<sup>(2)</sup>

### 2.3 결함의 건전성평가

현재 수행중인 압력관의 건전성평가는 결정론적 평가에 근거하고 있으며, 평가시 응력확대계수와 파괴인성치를 이용한 불안정파괴(unstable fracture) 평가, 작용응력과 소성붕괴응력을 이용한 소성붕괴(plastic collapse) 평가, 파단전누설(Leak Before Break, LBB) 평가를 수행하고 있다. 결정론적 해석시 수명은 평가변수의 안전여유를 이용하여 결정한다. 원자로 압력용기나 원자력배관의 확률론적 해석에서는 최대 허용파손확률(maximum allowable failure probability)과 구조물의 파손확률을 비교하여 수명을 결정한다. 원자로 압력용기의 경우 가압열충격(Pressurized Thermal Shock, PTS) 사고시 허용파손확률을  $5 \times 10^{-6}$  으로 규정하고 있다. 압력관의 경우는 1차계통 주요기기로 원자로 압력용기와 같이 중요하나 외부의 칼란드리아관과 핵연료 채널 전체를 둘러싸고 있는 원자로(calandria)가 있어 이보다는 작을 것으로 예상되나 압력관의 허용파손확률에 대한 연구

가 진행된 바 없다. 따라서 본 연구에서는 결과 비교를 위해  $10^{-5}$ 의 파손확률에 도달하는 시점을 이용하였다.

#### 2.3.1 불안정파괴평가

결정론적 해석에서 사용되는 파괴인성치는 중성자조사를 받은 재료의 하한값에서 유도된 식<sup>(2)</sup>을 사용한다. 그러나 AECL에서 수행한 파괴인성치 실험결과는 Fig. 3과 같이 온도에 따라 대수정규분포, Weibull 분포 등으로 나타낼 수 있으며, 온도에 따라 상이한 평균과 표준편차를 갖는다. 확률론적 해석을 위해서는 주어진 임의 온도에서의 파괴인성치의 분포가 필요하나 실제 실험은 특정 온도에 대해 수행되어 파괴인성치의 확률분포에 대한 보간이 필요하다. 확률분포의 보간시에는 평균과 표준편차의 비율이 일정하다는 가정, 즉 평균과 분산의 비율인 변동계수(coefficient of variation)가 동일하다는 가정을 사용하였다. 해석에 사용된 평균값은 주요 온도에 대하여 구한 평균값을 선형으로 곡선적합하여 얻어진 식 (4)를 사용하였으며, 단위는  $MPa\sqrt{m}$  이다.

$$K_{IC, mean} = 61.26 + 0.215T \quad (4)$$

응력확대계수의 계산은 선행연구를 통해서 얻어진 3차원 유한요소 해석결과<sup>(1)</sup>를 사용하였다.

#### 2.3.2 소성붕괴평가

소성붕괴평가를 위해서는 작용응력과 소성붕괴응력의 계산이 필요하다. 소성붕괴응력(plastic collapse stress)은 결함부의 잔여 리가먼트의 하중지지능력을 기준으로 하는 Kiefner식<sup>(9)</sup>을 사용하여 파손확률을 예측하였다. Kiefner식은 국부영역의 파손(local collapse)에 근거한 수식으로 결함의 깊이가 관두께의 80%를 초과하면 압력관의 파손을 보수적으로 예측하는 결과를 도출하나, 압력관의 확률론적 해석을 위한 파손기준에 대한 연구가 없는 현 시점에서는 결정론적 해석에서 사용되는 이 기준을 그대로 적용하였다.

#### 2.3.3 파단전누설평가

본 해석에서는 불안정파괴와 국부영역의 파손에 근거한 소성붕괴 조건을 적용하여 평가하므로 파단전누설평가를 균열관통 조건으로 대체하여

간략화된 해석을 수행하였다.

### 3. 파손확률 예측

파손확률예측 기법에는 수치적분, 신뢰도지수 (reliability index)를 이용한 방법과 몬테카를로 시뮬레이션을 이용한 방법으로 나눌 수 있다. 수치적분을 통한방법은 확률변수가 2개 이상인 경우 적용이 어려우며, 신뢰도 지수를 이용한 방법은 파손확률의 근사값을 구하는 방법으로 계산량은 적으나 가동기간 증가에 따른 재료물성치 변화나 압력관의 형상변화를 고려하기 어렵다. 본 연구에서는 결함의 형상, 균열진전 속도, 파괴인성치와 같은 많은 확률변수를 고려하여 가동기간 증가에 따른 파손확률을 예측하여야 하므로 몬테카를로 시뮬레이션(Monte Carlo simulation)<sup>(10)</sup>을 이용하였다. 몬테카를로 시뮬레이션은 확률변수의 반복적인 추출을 이용하여 주어진 조건을 만족하는 비율을 구하는 기법으로 효율적인 반복계산을 위해서는 코드개발이 필요하다. 현재 사용중인 PFM 코드는 모두 원자력 배관과 원자로 압력용기의 평가를 위한 코드로 압력관을 평가할 수 있는 코드는 없는 실정이다. 본 연구에서는 압력관 평가를 위한 내부코드를 개발하였으며, 선행 연구<sup>(8)</sup>에서 수치적분과 배관의 PFM해석 상용코드인 PRAISE 코드<sup>(11)</sup>를 이용하여 검증한 바 있다. 파손확률 예측에 필요한 내용을 다음에 기술하였다.

#### 3.1 분산을 고려한 자료 입력

건전성평가에 필요한 입력자료 중 큰 분산은 포함하고 있는 변수를 확률변수로 가정하여 각 변수들의 분포특성과 입력범위를 설정하여 입력자료로 활용하였다. 입력자료는 가동중 검사결과, 실험자료, 평가절차서<sup>(2)</sup>에 제시된 자료를 활용하여 유도하였다. 유도된 확률변수의 세부내용을 Table 3과 Table 4에 나타내었다. Table 3과 Table 4에서  $a/c$ 는 결함의 초기 형상비,  $a/t$ 는 결함의 초기 깊이비,  $K_{IC, 27°C}$ 는 27°C 온도에 대한 파괴인성치이다.  $V_r$ 은 식 (1)과 (2)에 나타난 균열진전속도의 반경방향 성분의 계수이며,  $V_a$ 는 축방향 성분의 계수이다. 반경방향 및 축방향 균열진전속도는 압력관의 동일결함에 대한 해석으로 서로 100%의 상관관계를 갖도록 확률론적 평가를 수

Table 3 Details of probabilistic input data

Probabilistic variable	PDF type	Mean	S.T.D.
Aspect ratio ( $a/c$ )	Weibull	1.14	1.02
Depth ratio ( $a/t$ )	Log-normal	0.06	0.08
$K_{IC, 27°C}$ [ $MPa\sqrt{m}$ ]	Log-normal	67.00	12.00
$V_r (\times 10^{-2})$ [m/s]	Log-normal	5.30	0.58
$V_c (\times 10^{-3})$ [m/s]	Log-normal	2.40	0.47
Initial hydrogen [ppm]	Nomal	8.30	2.65

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
$K_{IC, 27°C}$ [ $MPa\sqrt{m}$ ]	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
Initial hydrogen [ppm]	5.0	15.5

행하였다. 또한 건전성평가에는 필요하나 위에서 언급되지 않은 자료는 중수소 흡수량으로 연간 1.2ppm/year씩 선형적으로 증가한다고 가정하여 해석을 수행하였다.

#### 3.2 파손확률예측

분산을 고려한 자료입력으로부터 유도된 확률 밀도함수와 몬테카를로 시뮬레이션, 압력관의 파손조건을 적용하여 파손확률을 예측하였다. 파손확률 예측시 고려된 과도상태는 결함성장에 가장 큰 영향을 미치는 cooldown 과도상태를 사용하였다. Cooldown 과도상태는 실제 연간 2회 이하로 발생하나 설계문서에는 연간 8회나 9회로 명시되어 있다. 본 연구에서는 과도상태의 발생횟수를 연간 5회의 가혹한 조건으로 가정하여 해석하였으며 해석에 사용된 과도상태 곡선을 Fig. 4에 나타내었다. 몬테카를로 시뮬레이션 적용시 파괴역학 평가절차 및 파손기준 외에 파손확률에 영향을 미치는 인자로는 표본추출시 사용되는 난수의 시작점 및 수행횟수가 있다. 이를 고려하기 위해 본 연구에서는 난수발생 시작점의 위치에 따라 5회의 독립적인 해석을 수행하여 결과의 평균값을 사용하였으며, 몬테카를로 시뮬레이션 시행횟수

를 증가시키면서 해석을 수행하여 수렴하는 값인  $5 \times 10^6$ 회의 반복계산 결과를 사용하였다.

3.3 파손확률예측 결과

형상 변화에 따른 파손확률의 해석결과, 설계 수명 30년 동안에는 모두  $10^{-7}$  미만의 파손확률을 나타내었다. 압력관의 형상변화에 대한 영향을 비교하고자 설계수명 이후 10년까지의 파손확률에 대해 추가적인 해석을 수행한 결과를 Fig. 5에 나타내었다. 그림에 나타난 바와 같이 형상변화를 고려하지 않은 해석(Case 1)과 평균변화율을 사용한 해석(Case 2)의 경우는  $10^{-6}$ 에 도달하는 수명은 40년 이상으로 계산되었다. 최대형상변화율을 사용한 해석(Case 3)과 수명말기의 형상을 사용한 해석(Case 4)은 각각 35년과 37년의 수명이 얻어졌다. 이 값은 파단전누설 해석이 포함되지 않은 값으로 엄밀한 의미에서는 누설확률이나 누설된 압력관은 가동정지와 압력관 교체가 필요하므로 본 해석에서는 파손확률이라 언급하였다. 또한 본 해석은 연간 5회의 과도한 cooldown에 대한 해석으로 실제의 운전조건을 사용할 경우 파손확률은 더 감소하리라 예상된다.

압력관의 형상변화 외에 현재 사용중인 평가기준의 보수성을 검토하고자 수소화물 석출온도에 따른 파손확률을 비교하였다. 수소화물은 온도에 따른 용해도 보다  $15\sim 20^\circ\text{C}$  지체하여 발생하며, 전 절에서 설명한 바와 같이 용해도의 기준은 TSSD와 TSSP가 있다. 압력관의 최대형상변화를 가정할 경우 수소화물 발생의 지체온도에 대한 파손확률 변화선도를 Fig. 6에 나타내었다. 수소화물이 지체되지 않고 바로 발생하는 경우 설계 수명동안 허용파손확률을 만족하지 못하나, 수소화물 발생의 지체를 고려한 경우는 모두 허용파손확률을 만족하였다. 또한 현재 사용중인 결정론적해석의 기준인 TSSD와 실제 수소화물이 석출되는 TSSP의 기준에 대한 결과비교를 Fig. 7에 나타내었다. Fig. 7에서 TSSD 기준을 적용하면 수소화물 석출온도가 높아 균열진전 구간이 증가하여 수명기간동안 허용파손확률을 초과하여 매우 보수적으로 평가된다. 결과를 나타내는 선도는 불안정파괴, 소성붕괴 및 누설을 모두 포함하여 나타내었다. 결정론적 해석시 주된 파손원인은 불안정파괴이다. 그러나 확률론적 해석에서는 파괴인성치의 평균값을 사용하고 안전여유를 고

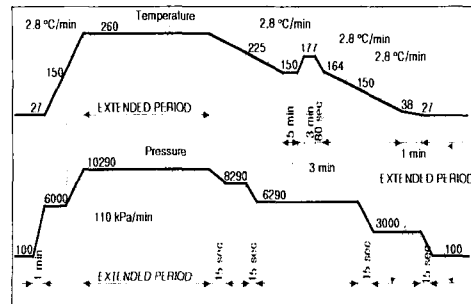


Fig. 4 Temperature-Pressure change in cooldown

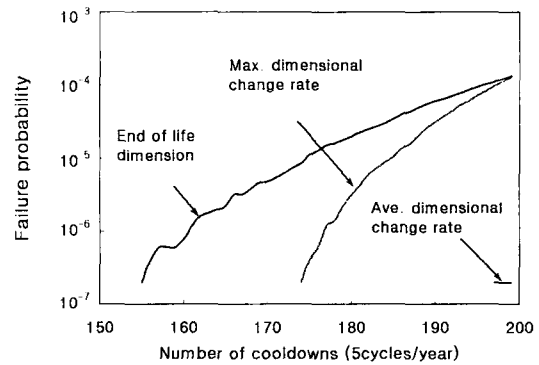


Fig. 5 Comparison of failure probability change as dimensional change rate

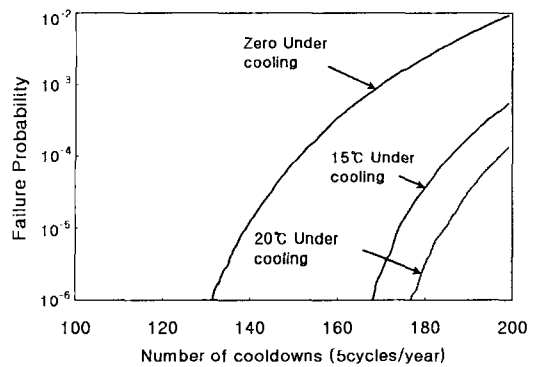


Fig. 6 Failure probability change as hydride precipitation temperature change

려하지 않기 때문에 전체 파손중 불안정파괴가 발생한 비율은 매우 낮다. 이는 표면균열의 응력 확대계수가 파괴인성치를 초과하지 않는 경우로 표면균열에 대해서는 파단전누설이 발생함을 의미한다. 또한 본 연구에서는 국부영역의 파손기준을 사용하였기 때문에 소성붕괴가 지배적인 파

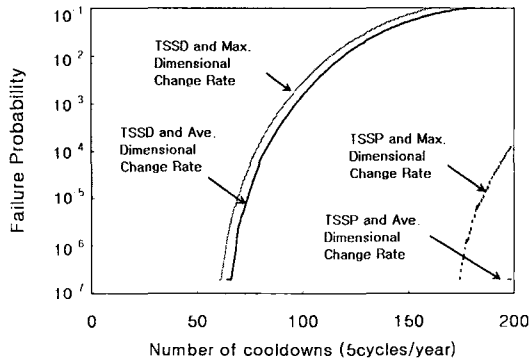


Fig. 7 Failure probability change with hydride precipitate temperature definition

순기준으로 작용한다.

본 연구결과는 표면균열에 대한 해석으로 누설 압력관의 파손확률을 계산하기 위해서는 파단시 원자로 냉각절차에 따른 파손여부를 추가로 계산하여야 한다. 이를 위해서는 압력관의 관통균열의 파손에 대한 추가적인 연구가 필요하다.

#### 4. 결 론

본 논문에서는 국내 원전의 가동중 검사자료를 분석하여 파손확률 예측의 입력자료로 활용하였다. 특히, 중수로 압력관의 형상변화를 고려하여 결함의 파손확률을 예측하기 위한 연구로 다음과 같은 결론을 얻었다.

- (1) 몬테카를로 해석기법을 적용시켜 가동기간 증가에 따른 파손확률을 예측하였다.
- (2) 결정론적 해석과 확률론적 해석의 기준을 비교하여 보수성을 정량적으로 검토하였다.
- (3) 형상변화를 고려하여 설계수명 30년과 수명 이후 10년간의 파손확률을 예측하였다.

#### 후 기

본 논문은 한국원자력안전기술원과 한국과학재단 산하 성균관대학교 산업설비 안전성평가 연구센터의 연구비 지원으로 이루어진 것으로서, 이에 관계자 여러분께 감사드립니다.

#### 참고문헌

- (1) Sang-Log Kwak, Joon-Seong Lee, Young-Jin Kim and Youn-Won Park, 2000, "Development of CANDU Pressure Tube Integrity Evaluation System : Its Application to Sharp Flaw and Blunt Notch," *Transactions of the KSME, A*, Vol. 24, No. 1, pp. 206~214.
- (2) AECL, 1996, "Fitness-for-Service Guide lines for Zirconium Alloy Pressure Tubes in Operating CANDU Reactors," COG-91-66.
- (3) CSA, 1994, "Periodic Inspection of CANDU Nuclear Power Plant Components," CAN/CSA-N285.4.
- (4) KINS, 1992, "In-Service Inspection report : Fuel Channel Pressure Tube," KINS/AR-152.
- (5) Walker, J.R., 1990, "A Probabilistic Approach to Leak Before Break in CANDU Pressure Tubes," *The International Journal of Pressure Vessels and Piping*, Vol. 43, pp. 229~239.
- (6) Leemans, D.V, Leger, M., 1993, "Probabilistic Techniques for the Assessment of Pressure Tube Hydride Blistering in CANDU Reactor Cores," *The International Journal of Pressure Vessels and Piping*, Vol. 56, pp. 37~51.
- (7) ASME Code, 1995, "Section XI : Rules for Testing and Inspection of Components of Light-Water Cooled Plants".
- (8) Joon-Seong Lee, Sang-Log Kwak and Young-Jin Kim, 2001, "Application of Probabilistic Fracture Mechanics Technique Using Monte Carlo Simulation," *Transactions of the KSPE*, Vol. 18, No. 10, pp. 154~160.
- (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) Rubinstein, R.Y., 1981, *Simulation and Monte Carlo Method*, John Wiley & Sons.
- (11) 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.