

피로 및 응력부식균열에 의한 원전 배관의 복합누설확률 평가

김승현*·나시물 고니*·장윤석*·†·장창희**

Complex Leakage Probability Evaluation of Nuclear Pipes by Fatigue and Stress Corrosion Cracking

Seung Hyun Kim*, Nasimul Goni*, Yoon-Suk Chang*·† and Changheui Jang**

(Received 25 August 2015, Revised 24 November 2015, Accepted 25 November 2015)

ABSTRACT

In the present study, complex leakage probabilities of nuclear pipes due to fatigue and stress corrosion cracking are evaluated by using the PINTIN(Piping INtegrity INner flaws) that is developed based on the existing PRAISE(Piping Reliability Analysis Including Seismic Events) program. With regard to the aging and crack instability, small leak and big leak probabilities are calculated for several pipes in a reactor coolant system of domestic nuclear plant. Moreover, sensitivity analysis is also performed to find out the effect of parameters for the leakage of pipes, which shows the coolant temperature is the most influencing parameter.

Key Words : Complex Leakage Probability (복합누설확률), Fatigue(피로), Probabilistic Fracture Mechanics(확률론적 파괴역학), Stress Corrosion Cracking(응력부식균열)

1. 서론

원전 설비의 건전성 평가 시 다양한 손상기구를 체계적으로 다루어야 하나, 결정론적 방법은 불확실성을 감안한 단일 안전계수 도입에 의해 지나치게 보수적인 평가로 이어질 수 있음이 지적되어 왔다. 이러한 제한사항을 보완하기 위하여 국내외에서 다수의 확률론적 건전성평가 방법론을 개발하고 있으며, 일부 기기에 대해서는 위험도 정보활용 및 성능 기반 규제 기법이 적용되고 있다⁽¹⁾.

PINTIN(Piping INtegrity INner flaws) 프로그램⁽²⁾은 원전 배관에 대한 확률론적 건전성평가를 위해 기존의 PRAISE(Piping Reliability Analysis Including

Seismic Events) 프로그램⁽³⁾을 기초로 하여 개발되었으며, 사용자의 이용성과 적용 재료의 다양성을 높인 강점이 있다. 본 논문에서는 PINTIN을 국내 원자로냉각재계통 배관에 적용하여 경년열화기구 및 평가방법의 영향을 확인하였다. 배관 내 균열이 성장하여 관통균열이 발생할 때 누설률이 3gpm에 이르는 경우를 소형 누설(small leak), 10gpm에 이르는 경우를 대형 누설(big leak)로 정의한 후, 피로 및 응력부식균열(Stress Corrosion Cracking; SCC)을 동시에 고려한 복합누설확률을 계산하고, 손상에 미치는 주요 변수의 영향을 평가하였다.

2. 한계상태방정식

2.1 작용 하중 및 응력

배관에 작용하는 압력과 열팽창에 의한 구속은 응력을 유발하는데, 압력 등에 의한 1차응력은 하중제어로 취급되고 열팽창 등에 의한 2차응력은 변위제

† 회원, 경희대학교 원자력공학과

yschang@khu.ac.kr

TEL: (031)201-3323 FAX: (031)204-8114

* 경희대학교 원자력공학과

** 한국과학기술원 원자력 및 양자공학과

어로 취급된다. 배관 원주방향 용접부에서 압력(p)에 의한 축방향 응력은 다음과 같이 계산할 수 있다³⁾.

$$\sigma_p = \frac{pR_i}{2h} \quad (1)$$

여기서 R_i 와 h 는 각각 배관의 내부반경과 두께이다. 굽힘에 의한 응력은 두께와 원주방향 위치에 따라 크기가 달라지지만, 본 프로그램에서는 배관 내벽에서의 최대응력이 균일하게 축방향으로 작용되는 것으로 가정하였다.

한편 배관의 반경방향 온도 차이에 의하여 열응력이 발생하게 되며, 과도현상에 의한 온도변화 데이터는 배관 내·외벽 사이 온도 차 $T(r, t)$ 의 함수로 간주되며, 해당 열응력 (σ_T)은 식 (2)로 계산될 수 있다.

$$\sigma_T(r, t) = \frac{E}{1-\nu} \frac{1}{r^2} \left[\int_{r_i}^{r_o} rT(r, t) dr \right] \quad (2)$$

여기서 r 은 배관의 평균반경, r_o 와 r_i 는 배관의 내·외반경이다. 또한 E 는 배관의 탄성계수, ν 는 푸아송 비이다.

2.2 피로균열성장

피로해석 시 운전 응력이력은 과도현상의 유형과 수명기간 동안 일어나는 횡수로 결정되며, 발생시간 간격을 정의할 수 있다. 피로에 의한 균열성장식은 다음과 같은 식 (3)으로 나타낼 수 있다.

$$\frac{da}{dN} = C \left[\frac{\Delta K}{(1-R)^{1/2}} \right]^4 \quad (3)$$

여기서 a 는 균열길이, N 은 피로하중 사이클 수이고, ΔK 는 $K_{\max} - K_{\min}$, R 은 응력비로 $R = K_{\min}/K_{\max}$ 이다. C 는 대수정규분포를 보이는 확률변수로 취급되며, 프로그램 내에서 중앙값은 9.14×10^{-12} , 표준편차는 2.2×10^{-11} 이다. ΔK_{th} 는 응력확대계수의 한계값(threshold)으로써, $\Delta K \leq \Delta K_{th}$ 이면 균열이 성장하지 않는다. 이때 균열은 부분관통 균열을 고려하게 되는데, 반타원형 표면균열을 가정하고 이를 균열깊이(a), 균열길이(b)와 배관두께(h)로 나타낸다. 본 프로그램에서 응력확대계수는 균열 표면과 최심점에서의 값을 RMS(Root Mean Square) 평균하여 사용하고 있다. 반타원형 표면균열이 배관

내벽에 존재하고 일정한 수직응력이 균열면에 작용되는 경우의 응력확대계수는 다음과 같다.

$$\bar{K}_a = \frac{\left[\begin{array}{l} 1.8781 - 0.7248\zeta^2 + 0.2432\zeta^3 + \\ (-1.9181 + 0.4252\zeta + 8.0667 - 7.4870\zeta^3)\alpha + \\ (7.7162 - 11.3209\zeta - 10.4922\zeta^2 + 15.9368\zeta^3)\alpha^2 + \\ (-6.0324 + 10.469\zeta + 2.0322\zeta^2 - 7.610\zeta^3)\alpha^3 \end{array} \right] \sigma \alpha^{1/2}}{(1-\alpha)^{1/2}} \quad (4)$$

$$\bar{K}_b = \frac{\left[\begin{array}{l} 1.3003 - 0.1046\zeta - 0.1943\zeta^2 + 0.03935\zeta^3 + \\ (-1.3745 + 0.7675\zeta - 1.3837\zeta^2 - 1.5430\zeta^3)\alpha + \\ (7.7162 - 11.3209\zeta - 10.4922\zeta^2 + 15.9368\zeta^3)\alpha^2 + \\ (-3.2410 + 5.3097\zeta + 2.0322\zeta^2 - 7.610\zeta^3)\alpha^3 \end{array} \right] \sigma \alpha^{1/2}}{(1-\alpha)^{1/2}} \quad (5)$$

여기서 \bar{K}_a 는 균열의 최심에서의 값이며, \bar{K}_b 표면에서의 값이다. 또한 a 는 a/h , ζ 는 a/b 를 의미한다.

2.3 응력부식균열성장

오스테나이트계 배관재료에서 SCC가 발생하려면 용접열로 인하여 재료의 미세조직에 영향을 주는 예민화, 부식 환경, 높은 인장 잔류응력이라는 세가지 조건이 모두 충족되어야 하며, 이는 다음 식과 같이 손상변수 D 로 나타낼 수 있다³⁾.

$$D = f_1(\text{material}) f_2(\text{environment}) f_3(\text{loading}) \quad (6)$$

일반적으로 균열이 작은 경우 성장률을 응력확대계수 등으로 나타내기 어려우며, 균열이 어느 정도 크기로 성장한 후에야 비로소 파괴변수에 바탕을 둔 성장식을 사용할 수 있다. 따라서 균열성장 해석은 파괴역학적 방법으로 해석될 수 있는 균열크기로 성장한 뒤 일정한 속도로 성장한다고 가정하였으며, SCC의 성장률(\dot{a})을 구하기 위한 손상변수(D_K)는 다음과 같이 표현될 수 있다³⁾.

$$D_K = C_1 \log[f_2] + C_{12} K \quad (7)$$

여기서 f_2 는 환경 영향을 고려한 함수이고, C_1 과 C_2 는 실험데이터를 통해 얻어지는 상수값이다.

SCC의 성장률과 손상변수의 관계는 다음과 같이 나타낼 수 있다.

$$\log(\dot{a}) = C_3 + C_4 D_K \quad (8)$$

C_3 는 C_1 과 C_2 와 마찬가지로 실험데이터를 통해 얻어지는 상수값이며, C_4 는 정규분포를 가지는 확률변수로 취급된다. 이때 D_K 값이 Table 1에 도시된 한계값보다 작으면 균열은 성장하지 않는다.

Table 1. Input data for SCC growth analysis(3)

	Material		
	304	316NG	
C_1	0.8192	0.8192	
C_2	0.0362	0.0362	
C_3	Mean	-3.1671	-4.006
	Std. Dev.	0.7260	0.5792
C_4	1.7935	1.19	
Threshold D_K	-0.85	-0.89	

2.4 초기 균열분포

초기 균열크기는 해당 배관의 수명에 큰 영향을 끼친다. 배관 내벽에 원주방향으로 발생하는 만타원형 표면균열을 고려하였다.

프로그램에서는 초기 균열의 깊이분포, 종횡비분포, 발생빈도로 정의하게 되는데, 깊이분포에 대한 확률밀도함수는 다음과 같다⁽³⁾.

$$f(a) = \frac{1}{\mu} e^{-\frac{a}{\mu}} \quad (9)$$

여기서 μ 는 균열깊이의 평균값이며, 식 (9)와 같이 정의되는 분포에서 균열깊이는 배관두께보다 더 큰 값을 가질 수도 있으므로 균열깊이의 최대값은 배관두께로 한정해야 한다.

균열의 종횡비분포는 균열의 깊이와 관계가 없다고 가정되나, $b > a$ 인 경우는 배제된다. 이 경우는 다음과 같은 지수분포의 확률밀도함수를 고려하였다.

$$p(\beta) = \begin{cases} 0 & \text{when } \beta < 1 \\ \lambda e^{-\lambda(\beta-1)} & \text{when } \beta > 1 \end{cases} \quad (10)$$

여기서 $\beta = b/a$ 이고, $\lambda = 1/\mu$ 로 정의되는 형상계수(shape parameter)이다.

균열의 발생빈도는 용접체적의 지배를 받는 것으로 가정하였다. 단위체적당 균열이 존재할 확률을 P_V^* 로 나타낸다면, 체적 V 에 존재하는 균열의 수는 푸아송분포를 따른다. 따라서 체적 V 내부에 N 개의 균열 발생빈도는 다음과 같이 표현된다⁽³⁾.

$$P(N) = (VP_V^*)^N \frac{e^{-VP_V^*}}{N!} \quad (11)$$

2.5 몬테카를로 시뮬레이션

원전 배관의 누설확률을 예측하기 위하여 Fig. 1에 도시한 몬테카를로 시뮬레이션 기법을 채택하였다.

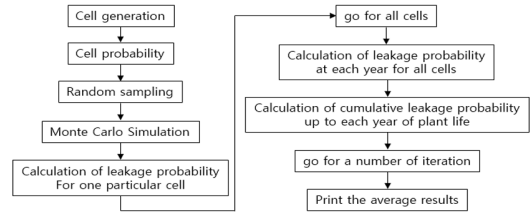


Fig. 1 Flow chart of Monte Carlo simulation for PINTIN

먼저 초기의 균열크기 또는 성장 중인 균열크기를 a/h , a/b 좌표로 표본공간에 정의하고, 이를 적정 수의 셀로 분할한다. 다음 단계로 층화추출법(stratified sampling scheme)을 사용하여 균열크기를 결정하게 되며, 균열이 해당 셀에 있을 확률(P_m)을 계산하게 된다. 마지막으로 복합누설확률($P(t)$) 계산에 사용된 기본적인 식은 다음과 같다⁽³⁾.

$$P(t_F \leq t) = \sum_{m=1}^M \frac{N_F(t)}{N_m} P_m \quad (12)$$

여기서 N 은 전체 시뮬레이션 수, $N_F(t)$ 는 시간 t 또는 그 이전에 파손이 발생된 시뮬레이션 수이다. 또한 $P(t_F \leq t)$ 는 시간 t 혹은 그 이전에 누설될 확률을 뜻하며, N_m 은 m 번째 셀의 표본수이다.

3. 배관 확률론적 평가

3.1 기본 입력조건

국내 참조 발전소 데이터를 입력조건으로 하여 PINTIN 프로그램의 소형 및 대형 누설확률 해석을 수행하였다. 원자로냉각재계통 내 고온관과 저온관을 대상으로 하였으며, 각 배관의 외경은 878.84mm 및 835.66mm이다. 두께는 각각 71.12mm와 68.58mm이며, 냉각재의 온도는 319.39°C와 282.89°C로 설정하였다⁽⁵⁾. 배관의 재료는 SA351 Gr. CF8M이며, 소형 및 대형 누설 확률을 계산하기 위한 입력조건은 Table 2와 같다.

Fig. 2는 PINTIN 프로그램의 주화면(main window)을 나타낸 것으로 PRAISE 프로그램과 달리 사용자의 편의성을 고려하여 데이터를 보다 간편히 입력할 수 있도록 하였다. 본 절에서는 경년열화기구의 영향을 보기 위하여 피로와 SCC에 대한 소형 및 대형 누설확률을 평가하였으며, 순단면응력기준(net-section stress criterion)과 찢음불안정기준(tearing instability criterion)에 따른 누설확률을 비교함으로써 평가방법에 따른 영향을 확인하였다.

Table 2. Conditions for PFM analysis(4,5)

Operating conditions	
Operation pressure	15.51MPa
Plant life time	40 years
Fatigue crack growth properties	
Fatigue constant, C	9.14×10^{-12}
Fatigue exponent, n	4.0
Water chemistry and conditions that affect SCC	
Oxygen at plant start-up	0.05ppm
Duration of plant heat-up	5hrs
Coolant conductivity	0.2

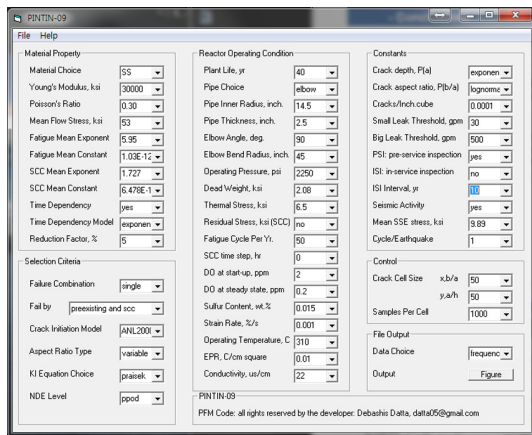


Fig. 2 Main window of PINTIN

3.2 경년열화기구의 영향

Fig. 3은 고온관 및 저온관에 대한 피로 및 SCC에 의한 소형 및 대형 누설확률을 나타낸 것이다. 모든 누설확률에서 고온관이 저온관에 비해 누설확률이 최대 50% 크게 계산됨을 확인하였다. 소형 및 대형 누설확률의 경우 최대 11%의 차이를 보였으며, 피로와 SCC를 고려한 복합누설확률은 발전소 수명시간 40년이 되었을 때 피로만 고려되었을 경우에 비해 최대 17% 증가하는 것으로 나타났다. 따라서 피로가 SA351 Gr. CF8M 재료 배관의 누설확률에 지배적인 영향을 주는 것으로 판단된다. 그러나 본 해석에서는 용접부는 고려되지 않았으며, 용접부의 고려 여부에 따라 피로와 SCC의 영향은 차이가 있을것으로 판단된다.

3.3 평가방법의 영향

Fig. 4는 고온관 및 저온관에 대해 순단면응력기준과 찢김불안정기준을 적용하여 구한 소형 및 대형 누설확률을 나타낸 것이다. 모든 누설확률에서 고온관이

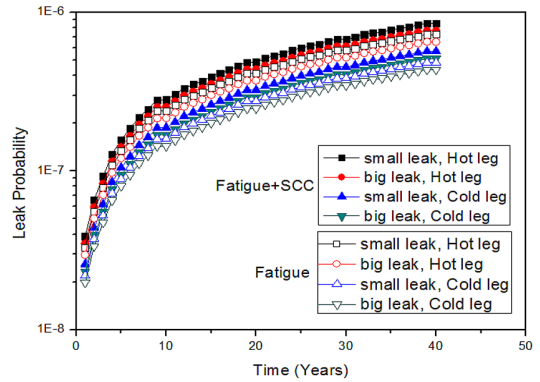


Fig. 3 Effect of aging mechanism on the leak probabilities in pipe

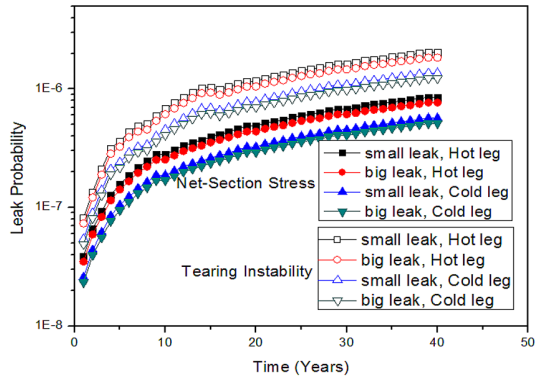


Fig. 4 Effect of evaluation methods on the leak probabilities in pipe

저온관에 비해 최대 48% 크게 계산됨을 확인하였다. 또한 찢음불안정기준을 채택하였을 때 배관 누설확률이 순단면응력기준을 적용한 경우에 비해 최대 140% 차이가 발생함을 확인할 수 있었다.

4. 민감도분석

4.1 해석조건

변수 별 영향을 평가하기 위하여 가열 및 냉각 과도상태 발생빈도와 정상상태에서의 산소농도 및 냉각재 온도 변화에 따른 영향을 평가하였다. Table 3은 민감도분석에 사용된 해석조건을 정리한 것이다. 진하게 표시된 조건이 각 배관에서의 정상운전 조건이다. 정상운전 조건을 기본으로 하여, 가열 및 냉각 과도상태 발생빈도를 5~9/year, 정상상태 산소농도는 0.05~0.09ppm, 냉각재의 온도는 25°C씩 증가시켜 가며 소형 및 대형 누설확률을 계산하였다.

Table 3 Conditions for sensitivity analysis

Frequency (#/year)	Oxygen (ppm)	Temperature (°C)	Remarks
5	0.05	319.39	Hot leg
7	0.07	344.39	
9	0.09	369.39	
5	0.05	282.89	Cold leg
7	0.07	307.89	
9	0.09	332.89	

4.2 해석결과

Figs. 5와 6은 고온관 및 저온관에서 가열 및 냉각 과도상태 발생빈도가 5, 7 및 9/year인 경우의 소형 및 대형 누설확률을 나타낸 것이다. 이때 정상상태 산소농도는 0.05ppm, 냉각재의 온도는 고온관과 저온관에서 각각 319.39°C, 282.89°C이다. 두 배관 모두 시간과 가열 및 냉각 과도상태 발생빈도가 5에서 9/year로 2/year씩 증가함에 따라 발전소 수명시간 40년이

되었을 때, 배관의 누설확률이 최대 4104배 증가하였다. 고온관의 경우 초기시간부터 40년까지의 가열 및 냉각 과도상태 발생빈도에 따른 누설확률 차이가 일정하게 증가함을 확인하였으며, 저온관은 초기시간에 누설확률의 차이가 크지 않으나 시간이 지남에 따라 그 차이가 점차적으로 증가하여 5에서 9/year가 될 때 누설확률은 5103으로 증가하였다.

Figs. 7과 8은 정상상태 산소농도의 변화에 따른 누설 확률을 나타낸 것이다. 이때 가열 및 냉각 과도상태 발생빈도는 5/year, 냉각재의 온도는 고온관과 저온관에서 각각 319.39°C, 282.89°C이다. 정상상태 산소농도가 0.05~0.09ppm으로 0.02ppm씩 증가함에 따라 최종 누설확률은 최대 104배 증가하였으며, 고온관 및 저온관의 누설확률 경향이 가열 및 냉각 과도상태 발생빈도의 경우와 유사함을 확인하였다.

Figs. 9와 10은 냉각재의 온도의 영향을 보여주고 있다. 이때 가열 및 냉각 과도상태 발생빈도는 5/year,

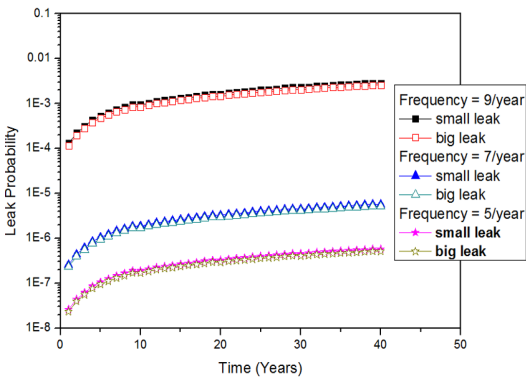


Fig. 5 Effect of heat-up/cool-down frequency on the leak probabilities in hot leg

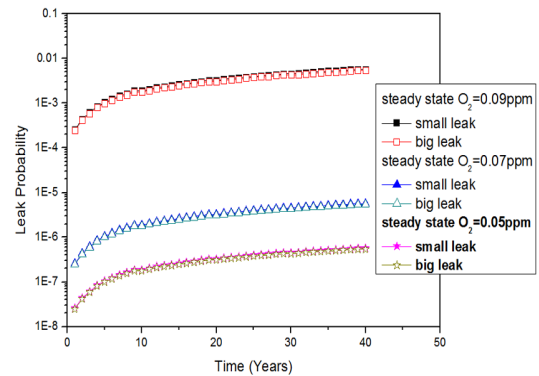


Fig. 7 Effect of steady state oxygen concentration on the leak probabilities of hot leg

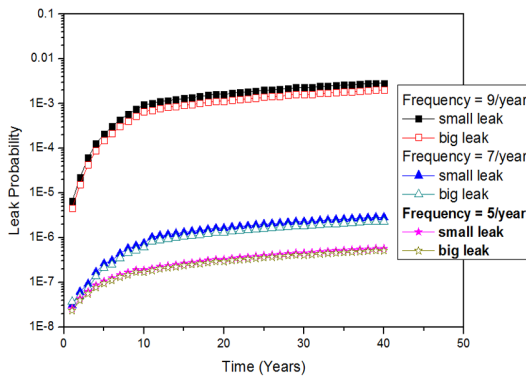


Fig. 6 Effect of heat-up/cool-down frequency on the leak probabilities in cold leg

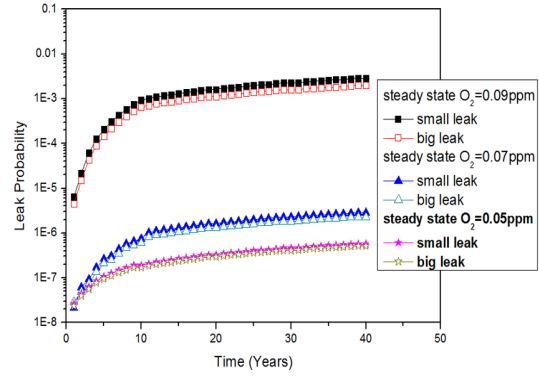


Fig. 8 Effect of steady state oxygen concentration on the leak probabilities of cold leg

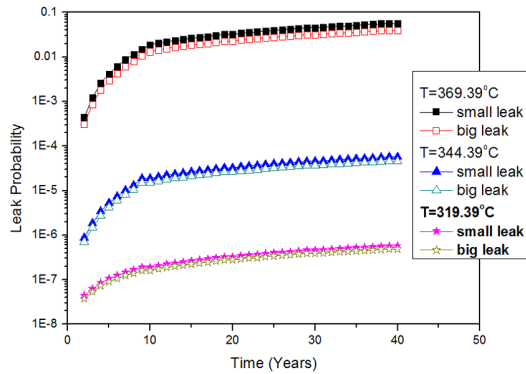


Fig. 9 Effect of coolant temperature on the leak probabilities of hot leg

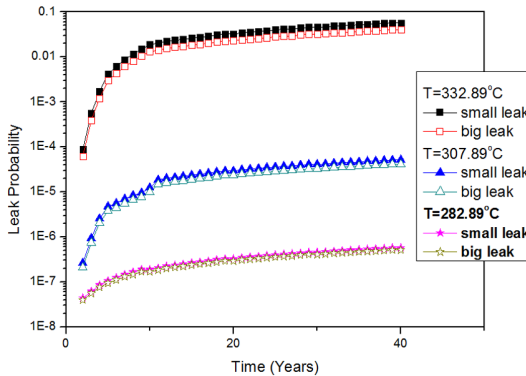


Fig. 10 Effect of coolant temperature on the leak probabilities of cold leg

정상상태 산소농도는 0.05ppm이다. 각 배관에서의 냉각재 온도가 25°C씩 올라감에 따라 누설확률이 최대 5104배 증가하는 것으로 나타났다. 특히 고온관 및 저온관의 온도가 최대값인 369.39°C와 332.89°C로 되었을 때의 소형 및 대형 누설확률은 약 0.03과 0.05까지 증가함을 확인하였다.

5. 결론

국내 참조 발전소 원자로냉각재계통 배관에 사용된 SA351 Gr. CF8M 재료의 데이터를 사용하여 경년열화기구와 평가방법에 따른 소형 및 대형 누설확률을 계산하였으며, 민감도분석을 통해 피로 및 SCC

손상에 미치는 변수의 영향을 평가하였다. 여기서 얻은 주요 결과는 다음과 같다.

1) 피로와 SCC에 의한 복합누설확률의 경우 피로만 발생했을 때 비해 누설확률이 최대 17% 증가하였으며, 이는 피로가 배관 누설확률에 지배적인 영향을 미침을 의미한다.

2) 찢음불안정기준과 순단면응력기준의 누설확률을 비교한 결과 최대 140% 차이가 발생하였으며, 피로와 SCC에 의한 누설확률은 순단면응력기준을 채택하였을 때 상대적으로 낮게 나타났다.

3) 과도상태 발생빈도, 산소농도, 냉각재 온도 변화에 따른 민감도분석 결과, 냉각재 온도의 영향이 가장 큰 것으로 나타났다.

4) 고온관의 복합누설확률은 저온관에 비해 더 크게 계산되었으며, 이는 고온관에 작용되는 온도가 상대적으로 크기 때문인 것으로 판단된다.

후기

본 연구는 원자력안전위원회의 재원으로 한국방사선안전재단의 지원을 받아 수행한 원자력안전연구개발사업의 연구결과입니다. (No. 1403003)

참고문헌

- (1) USNRC, 2002, "Guidance for Performance-Based Regulation," *NUREG/BR-0303*.
- (2) Datta, D., 2010, "Development of an Advanced PFM Code for the Integrity Evaluation of Nuclear Piping System under Combined Aging Mechanisms," Ph.D. thesis, KAIST.
- (3) USNRC, 1992, "Theoretical and User's Manual for RAISE, A Probabilistic Fracture Mechanics Computer Code for Piping Reliability Analysis," *NUREG/CR-5864*.
- (4) 박재학, 이재봉, 최영환, 2010, "원전배관의 파손확률평가를 위한 P-PIE 프로그램의 개발," 한국안전학회지, 제25권, 제 6호, pp. 1~8.
- (5) 박재학, 이재봉, 최영환, 2011, "원자력 발전소 배관의 응력부식에 의한 파손확률 해석," 한국안전학회지, 제26권, 제 2호, pp. 6~12.