

응력부식균열을 고려한 고리 1호기 원자로냉각재계통의 배관 파손확률 평가

박정순[†] · 최영환* · 박재학**

Evaluation of Piping Failure Probability of Reactor Coolant System in Kori Unit 1 Considering Stress Corrosion Cracking

Jeong Soon Park[†], Young Hwan Choi* and Jae Hak Park**

ABSTRACT

The piping failure probability of the reactor coolant system in Kori unit 1 was evaluated considering stress corrosion cracking. The P-PIE program (Probabilistic Piping Integrity Evaluation Program) developed in this study was used in the analysis. The effect of some variables such as oxygen concentration during start up and steady state operation, and operating temperature, which are related with stress corrosion cracking, on the piping failure probabilities was investigated. The effects of leak detection capability, the size of big leak, piping loops, and reactor types on the piping failure probability were also investigated. The results show that (1) LOCA (loss of coolant accident) probability of Kori unit 1 is extremely low, (2) leak probability is sensitive to oxygen concentration during steady state operation and operating temperature, while not sensitive to the oxygen concentration during start up, and (3) the piping thickness and operating temperature play important roles in the leak probabilities of the cold leg in 4 reactor types having same inner diameter.

Key Words : Failure Probability (파손 확률), Nuclear Power Plant (원전), Piping (배관), Stress Corrosion Cracking (응력부식균열)

기호설명

D = Failure Parameter
 $\dot{\epsilon}$ = Strain Rate
O₂ = Oxygen Concentration
P_a = Sensitization Number
T = Operating Temperature
 σ = Stress

1. 서론

최근 원전의 안전성(safety) 및 건전성(integrity)을 확률론적으로 평가하고, 이를 바탕으로 원자력 관련 여러 현안 문제들을 해결하고자 하는 위험도 정보 규제(Risk Informed Regulation, RIR)가 원전에 활발하게 적용중이다. 그동안 원전의 건전성을 평가하는 방법은 결정론적 건전성 평가방법이 사용되어 왔으나, 원전 운전 경험의 증가로 많은 데이터베이스가 구축되었으며, 이를 근거로 확률론적 건전성 평가가 가능하게 되었다^{1,2)}.

특히, 원전 배관에 대한 확률론적 건전성 평가 결과는 LB-LOCA(Large Break-Loss of Coolant Accident) 제정의³⁾, 위험도정보 가동중검사(Risk Informed In-Service Inspection, RI-ISI)⁴⁾, 파단전누설 (Leak Before

[†] 책임저자, 회원, 한국원자력안전기술원 공학연구실

E-mail : k651pjs@kins.re.kr

TEL : (042)868-0778 FAX : (042) 868-0168

* 한국원자력안전기술원 공학연구실

** 충북대학교 산업안전공학과

Break, LBB)⁵⁾ 등 여러 규제 현안에 활용될 수 있다.

본 연구에서는 PRAISE Code⁶⁾를 기반으로 응력부식균열(Stress Corrosion Cracking, SCC)에 의한 원전 배관의 손상확률(failure probability)을 평가하는 ‘배관 확률론적 건전성평가 프로그램’(Piping Probabilistic Integrity evaluation program, P-PIE 프로그램)을 개발하였다. 개발된 P-PIE 프로그램을 사용하여, 고리 1호기 원자로냉각재계통(Reactor Coolant System, RCS)에 대해 SCC에 의한 누설확률과 대량누설확률, 그리고 냉각재누설사고(Loss of Coolant Accident, LOCA) 확률 등을 평가하였으며, SCC 관련 변수들의 누설 확률에 미치는 영향을 분석하였다. 또한, 국내 가동 원전 4개 호기(고리 1호기, 고리 2호기, 영광 1호기, 울진 1호기) 저온관(cold leg)에 대하여 SCC에 의한 누설확률을 평가하였다.

2. P-PIE 프로그램 개발

‘배관 확률론적 건전성평가 프로그램(Piping Probabilistic Integrity Evaluation program, P-PIE 프로그램)’은 윈도우 기반의 Visual C++ 언어로 작성되었으며, 프로그램의 초기 화면은 Fig. 1과 같다.

P-PIE Program에서는 초기균열 및 응력부식균열(Stress Corrosion Cracking, SCC)에 의하여 생성되는 균열들을 고려하였으며, 이들 균열이 성장하여 누설(leak), 대량누설(big leak) 및 LOCA를 일으키는 확률을 평가할 수 있다. 하중으로 정하중, 압력, 열팽창에 의한 응력, 지진응력, 잔류응력 등을 고려할 수 있으며, 과도현상에 의한 변동하중을 고려할 수 있다. 또한 초기균열의 깊이, 길이, 재료 물성치들이 확률변수로 고려된다.

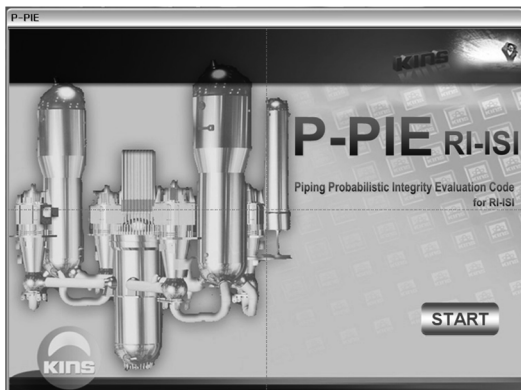


Fig. 1 Main window of P-PIE program

2.1 응력부식균열 해석 알고리즘

응력부식균열에 의한 파손확률을 평가하는 해석 알고리즘은 다음과 같으며, 이를 Fig. 2에 도식화하였다.

- (1) 초기 균열분포를 가정한다.
- (2) 비파괴검사를 수행한 후 발견된 균열은 보수가 행해졌다고 가정하고 초기 균열분포에서 제외시킨다.
- (3) 시간을 증가시켜 가며 해석을 행한다. 현 해석 단계의 시간을 $t_i (= t_{i-1} + \Delta t)$ 라 하자. 여기서 Δt 는 시간의 증분이다.
- (4) Δt 시간동안 응력부식에 의하여 새로 생성된 균열을 균열분포에 포함시킨다.
- (5) 균열들에 대한 응력확대계수(stress intensity factor)를 계산한다.
- (6) 응력부식균열에 의한 균열의 성장량을 구한다.
- (7) 성장된 균열에 의하여 배관이 파단되거나 누설 또는 큰누설이 발생하는지 검토한다.
- (8) 파단되거나 누설 또는 대량누설이 발생하는 경우 파단회수, 누설회수 또는 대량누설 회수에 1을 더한다.
- (9) $t_i > t_{given}$ 의 조건이 만족될 때까지 단계 (3)에서 단계 (8)까지의 해석을 반복하여 행한다. 여기서 t_{given} 은 주어진 시간이다.
- (10) 충분한 시뮬레이션 회수가 될 때까지 단계 (1)

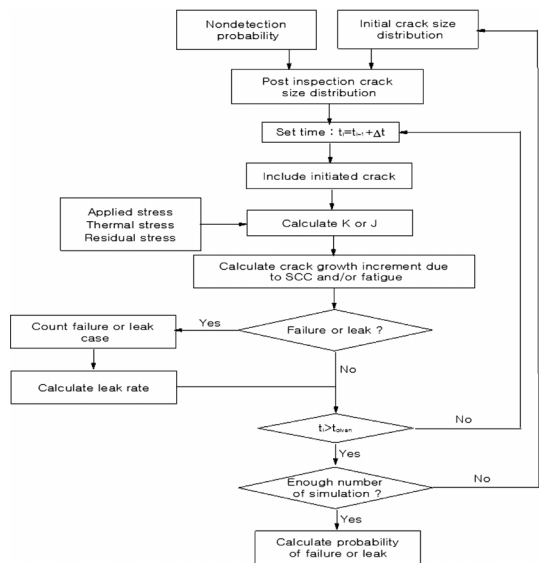


Fig. 2 Analysis Algorithm of P-PIE

에서 단계 (9)까지의 해석을 반복하여 행한다.

- (11) 시뮬레이션 회수와 파단회수, 누설회수 또는 큰 누설 회수로부터 파단확률 또는 누설확률 및 대량누설 확률을 계산한다.

2.2 응력부식균열 해석

오스테나이트계 배관재료에서 응력부식균열이 발생되려면 다음의 세 가지 조건이 만족되어야 한다.

- (1) 예민화 : 용접열로 인하여 예민화 온도 범위 안에 많은 시간동안 머물면서 발생하는 재료의 미세조직의 영향, (2) 응력 : 작용 하중 및/또는 잔류응력, 그리고 (3) 환경 : 응력부식균열을 일으키는 환경 등이다.

응력부식균열의 생성을 위해서는 세 가지 조건이 필요하므로 다음과 같이 세 개의 항이 포함되는 손상변수 D가 가정된다^{6,7)}.

$$D = f_1(\text{material}) f_2(\text{environment}) f_3(\text{loading}) \quad (1)$$

균열 생성까지의 시간은 분포가 D에 의존하는 확률변수로 취급된다. 식(1)의 f_1 함수는 다음의 형태로 가정된다.

$$f_1 = C_1(P_a)^{C_2} \quad (2)$$

식(2)에서 P_a 는 예민화수(sensitization number)로 예민화의 정도를 나타내는 값이다. P_a 는 C/cm²의 단위를 가지며 여기서 C는 coulomb이다.

f_2 함수는 다음과 같이 가정된다.

$$f_2 = O_2^{C_3} \exp[C_4/(T+273)] \log(C_5 \gamma^{C_6}) \quad (3)$$

여기서 O_2 는 산소 농도(단위 ppm), T는 섭씨온도, γ 는 $\mu\text{s/cm}$ 단위의 수분전도율이다.

하중항인 f_3 함수는 변동 작용하중의 경우 변형률 속도의 함수로 고려되고, 일정 작용하중의 경우 응력의 함수로 고려된다. 즉 하중이 변하는 경우는,

$$f_{3\epsilon} = \epsilon^{C_7} \quad (4)$$

이 되고, 하중이 일정하면 다음과 같이 표현된다.

$$f_{3\sigma} = \left(C_8 \frac{\sigma^{C_9}}{t_f} \right)^{C_7} \quad (5)$$

여기서 ϵ 은 변형률속도이고, σ 는 응력(단위 ksi)이다. 위 식에서 C_i 는 실험 값 및 현장 데이터의 곡선 맞춤(curve fitting)을 통하여 얻어진 상수들이며 Table 1에 주어져 있다^{6,7)}.

Table 1에서 316NG 재료는 예민화가 거의 되지 않기 때문에 $C_2=0.0$ 으로 취하고 있고, 316NG의 C_4, C_8, C_9 의 경우는 데이터가 부족하여 304와 동일한 값을 사용하고 있다.

용접된 304 스테인리스강 배관의 예민화에 대한 데이터를 분석하면 예민화수 P_a 는 근사적으로 Weibull 분포특성을 보인다. 이 경우 누적분포함수는 다음과 같이 표현된다^{6,7)}.

$$P(P_a < x) = 1 - e^{-(x/b)^c} \quad (6)$$

여기서 $b=17.3 \text{ C/cm}^2$, $c=1.05$ 의 값을 가진다. 이 값들은 예민화가 많이 된 경우의 데이터들에서 얻어진 결과이므로 보수적인 수치로 생각할 수 있다.

환경의 영향을 고려하기 위하여 f_2 를 포함시키고 또한 K를 포함시켜 균열의 성장률을 구하기 위한 손상변수를 다음과 같이 정의한다.

$$D_K = C_{12} \log [f_2(\text{env.})] + C_{13} K \quad (7)$$

그리고 \dot{a} 와 D_K 와는 다음과 같은 관계가 있다고 가정한다.

Table 1 Values of Constants C_i for 304 & 316NG Stainless Steels

| 상수 | 304 | 316NG |
|-------|------------------------|------------------------|
| C_1 | 23.0 | 1.879 |
| C_2 | 0.51 | 0.0 |
| C_3 | 0.18 | 0.24 |
| C_4 | -1123 | -1123 |
| C_5 | 8.7096 | 4.0 |
| C_6 | 0.35 | 0.35 |
| C_7 | 0.55 | 0.49 |
| C_8 | 2.21×10^{-15} | 2.21×10^{-15} |
| C_9 | 6.0 | 6.0 |

Table 2 Values of Constants in Eqs. (7) and (8)

| | | | |
|-------------------------------|-----------|---------|------------------------|
| 상수 | | 304 | 316NG |
| C_{12} | | 0.8192 | 0.8192 ⁽²⁾ |
| C_{13} | | 0.03621 | 0.03621 ⁽²⁾ |
| $C_{14}^{(1)}$ | Mean | -3.1671 | -4.006 |
| | Std. Dev. | 0.7260 | 0.5792 |
| C_{15} | | 1.7935 | 1.19 |
| Threshold DK | | -0.85 | -0.89 |
| (1) 정규분포, (2) 304와 동일하게 가정한다. | | | |

$$\log \dot{a} = C_{14} + C_{15} D_K \quad (8)$$

식(7)에서 K 의 단위는 $\text{ksi}\sqrt{\text{in}}$ 이고 식(8)에서 \dot{a} 의 단위는 inch/day 이다. 각 상수들 값은 Table 2와 같다^{6,7)}. C_{14} 는 정규분포를 가지는 확률변수로 취급된다.

3. 응력부식균열을 고려한 국내 원전 RCS 배관 파손확률 평가

이 연구에서는 응력부식균열(SCC)을 고려하여 가동중인 국내 원전의 RCS 배관 파손확률을 평가하였다. 평가 대상 원전으로는 로형별로 고리 1호기(Westinghouse(WH) 2 loop형), 고리 2호기(WH 2 loop형), 영광 1호기(WH 3 loop형), 그리고 울진 1호기(Framatome 3 loop형)이다. 평가 대상 RCS 배관은 저온관(Cold Leg), 고온관(Hot Leg), 그리고 중간관(Crossover Leg) 등이다.

3.1 기본 문제

손상확률에 미치는 여러 변수의 영향을 비교 분석하기 위해 기본문제(basic problem)를 다음과 같이 설정하였다.

- 대상 : 고리 1호기 저온관(cold leg)
- 산소 농도 : 0.1ppm(기동/SU), 0.15ppm(정상운전/SS)
- 운전 온도 : 541.2°F
- 누설감지능력(LDC) 및 누설(Leak) : 3 gpm
- 대량누설(Big Leak) : 10 gpm
- 두께/내반경 : 2.7/13.75in

Fig. 3은 기본문제에 대한 누설확률, 대량누설확

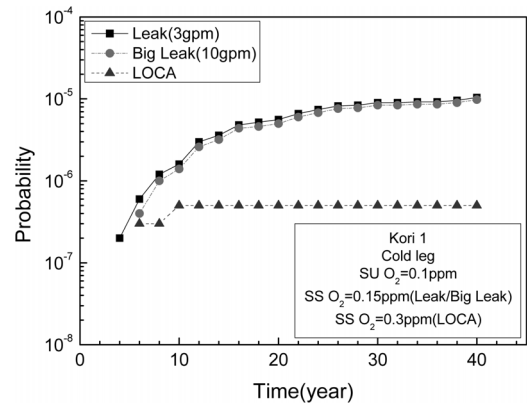


Fig. 3 Piping Failure Probability for Basic Problem under Stress Corrosion Cracking

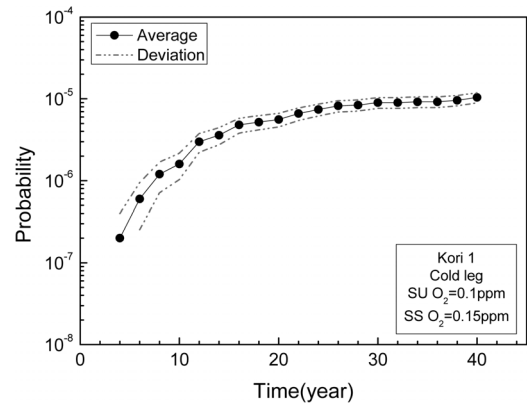


Fig. 4 Average and Deviation of Leak Probability for Basic Problem under Stress Corrosion Cracking

률, LOCA 확률을 평가한 그림이다. 40년 수명 말기의 누설확률, 대량누설확률, LOCA 확률은 각각 1.04×10^{-5} , 9.8×10^{-6} , 5×10^{-7} 이다. 누설확률과 대량누설확률은 같은 order이며, LOCA 확률은 누설확률에 비해 약 1.5 order가 낮다.

Fig. 4은 기본문제에 대한 평균값과 95.45% 신뢰도 수준에서의 표준편차를 보여주는 그림이다. 그림에 나타난 바와 같이 불확실도는 0.2 order 정도이다.

3.2 SCC 변수의 영향

SCC에 영향을 미치는 변수로는 기동(Start Up)시의 산소 농도(SU O_2), 정상운전(Steady State Operation)시의 산소 농도(SS O_2), 운전 온도 등이 있다. Fig. 5는 기본문제에 대해 기동시의 산소 농도의 영향을 평가한 결과이다. 그림에 나타난 바와 같이 기동시

의 산소 농도가 낮을수록 누설확률이 약간 증가하는 경향을 보이고 있다.

Fig. 6은 기본문제에 대해 정상운전시의 산소 농도의 영향을 평가한 결과이다. 그림에 나타난 바와 같이 정상운전시의 산소 농도가 높을수록 누설확률이 증가하는 경향을 보이고 있다. 특히, 기동시와 비교하여 상대적으로 정상운전시의 낮은 산소 농도로 큰 누설확률을 보이고 있다.

Fig. 7은 기본문제에 대해 온도의 영향을 평가한 결과이다. 온도는 541, 561, 581°F에 대해 각각 평가하였으며, 그림에 나타난 바와 같이 온도가 증가하면 누설확률도 증가하는 경향을 보이고 있다.

SCC 변수의 영향은 온도와 정상운전시 산소 농도에 매우 민감한 것으로 나타났으며, 기동시 산소

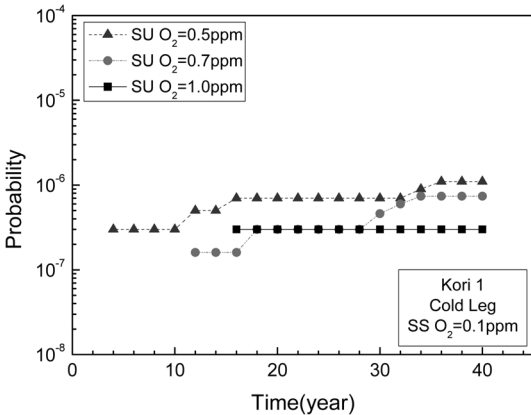


Fig. 5 Effect of Start Up O₂ concentration on Leak Probability for Basic Problem

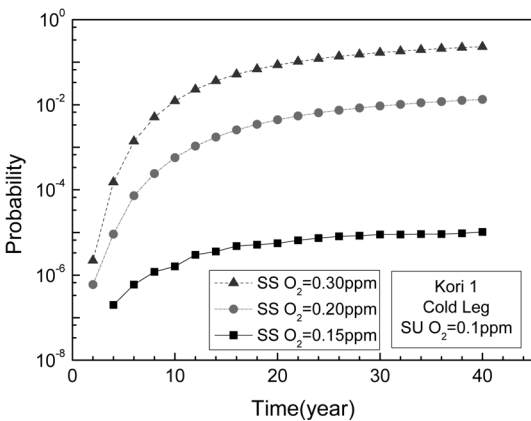


Fig. 6 Effect of Steady State O₂ concentration on Leak Probability for Basic Problem

농도는 상대적으로 누설확률에 큰 영향을 미치지 않았다.

3.3 기타 변수의 영향

Fig. 8은 기본문제에 대해 대량누설의 크기에 따른 대량누설확률을 평가한 그림이다. 그림에 나타난 바와 같이 대량누설이 증가할수록 누설확률은 감소하고 있다.

Fig. 9는 고리 1호기 고온관, 저온관, 중간관의 누설확률을 나타낸 그림이다. 그림에 나타난 바와 같이 고온관의 누설확률이 저온관이나 중간관에 비해 매우 높으며, 이는 고온관의 운전온도가 높기 때문이다.

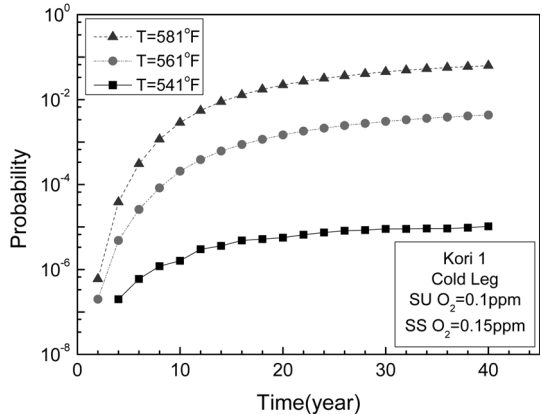


Fig. 7 Effect of Operating Temperature on Leak Probability for Basic Problem

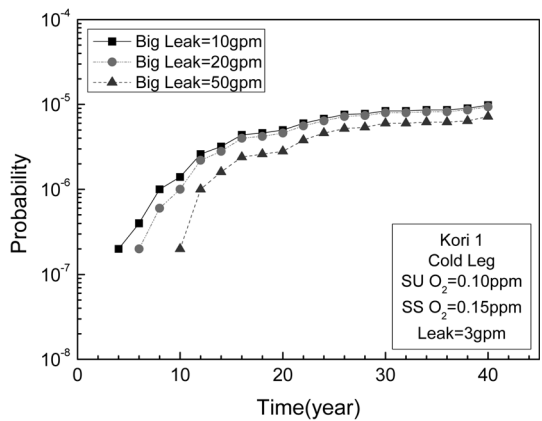


Fig. 8 Effect of Big Leak on Leak Probability for Basic Problem

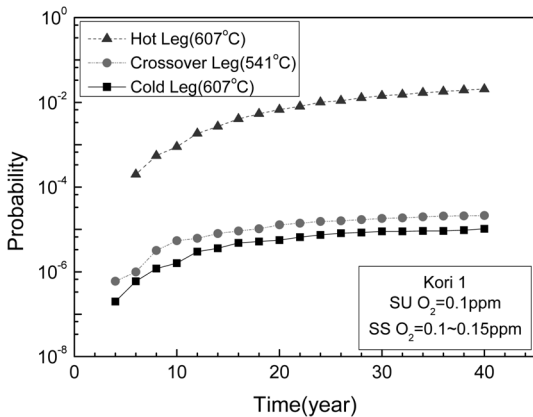


Fig. 9 Leak Probabilities of Hot Leg, Crossover Leg, and Cold Leg in Kori unit 1 under Stress Corrosion Cracking

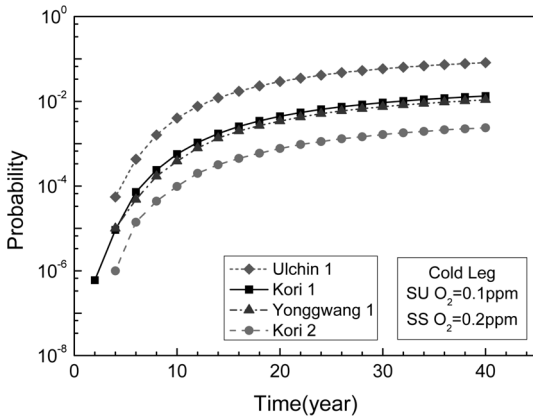


Fig. 10 Leak Probabilities of Cold Leg in 4 domestic NPPs under Stress Corrosion Cracking

Fig. 10은 국내 가동 원전 4개 호기(고리 1호기, 고리 2호기, 영광 1호기, 울진 1호기) 저온관의 SCC에 의한 누설확률을 나타낸 그림이다. 그림에 나타난 바와 같이 고리 1호기는 울진 1호기에 비하여 낮은 누설확률을, 고리 2호기에 비하여 높은 누설확률을 나타내었으며 영광 1호기와는 유사한 누설확률을 나타내었다. 이는 배관의 두께가 두꺼울수록, 운전온도가 낮을수록 누설확률이 낮아지는 경향을 반영한 결과이다.

4. 결론

본 연구에서는 원전 배관의 손상 확률을 평가하

는 ‘배관 확률론적 건전성평가 프로그램’(Piping Probabilistic Integrity Evaluation program, P-PIE 프로그램)을 윈도우 기반으로 개발하였다. P-PIE 프로그램에서는 응력부식균열(Stress Corrosion Cracking, SCC)과 피로⁸⁾에 의한 배관 파손 확률을 평가할 수 있다. 개발된 P-PIE 프로그램을 사용하여 국내 가동중인 원전의 원자로냉각재계통(Reactor Coolant System, RCS) 배관의 누설확률과 대량누설확률, 그리고 LOCA 확률 등을 응력부식균열에 대해 평가하였다. 평가 결과, LOCA 확률은 매우 낮았으며, 누설확률에 비해 1.5 order 정도 낮은 값을 보여 주었다. SCC 변수의 영향은 온도와 정상운전시 산소 농도에 매우 민감한 것으로 나타났으며, 가동시 산소 농도는 상대적으로 누설확률에 큰 영향을 미치지 않았다. 또한, 국내 원전 3개 호기(고리 2호기, 영광 1호기, 울진 1호기)의 저온관 누설확률과 고리 1호기 저온관의 누설확률을 비교한 결과, 누설확률은 배관의 두께가 두꺼울수록, 운전온도가 낮을수록 낮아지는 것으로 나타났다.

후 기

본 연구는 교육과학기술부 중장기연구 사업(원전 PWSCC 및 열피로 규제지침 및 경년열화 종합관리 방안 개발)의 일환으로 수행되었습니다. 관계자 여러분께 감사드립니다.

참고문헌

1. OECD/NEA, 2009, OECD/NEA piping Failure Data Exchange (OPDE) Project
2. USNRC, 1987, Format and content of plant-specific pressurized thermal shock safety analysis reports for pressurized water reactor, Regulatory Guide 1.154, US Nuclear Regulatory Commission
3. USNRC, 2010, 10CFR 50.61a, Alternative Rule for Acceptance criteria for emergency core cooling systems for light-water nuclear power reactors, US Nuclear Regulatory Commission
4. USNRC, 2003, Regulatory Guide 1.178, An Approach for Plant-Specific Risk-Informed Decision-making for In-service Inspection of Piping, US Nuclear Regulatory Commission
5. USNRC, 2007, SRP 3.6.3, Leak Before Break Evaluation Procedures, US Nuclear Regulatory

Commission

6. Harris, D.O., Dedhia, D., and Lu S.C. 1992, "Theoretical and User's Manual for pc-PRAISE", NUREG/CR-5864
7. Eason, E.D. and Padmanaban, J., 1982, A model for Expected Time to Failure by IGSCC in 304 SS', EPRI RP 20006-4
8. J.H. Park, J.B. Lee and Y.H. Choi, 2010, Analysis of Fatigue Failure Probability of Pipes in Nuclear Power Plants Using P-PIE Program, KPVP 2010 conference