

증기발생기 전열관의 1차측 응력부식균열 결함깊이 평가

박 인 규

선문대학교 공과대학 재료금속공학부

Flaw Depth Evaluation of Primary Water Stress Corrosion Cracking in Steam Generator Tubings

In-Gyu Park

Division of Metallurgical and Materials Engineering, Sun-Moon University

Flaw depth evaluation was performed on the primary water stress corrosion cracking in steam generator tubing, with the eddy current test results such as signal amplitude and phase angle. The relationship between crack length and crack depth was also investigated, based on the metallographic results of pulled-out tubings. This study yields the following results and conclusions: (1) there is no direct correlation between crack length and crack depth. (2) it is not easy to correlate the crack depth with phase angle. (3) although signal amplitude appears to be related with crack length, the latter cannot exactly be obtained from the former value. (4) it would be helpful to sleeve or plug those tubings with crack lengths greater than 5mm, taking into account the present ECT measurement error of 1.5mm. and the fact that most cracks with the length above 7mm could be a through-crack.

Keywords : steam generator, PWSCC, crack length, crack depth, ECT.

1. 서 론

전 세계적으로 원자력 발전소 증기발생기 전열관에 발생한 1차측 응력부식균열(PWSCC: Primary Water Stress Corrosion Cracking) 결함에 대해서는 종래의 40% 관막음 기준을 적용하는 것은 너무 보수적인 것으로 밝혀졌으며, PWSCC에 대한 대체 관막음기준(ARC: Alternate Plugging Criteria)으로 균열길이 기준을 적용하고 있다.^{1,2)} 즉, 균열길이가 최대 허용균열길이를 초과하지 않는 한 정비없이 계속 운전이 가능하다. 파단전누설(LBB: Leak Before Break) 개념을 적용하여 결함 전열관의 건전성을 확보할 수 있으며, 균열에 의해 전열

관이 파열되기 전에 충분한 누설이 발생하므로 사전에 정비가 가능하다. 한편 균열이 관통균열일 경우에는 누설이 발생하므로, 기준치를 초과하지 않는 누설은 허용되고 있다. 그러므로 LBB 개념을 바탕으로 하는 균열길이 기준을 적용할 경우에는 소량의 누설을 허용하여야 한다. 국내 울진 발전소에서 잠정적으로 균열길이 기준을 적용하고 있다. 현재 관막음 기준으로는 축방향 결함의 경우에는 균열길이 13mm를 적용하고 있으며, 원주방향 결함은 모두 관막음 조치한다.

그러나 국내에서는 균열길이 기준을 적용하더라도 누설은 허용할 수 없다는 정서가 지배적이다. 그러므로 와류 탐상검사(ECT: Eddy Current Test)

결과를 토대로 균열깊이를 예측하여 관통균열로 성장하기 전에 예방정비를 하는 것이 요구되고 있는 실정이다. 이는 증기발생기의 건전성 및 안전성 측면에서 너무 보수적인 면이 있으나 PA(Public Acceptance) 측면에서는 중요한 관리전략으로 볼 수 있다.

본 연구에서는 국내·외 발전소 데이터를 근간으로, ECT 결과를 이용한 균열깊이의 예측 가능성과 이에 대한 신뢰도를 분석하였다. 또한 이를 바탕으로 전열관 누설 방지를 위한 한계 균열깊이 기준을 제시하였다.

2. 결함깊이 예측의 이론적 배경

일반적으로 MRPC(Motorized Rotating Pancake Coil)를 이용한 ECT의 신호 진폭은 균열깊이를, 위상각은 균열깊이를 나타내며 재료의 특성 및 탐촉자의 성질에 따른 이론적 상관관계는 다음과 같다.³⁾

임피던스(impedance), Z 의 크기와 위상각(phase angle), θ 는 각각 식 (1) 및 식 (2)로 표현된다.

$$|Z| = (R^2 + X_L^2)^{1/2} \quad (1)$$

$$\theta = \tan^{-1}(X_L/R) \quad (2)$$

여기서 R 은 탐촉자의 저항치(resistance), X_L 은 인덕턴스(inductive reactance)를 나타낸다. 한편 위상각, θ 와 결함깊이 사이의 관계는 다음 식 (3)과 같다.

$$\theta(\text{radians}) = X/\delta \quad (3)$$

$$\delta = 1.98(\rho/f\mu_{rel}) \quad (4)$$

여기서 X 는 결함깊이이며, ρ 는 재료저항($\mu\text{ohm-cm}$), f 는 시험주파수(hertz), μ_{rel} 은 상대투자율(Relative Permeability)이다.

식 (3)에 나타난 바와 같이 ECT 결과에서 균열깊이를 나타내는 매개변수는 위상각 θ 이다. 즉, θ

값이 증가할수록 균열의 깊이가 깊은 것을 나타낸다. 관통결함(즉, $X=\delta$)일 때의 위상각은 $\theta=57^\circ$ 이다. 그러나 θ 의 측정오차는 매우 커서, θ 데이터에 대한 신뢰도가 매우 낮으므로 위상각 θ 를 사용하여 균열깊이를 예측하는 것은 거의 불가능한 것으로 알려져 있다. 이와 같이 신호크기 또는 위상각으로 누설예방 관막을 기준을 설정하는 데에는 어려움이 있다.

3. PWSCC 깊이와 깊이의 상관관계 분석

3.1 Dampierre 발전소 데이터 분석

현재 국내 울진발전소에는 PWSCC 균열깊이와 깊이에 대한 상세 데이터가 축적되어 있지 않으므로 울진 증기발생기와 동일 유형의 Framatome 51-B Series 증기발생기인 프랑스 Dampierre 발전소의 데이터를 이용하여 두 매개변수 사이의 상관관계를 분석하였다. Fig. 1은 Dampierre 발전소로부터 취득한 PWSCC 데이터를 분석한 결과이다.⁴⁾ 균열깊이와 균열깊이 사이의 관련성을 수식적으로 나타낼 수는 없으나, 이 데이터로부터 얻을 수 있는 균열깊이와 균열깊이의 상관관계는 다음과 같다.

- (i) 균열깊이가 2mm 미만일 경우에는 모두 관통균열이 아니다.
- (ii) 균열깊이가 2mm 이상일 경우에는 관통균열일 확률이 있다.

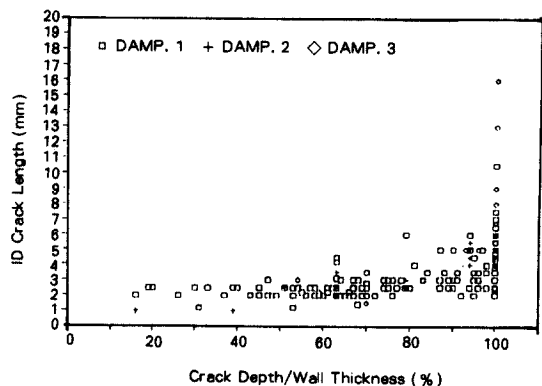


Fig. 1. Relationship between crack length and (crack depth/wall thickness) in Dampierre nuclear power plants.⁴⁾

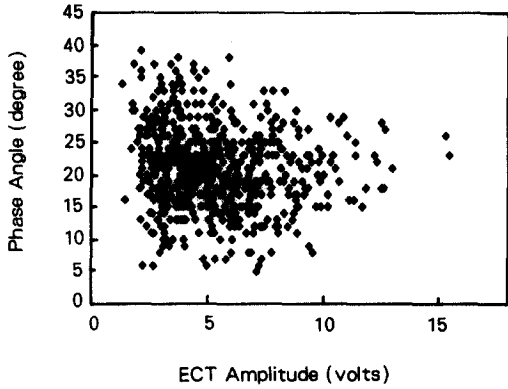


Fig. 2. Relationship between ECT signal amplitude and phase angle in Ulchin-1 nuclear power plant.

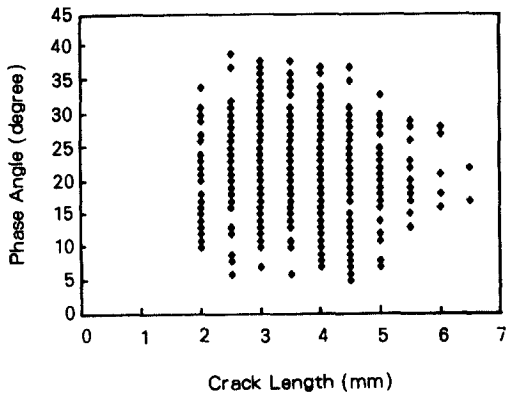


Fig. 3. Relationship between crack length and phase angle in Ulchin-1 nuclear power plant.

(iii) 균열깊이가 7mm 이상일 경우에는 모두 관통균열이다.

즉, Dampierre 발전소에 발생한 PWSCC 결함은 균열깊이가 7mm에 이르면 균열깊이가 전열관의 벽두께를 관통하는 것으로 나타났다.

3.2 울진 발전소 데이터 분석

국내 울진 발전소로부터 취득한 ECT 데이터인 신호진폭, 위상각 및 균열깊이를 기초로 하여 서로의 상관관계를 규명하기 위하여 분석한 결과를 Figs. 2, 3, 4에 나타내었다. Fig. 2는 위상각 θ 와 신호진폭(volts) 사이의 상관관계를 나타내며, θ 의

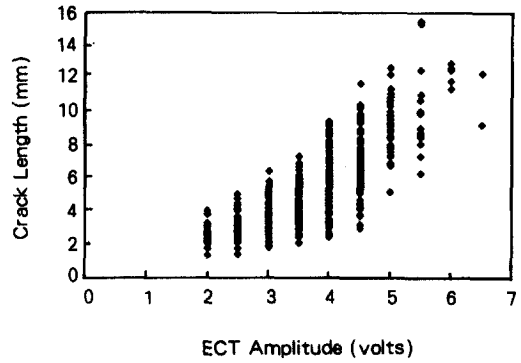


Fig. 4. Relationship between ECT signal amplitude and crack length in Ulchin-1 nuclear power plant.

범위는 신호진폭에 관계없이 $5^\circ < \theta < 40^\circ$ 로 나타난다. 즉, 결함의 종류가 1차측 결함인 것을 나타낼 뿐이며, 결함깊이를 나타내는 신호진폭과 결함깊이를 나타내는 위상각 사이에는 직접적인 상관관계가 없음을 보여주고 있다. 한편 신호진폭의 증가에 따라 위상각의 폭이 감소하는 것으로 보이지만, 이는 단지 신호진폭이 큰 데이터의 수가 작기 때문인 것으로 사료된다.

위상각 θ 와 균열깊이 사이의 관계는 Fig. 3에 나타나 있다. 현재 사용하고 있는 MRPC 탐촉자의 지름이 0.08 inch(약 2mm)이므로 균열깊이가 2mm 이하일 경우에는 MRPC에 의해 결함으로 검출되지 않는다. Fig. 3에 나타나 있듯이, 두 매개변수 사이에도 상관관계는 나타나지 않는다.

Fig. 4는 균열깊이와 신호진폭 사이의 상관관계를 나타낸다. 데이터의 분산 정도는 매우 크지만, 균열깊이가 증가할수록 신호진폭이 증가하는 경향은 뚜렷하다. 이 데이터를 이용하여, Dampierre 발전소의 데이터 분석결과인 관통 균열깊이 7mm에 대응하는 신호진폭을 구할 수 있다. Fig. 4에 나타난 바와 같이 신호진폭이 4V(volts) 이상이면 균열깊이가 7mm 이상일 확률이 있음을 나타내고 있다. 또한 데이터의 하한치를 기준으로 외삽법을 적용하여 예측하면 신호진폭이 16V 이상이면 균열깊이가 모두 7mm 이상인 것으로 분석된다. 즉 Dampierre 발전소의 데이터 분석 결과를 기준하면, 울진 발전소의 경우에는 ECT 신호진폭이 16V

Table 1. Comparison between metallographic results and ECT on pulled-out tubings⁵⁾

Pulled-out Tubing	Crack No.	Crack Length	Max. Depth	Liga-ment	MRPC max.
R2C45	1	6.86	1.26	0.075	7.0
	2	0.39	0.11	1.25	
R4C33	1	5.88	1.18	0.09	7.1
	2	2.93	0.82	0.45	
	3	2.39	0.58	0.69	

Table 2. ECT measurement error range

Crack Length (max)	MRPC (max)	Measurement Error
6.86mm	7.0mm	0.14mm
5.88mm	7.1mm	1.22mm

이상이면 모두 관통균열인 것으로 볼 수 있다. 그러므로 ECT 신호진폭으로 균열의 관통여부를 판단할 수 있으며, 16V 이상인 경우에는 모두 누설의 가능성이 있다고 볼 수 있다.

3.3 균열검사 비교

1994년 2월에 올진 1호기 S/G-C로 부터 2개의 전열관(R2C45, R4C33)을 인출하였다. 인출 전열관에는 모두 다중 결함이 발생한 것으로 밝혀졌으며, R2C45 전열관에는 2개, R4C33 전열관에서는 3개의 PWSCC 결함이 발견되었다. 인출 전열관에 대한 현미경 검사로부터 얻은 결과는 Table 1과 같다.⁵⁾ Table 2는 ECT에 의한 균열길기와 실제 파괴시험결과에 따른 ECT 측정오차를 나타내고 있다. 올진 1호기의 경우 ECT와 실제 균열길이 사이의 오차는 일반적인 현 ECT 측정오차인 1.5mm 이내로⁶⁾ 신뢰성이 높은 것으로 나타났다.

Fig. 5는 현미경검사에 의한 실제 균열길기에 따른 균열깊이의 비율 나타내며, 선회귀(Linear Regression) 분석 결과에 의하면 관통균열의 최저 길이는 6.6mm로 산출된다. 이 값은 Dampierre 발전소의 PWSCC 결함 데이터로부터 얻은 관통 균열길이 7mm에 근접한다. 이러한 결과와 현 ECT의 오차범위인 1.5mm를 고려하면 보수적인 전열관 누설방지를 위한 한계 균열길이는 약 5mm(6.6-1.5=5.1mm)로 산출된다.

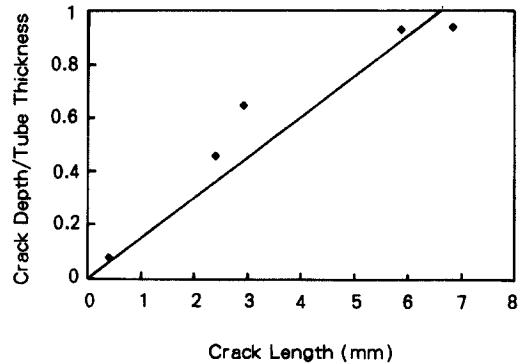


Fig. 5. Relationship between crack length and crack depth observed from the metallographic examination on pulled-out tubings of Ulchin-1 nuclear power plant.

Table 3. Relationship between crack length and maximum crack depth

Crack Length	0.39mm	2.39mm	2.93mm	5.88mm	6.86mm
Max. Crack Depth	0.11mm	0.58mm	0.82mm	1.18mm	1.26mm
Crack Length/Max. Crack Depth	3.55	4.12	3.57	4.98	5.44

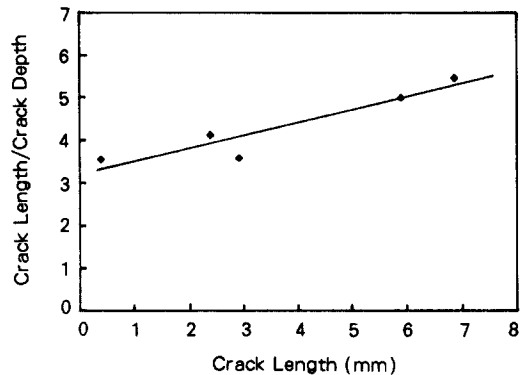


Fig. 6. Relationship between crack length and aspect ratio of (crack length/crack depth).

한편 Table 3은 균열길기와 균열깊이 사이의 상관관계를 파악하기 위하여 Table 1의 내용을 재구성한 것이다. 균열길기가 성장함에 따라 균열깊이도 증가하고 있으며, Fig. 6에 나타난 바와 같이 균열 형상계수(균열길이/균열깊이)는 균열길이에 따라 증가하고 있다. 즉 PWSCC 균열의 측방향 길

이 성장은 깊이 방향으로의 성장보다 더 빠름을 알 수 있다.

4. 결 론

ECT 결과를 이용한 PWSCC 균열깊이의 예측 가능성과 이에 대한 신뢰도 분석 및 국내외 발전소의 현미경검사를 통한 균열깊이와 깊이 사이의 상관관계를 분석하였다. 이에 따르면, ECT 결과의 매개변수인 신호진폭과 위상각에 대한 데이터의 분산 정도가 너무 크므로 이 데이터를 기초로 하여 PWSCC 결함의 균열깊이를 예측하는 데에는 큰 어려움이 있으며 상세 내용은 다음과 같다.

- 1) PWSCC 결함의 길이와 깊이 사이에는 절대적 상관관계가 존재하지 않는다.
- 2) ECT 결과에 따른 매개변수(신호진폭, 위상각)와 PWSCC 결함깊이 사이의 정확한 상관관계는 존재하지 않는다.
- 3) ECT 신호진폭의 증가에 따라 결함깊이는 증가하지만, 데이터의 분산이 크므로 1:1 대응관계를 지을 수는 없다.
- 4) 발전소 데이터 분석 자료와 인출 전열관 시험결과에 따르면, 균열깊이가 7mm 이상이면 관통 균열일 가능성이 매우 높다.
- 5) PWSCC 균열의 길이 방향 성장은 깊이 방향으로의 성장보다 더 빠르다.
- 6) 누설방지를 위해서는 현 ECT의 측정오차(1.5 mm)를 고려하여 균열깊이가 5mm 이상일 경우에

는 판정비를 수행할 필요가 있다.

References

1. In-Gyu Park, "Assessment of Primary Water Stress Corrosion Cracking and Plugging Bases of PWR Steam Generator", Power Engineering. Vol. 3, No. 3, pp. 59-66 (1992).
2. V. N. Shah, D. B. Lowenstein, A. P. L. Turner, S. R. Ward, J. A. Gorman, P. E. Macdonald, G. H. Weidenhamerl, "Assessment of primary water stress corrosion cracking of PWR steam generator tubes", Nuclear Engineering and Design, vol. 134, pp. 199-215 (1992).
3. P. E. MacDonald, V. N. Shah, L. W. Ward, P. G. Ellison, "Steam Generator Tube Failures", NUREG/CR-6365, pp. 204-207 (1996).
4. B. Cochet, "Steam Generator Tube Integrity vol. 2: Leak-Before-Break Analysis for Primary Water Stress Corrosion Cracking Near the Tubesheet (Framatome Data), EPRI NP-6865-L, pp. 4-23 (1991).
5. P. M. Scott, B. Cochet, "Ulchin 1 Steam Generators", Presentation of the Framatome Study, Seoul, February 10th (1995).
6. P. E. MacDonald, V. N. Shah, L. W. Ward, P. G. Ellison, "Steam Generator Tube Failures", NUREG/CR-6365, p. 231 (1996).