원전 주배관의 응력부식 가상결함 성장에 대한 잔류응력 영향 평가

양준석† ,박치용*,윤기석**,강선예**,오종근***

Stress Corrosion Crack Growth Evaluation in Primary Loop of Nuclear Power Plant

J.S.Yang, C.Y.Park, K.S.Yoon, S.Y.Kang, J.K.Oho

Key Words: Stress Corrosion Crack, Residual Stress, Leak-Before-Break, Allowable Flaw Depth

Abstract

The most important mode of subcritical crack growth is primary water stress corrosion crack, which was the reported mechanism from the root cause analysis of the crack in the bimetallic welds. Stress corrosion crack growth evaluations was carried out for several flaw shapes of both axial and circumferential flaws, using the steady-state stresses including residual stresses. This evaluation considered the possibility of additional flaws in the primary loops of nuclear power plant, even though no such flaws have been identified by Ultrasonic Test. Consequently, Results show that the predicted flaw sizes will determine acceptability for continued service and maintenance.

1. 서 론

국내 운전 중에 있는 원자력발전소 배관에 파단전누설(Leak-Before-Break:LBB) 개념을 소급 적용하기 위해서는 파단전누설 개념 적용을 위한 선별기준(Screen Criteria of LBB) 만족 여부를 사전에 평가하여야 한다[(1)]. 즉, 응력부식균열, 부식, 침식공동, 피로, 부식피로, 재료노화, 외부효과 등과 같은 배관 손상기구들에 의한 파손 가능성이 극히 희박함을 증명하여야 한다. 최근의 경우, 다수의 국외 원전에서, 용접 잔류응력으로 인한 응력부식 균열사고가 빈번히 발생함에 따라서 파단전누설 개념 적용을 위한 선별기준에 대한 평가는 더욱더 엄격해지고 있는 상황이다.

2000년 10월 미국 Virgil C. Summer 발전소의 원자로용기 노즐과 고온관의 연결 용접부에서 관통균열 사고가 발생하였다[(2)]. 동 사고는 비파괴검사(초음파검사, 와전류탐상검사 및 육안검사 포함) 결과 응력부식(Stress Corrosion)에 의해 발생한 축 방향 관통균열로 판명되었으며, 응력부식의 원인은 건설동안 실시한 과도한 용접보수로 인한 높은 인장 잔류응력으로 규명되었다. 특히 배관 내면의 인장 응력을 과도하게 발생시키는 배관 내면의 보수용접이 360도 원주에 대해서 실시되었으며, 수개월 동안 모두 6번 실시되었다[(1,2)]동 발전소 균열사고 처리 과정 중 관통 균열이 발생하지 않은 원자로냉각재계통 노즐과 배관사이의 연결 용접부에서도 와전류탐상 검사 결과 결함신호가 다수 발생되었다. 미국 웨스팅하우스사는 와전류탐상검사 결함신호를 보수하지 않고 동 발전소의 계속운전을 정당화하기 위하여 결함신호에 대한 평가를 수행하였다. 웨스팅하우스

† 한국전력공사 전력연구원 원자력연구실
E-mail : yjs1109@kepri.re.kr
TEL : (042)865-5558 FAX : (042)865-5514
*한국전력공사 전력연구원 원자력연구실
**한국전력기술(주) 원자로설계개발단
*** 한국수력원자력(주) 고리원자력본부

및 US. NRC는 결함 발생 원인이 피로균열성장보다 1차 냉각수에 의한 응력부식 균열성장이 지배적인 기구라는 것에 의견을 같이하였다[3,4]. 웨스팅하우스사는 결함을 평가하는데 있어서 응력부식 균열성장률 예측을 위해서 중간 추정값 (best estimate)을 사용하여 확인검사를 실시하지 않고도 2주기(약 3.2년) 동안 운전할 수 있는 것으로 평가하였다[3]. 반면, US. NRC는 재료의 균열성장률에 관한 자료가 제한적이므로 웨스팅하우스가 사용한 균열성장률의 중간 추정값 대신에 하한계 (bounding estimate) 응력부식 균열성장률을 적용해야 하는 것으로 결론지었다. 이에 근거하여 US.NRC는 1주기(약 1.4년) 동안 운전은 허용 가능하다고 결론을 내렸다[4].

이와 같은 국외 원전의 균열사례에 비추어 볼 때 국내에 운전 중인 원자력발전소의 주배관에 파단전누설 개념을 소급적용할 경우 미국 Virgil C. 발전소와의 상호 연관성 분석, 즉 용접 보수이력과 결함 존재여부, 검사방법 및 결함존재 시 평가 방법 등에 대한 분석이 필수적으로 요구된다. 또한, 일반적인 용접 잔류응력에 대한 연구결과에 의하면 두께가 얇은 배관의 경우 용접 후 배관의 두께방향으로 인장에서 압축응력으로 급격히 변화하는 높은 잔류응력이 발생하고, 두께가 두꺼운 배관의 경우 인장에서 압축응력 그리고 다시 인장응력으로 급격히 변화하는 높은 잔류응력이 발생한다고 알려져 있다. 이와 같은 이유로 새로운 검사방법 및 추가 검사에 의해 응력부식 결함이 발견될 경우 균열이 발생한 위치에서의 용접 잔류응력의 영향을 반드시 고려하여야 한다. 본 논문에서는 초기균열이 발생한 위치, 즉 용접부의 내면 및 외면에 따라서 잔류응력을 고려한 경우와 잔류응력을 고려하지 않은 경우에 대해서 응력부식 균열이 성장하기 시작하여 관통되는 시간을 예측ㆍ평가하였다.

2. 응력부식결함 성장 평가

응력부식 및 잔류응력에 의한 가상 균열성장 평가는 ASME Sec. XI[6], Virgil C. Summer 발전소 균열사례에 대한 동 발전소 운영자 평가내용[3] 및 US.NRC의 심사내용에 포함된 평가방법[4]을 사용하였다.

2.1 가상균열 위치 선정

Virgil C Summer 발전소에서 균열은 원자로 용기 노즐과 고온관의 연결용접부에서 발생하였으며, 국내 900MWe급 웨스팅하우스형 원전의 경우도 동일한 위치에서 정상운전동안에 발생하는 응력이 다른 용접부의 응력보다 크고, 균열발생 가능성이 가장 높은 것으로 평가되었다. 따라서 가상균열 발생위치를 고온관 노즐과 안전단의 이종금속 용접부로 선정하였다.

2.2 노즐 형상 및 재료

국내 900MWe급 웨스팅하우스형 원전의 원자로용기 노즐은 페라이트계 단조품(SA 508, Class 3)으로 제작되었으며 열처리 이전에 Alloy 182 용접재로 버터링되었다. 원자로 용기 고온관 노즐과 안전단(SA 430, Gr. FP316N)의 용접재료는 Alloy 182가 사용되었다. 노즐과 배관 용접형상 및 재료는 Fig. 1과 같다

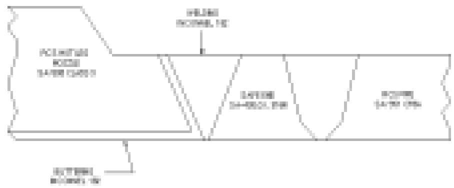


Fig. 1 Geometry of Nozzle to Pipe Weld Region

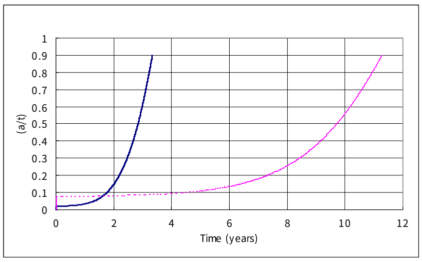
2.3 응력부식 가상균열 성장률 계산

정상운전동안의 응력을 사용하여 용접부의 내면 및 외면에 존재하는 축방향 및 원주방향 결함에 대하여 균열 성장율을 계산하였다. 국내 900MWe급 웨스팅하우스형 원전 가상균열 성장률 계산에는, Virgil C. Summer 발전소 고온관 용접부에 대한 와전류탐상시험 측정결과에 의해 발견된 평균 균열의 크기(축방향 형상비 2 및 깊이 0,117인치)을 고려하여 가상균열의 형상비를 2 및 4로 초기균열 깊이를 0.117인치로 가정하여 평가하였다. 균열 성장률의 계산은 ASME Sec.XI, Appendix A 및 C에 따랐으며[6], 응력확대계수는 ASME Sec.XI, Appendix A의 3차 Polynomial 방법을 적용하여 계산하였다[6]. 응력부식 균열성장율은 US.NRC가 추천한 식을 사용하였다[4].

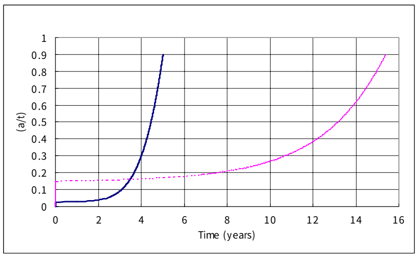
$$2.1 \times 10^{-11}\ (K-9)^{1.16}\, m/sec$$

2.3.1 축방향 가상균열

축방향 결함성장 계산에 고려된 응력은 압력 및 잔류응력이다. 잔류응력은 웨스팅하우스사가 평가한 방법[3]에 따라 보수적으로 평가하였고, 오스테나이트계 배관 용접부에 축방향 및 원주방향 잔류응력 분포식을 적용하였다[5]. 축방향 가상 결함의 균열성장 계산결과는 Fig. 2와 같다.



(a) Inside Surface

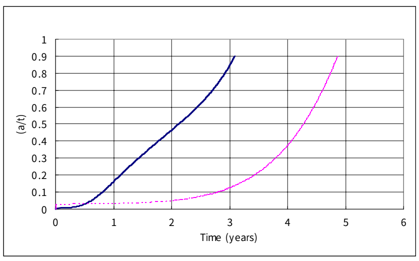


(b) Outside surface

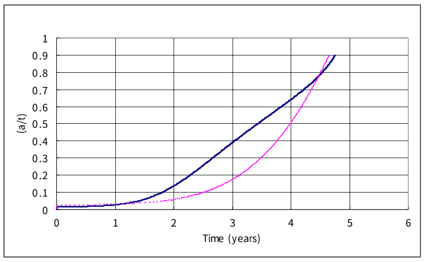
Fig. 2 Crack Growth Predictions vs. Time for Postulated Axial Flaws, Aspect Ratio 2:1

2.3.2 원주방향 가상균열

원주방향 결함성장 계산에 고려된 응력은 압력, 열하중, 자중 및 잔류응력이다. 잔류응력은 웨스팅하우스사가 평가한 방법[3]에 따라 보수적으로 평가하였고, 잔류응력 크기 및 분포는 그림 2와 같다. 원주방향 가상결함의 균열성장 계산결과는 Fig. 3과 같다



(a) Inside Surface

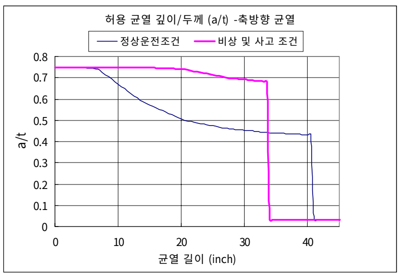


(b) Outside Surface

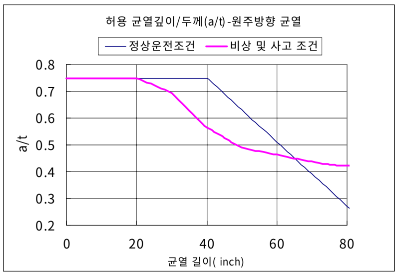
Fig. 3 Crack Growth Predictions vs. Time for Postulated Circumferential Flaws, Aspect Ratio 2:1

2.4 ASME코드 허용 결함크기 계산

허용 결함크기 평가절차 및 허용기준은 ASME Sec. Ⅺ, IWB 3640에 따라서 결정하였다[6] 이 평가 방법은 용접부 중심선으로부터 $\sqrt{rt}$ 거리이내에 있는 재료에 대해서만 적용 가능하다. 여기서 r은 배관 공칭반경이며, t는 벽두께를 의미한다. 원주방향 결함의 허용크기는 작용응력 크기와 재료의 영향을 받고, 축방향 결함의 허용크기는 재료와는 관련이 없고 작용응력만의 영향을 받는다. 원주방향 허용 결함크기 계산에 고려되는 응력은 1차 막응력, 굽힘응력, 열응력 등이며, 축방향 허용 결함크기의 경우 후프응력이다. 원주방향 균열의 경우 Flux가 없는 용접조건으로 계산하였다. 정상운전조건과 비상 및 사고조건에서 균열길이에 따른 축방향 및 원주방향 허용결함크기는 Fig. 4와 같다. 허용 결함크기는 정상운전조건과 비상 및 사고조건 중 작은 값을 적용하여야 한다. 평가결과 축방향 결함의 경우 균열길이 약 5인치까지, 원주방향 결함의 경우 균열길이 20인치까지에 대해 두께의 75% 까지 균열깊이가 허용된다. 즉 불안정 균열성장은 두께의 75%내에서는 발생하지 않는다는 것을 의미한다.



(Axial Flaws)



(Circumferential Flaws)

Fig. 4 Allowable Flaw Depth to Thickness Ratio for Postulated Flaws

2.5 가상결함의 관통예측

ASME Sec. Ⅺ, IWB 3640의 허용 결함크기 범위에서는 불안정 균열성장이 발생하지 않으며 이 기준을 초과 시 불안정 균열성장이 발생할 수 있어서 관통균열로 성장하는 것으로 판단하였다[6]. 따라서 가상결함이 허용 결함크기에 도달하였을때 관통 균열로 판단하였다. Table 1은 균열형상비 2 또는 4이고 초기 깊이가 0.117인치인 균열이 성장하기 시작하여 관통되는 시간을 나타내었다.

Table 1 Results of Stress Corrosion Crack Growth

균열 종류	균열 위치	형상비 (l/a)	예측 관통기간	
			잔류응력 고려	잔류응력 불고려
축방향 균열	내부 표면	2	2.0년	10.7년
		4	1.2년	6.6년
	외부 표면	2	2.7년	14.7년
		4	1.4년	9.2년
원주방향	내부 표면	2	2.2년	3.2년
		4	1.1년	1.6년
	외부 표면	2	3.1년	3.0년
		4	1.9년	1.6년

3. 결 론

본 논문에서는 원자로용기 노즐과 배관의 연결용접부에서 발생할 수도 있는 결함성장의 지배적인 기구가 피로균열성장보다는 응력부식균열성장으로 가정하고, 초기균열이 발생하는 위치에 따라서 잔류응력을 고려한 경우와 잔류응력을 고려하지 않는 경우의 응력부식 균열성장률을 평가하였다. 즉, 축및 원주 방향 균열형상비와 임의의 초기깊이를 가진 응력부식 가상균열이 성장하기 시작하여 관통되는 시간을 예측하였다. 이를 현실에 적용할 경우 새로운 검사방법 및 추가 검사에 의해 발견될 수 있는 결함에 대해서 다음 주기까지의 운전 가능 여부를 판단할 수 있을 뿐더러 보수방안을 수립하는 등 원자력발전소 운영측면에서 유용하게 적용할 수 있다.

참고문헌

(1) Standard Review Plan : Public Comments Solicited;3.6.3 Leak-Before-Break Evaluation Procedures; Federal Resister/Vol. 52, No.167/Friday August 28, 1987/Notices, pp. 32626-32633.

(2) NRC Information Notice 00-17, Supplement 2, "Crack in Weld Area of Reactor Coolant System Hot Leg Piping at Virgil C. Summer", Feb. 28, 01, US NRC

(3) WCAP-15617, Rev. 0, "Integrity Evaluation for Future Operation Virgil C. Summer Nuclear Plant : Reactor Vessel Nozzle to Pipe Weld Regions", Dec. 00, Westinghouse Electric Company LLC.

(4) US NRC Docket No. 50-395, "Safety Evaluation by the Office of Nuclear Reactor Regulation WCAP-15615, Integrity Evaluation for Future Operation Virgil C. Summer Nuclear Plant : Reactor Vessel Nozzle to Pipe Weld Regions South Carolina Electric & Gas Company", Feb, 01, US NRC.

(5) "Evaluation of Flaws in Austenitic Steel Piping," Trans ASME, Journal of Pressure Vessel Technology, Volume 108, August 1986, pp. 352-366.

(6) ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section Ⅺ, 1998 edition