

## 누설 및 파열실험용 SCC 결함 전열관 제작 및 누설거동 평가

황 성 식<sup>†</sup>·정 만 교·박 장 열·김 흥 표

한국원자력연구원, 원자력재료연구부,  
대전광역시 유성구 대덕대로 1045, 305-353  
(2009년 8월 3일 접수, 2009년 9월 24일 수정, 2009년 9월 25일 채택)

### Production of SCC Flaws and Evaluation Leak Behavior of Steam Generator Tubes

Seong Sik Hwang<sup>†</sup>, Man Kyo Jung, Jangyul Park, and Hong Pyo Kim

Korea Atomic Energy Research Institute  
1045 Daedeokdaero, Yuseong, Daejeon, Korea, 305-353  
(Received August 3, 2009; Revised September 24, 2009; Accepted September 25, 2009)

A forced outage due to a steam generator tube leak in a Korean nuclear power plant was reported.<sup>1)</sup> Primary water stress corrosion cracking has occurred in many tubes in the plant, and they were repaired using sleeves or plugs. In order to develop proper repair criteria, it is necessary to understand the leak behavior of the tubes containing stress corrosion cracks. Stress corrosion cracks were developed in 0.1 M sodium tetrathionate solution at room temperature. Steam generator(SG) tubes with short cracks were successfully fabricated with a restricted solution contact method. The leak rates of the degraded tubes were measured at room temperature. Some tubes with 100 % through wall cracks showed an increase of leak rate with time at a constant pressure.

**Keywords** : nuclear power plant, steam generator, SG tube, stress corrosion cracking, coolant leakage, burst behavior

## 1. 서 론

가압경수형 원자력 발전소(pressurized water reactor, PWR) 증기발생기(steam generator, SG) 전열관 재료로 Ni 기지 합금인 alloy 600이 그 동안 많이 사용되어 왔다. 1차 냉각수에 의한 균열(primary water stress corrosion cracking, PWSCC) 외에 관 외면의 구조물 틈새(crevice)에서의 불순물 농축에 의한 PbSCC(Pb오염에 의한 균열)등이 국내외에서 보고되었고,<sup>2)</sup> 부식을 억제하거나 손상부위를 보수하는 기술개발 연구가 많다.<sup>3,4)</sup> 기존에 설치되어 사용되고 있는 alloy 600재료는 공식(pitting), 응력부식균열(stress corrosion cracking, SCC)등의 문제로 슬리빙, 관 막힘(plugging)등의 보수를 하거나, 손상된 전열관이 많아져 증기발생기가 운전 성능을 발휘하기에 적합하지 않은 경우 증기발생기 자체를 사용하지 못하고 내식성이 우수한 alloy 690재료로 대체된 새로운 증기발생기를 재 설치하게 된다.<sup>5,6)</sup> 국내의 경우에도 1998년에 고리 1호기 증기발생기가 alloy 690 전열관 재료를 가진 새로운 증기발생기로

교체된 바 있다. 운전 중인 발전소의 전열관에 SCC가 발생할 경우 1차 냉각수가 2차 계통으로 누설되어 방사선 안전 관리 측면의 어려움을 겪게 되며 따라서 가동압력이나 가상 사고시의 압력 조건에서 결함으로부터의 냉각수 누설 거동을 평가하는 일은 매우 중요하다. 효과적인 누설실험을 수행하기 위해 전제 조건으로 다양한 길이의 SCC 균열을 갖는 결함관을 제작하는 일이 필수적이다. 본 논문에서는 다양한 형태의 SCC결함 전열관을 제작하는 방안에 대해 소개하고 SCC 결함관을 이용한 누설실험결과를 소개하였다.

## 2. 실 험

### 2.1 시편 예민화 열처리

누설, 파열실험의 목적에 맞게 alloy 600 HTMA(high temperature mill annealed) 전열관 시편을 250 mm의 길이로 자른 후 표면의 기름기를 제거하기 위해 아세톤에 2분간 세척하고 에틸알코올 용액에서 세척한다. 불활성 분위기가스(질소 95%+ 아르곤 5%)로 유지되는 환경의 열처리 로에서 600 °C/36~ 48시간 유지한 뒤 수냉하는 과정으로 예민화 열처리하였다. 예민화 열처리 하는 과정에 시편의 강도 저하가 일어나 누설량 측정/파열압력 측정 시에 영향을

<sup>†</sup> Corresponding author: sshwang@kaeri.re.kr

표 1. 실험에 사용한 시편정보

Material	600 HTMA
Maker	Inco/Valinox
Heat/lot	NX8524
Size	3/4 " (19.05mm)
OD/thickness	19.05/1.09mm
Thermal History Spec.(Applied)	1024C/3 minutes then cooled to 500C for 7 minutes
Carbon(%)	0.023
YS, KSI(@20℃)	35(241MPa)
YS, KSI(@300℃)	-
UTS, KSI(@20℃)	96(662MPa)
UTS, KSI(@300℃)	-
EL, %(@20℃)	39.2
EL, %(@300℃)	-
Grain size	5.5

주어지는 안 되는데 이는 상기의 열처리 과정에서 재료의 항복강도 저하는 생기지 않는다는 보고<sup>7)</sup>에 기초하여 열처리 조건을 설정하였다. 표 1은 본 연구에 사용한 시편정보이다.

2.2 국부적 용액 노출 방안

내압을 가해주었을 때 일정위치에 균열이 생기는 개시점을 만들기 위해 날카로운 칼로 표면에 흠집을 내주었다. 칼집을 낸 위치를 남기고 나머지 부분은 라커로 칠해 용액이 국부적 위치만 노출되도록 하였다. 상온에서 균열을 만들기 위한 방안의 하나로 입계 Cr이 고갈된 alloy 600 조직을 만들어 0.1 M의 sodium tetrathionate 수용액(Na<sub>2</sub>S<sub>4</sub>O<sub>6</sub>)에 노출시키고 응력을 부가하여 균열을 제작하는 방안을 사용하였다.

2.3 결함제작 시 응력부가 방안

그림 1의 개념도에서와 같이 관 내부에 일정량의 압력 기체를 충전해주고 관 외면은 부식용액에 노출되도록 하였다. 기체의 압력은 14.5~15.9 MPa (2100~2300 psi) 내외 실험기가 가진 성능에서 최대한 높은 압력을 가하였다. 부가 압력이 낮으면 결함 제작에 시간이 많이 걸리고 다중결함이 만들어지는 경향이 있다. 압력이 높으면 결함이 일찍 만들어 지나 균열 개시부터 전파에 이르는 시간에 짧아 길이 및 깊이 조절이 어려운 점이 있다. 0.1 M sodium tetra thionate(Na<sub>2</sub>S<sub>4</sub>O<sub>6</sub>)의 부식용액이 건조하지 않도록 1일에 1회 주기로 보충하여 주었고 관 한쪽 끝에 설치된 압력계에서 지시되는 압력값이 떨어져 관통결함이 생성되는 시점까지 실험하였다.

그림 2는 부식용액의 노출 요령을 설명하는 그림이다. 부

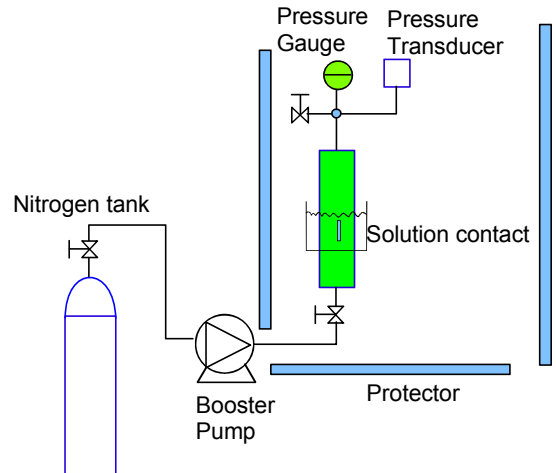


그림 1. SCC제작용 가압장치 개략도

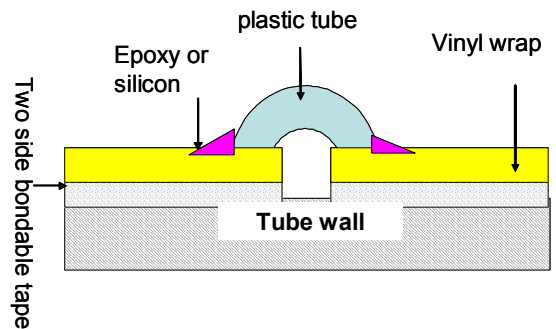


그림 2. 부식용액이 국부적으로 노출되게 하는 방안

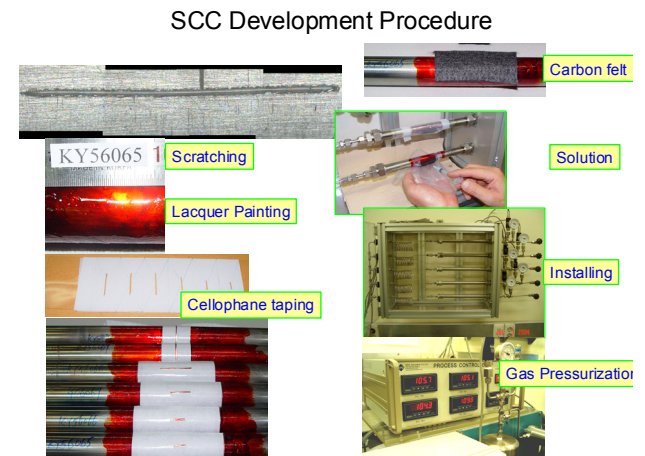


그림 3. 결함관 표면 용액노출, 전열관 설치 및 응력부가 실험 과정

식용액을 시편 표면에 닿게 하기 위한 방안으로 carbon felt(탄소 천)을 시편 표면에 붙이거나 플라스틱 tube를 표면에 부착하여 용액을 담아두는 용기로 사용하는 방안을 택하였다. 외면결함을 제작하는 경우에는 관 외면의 일정부위

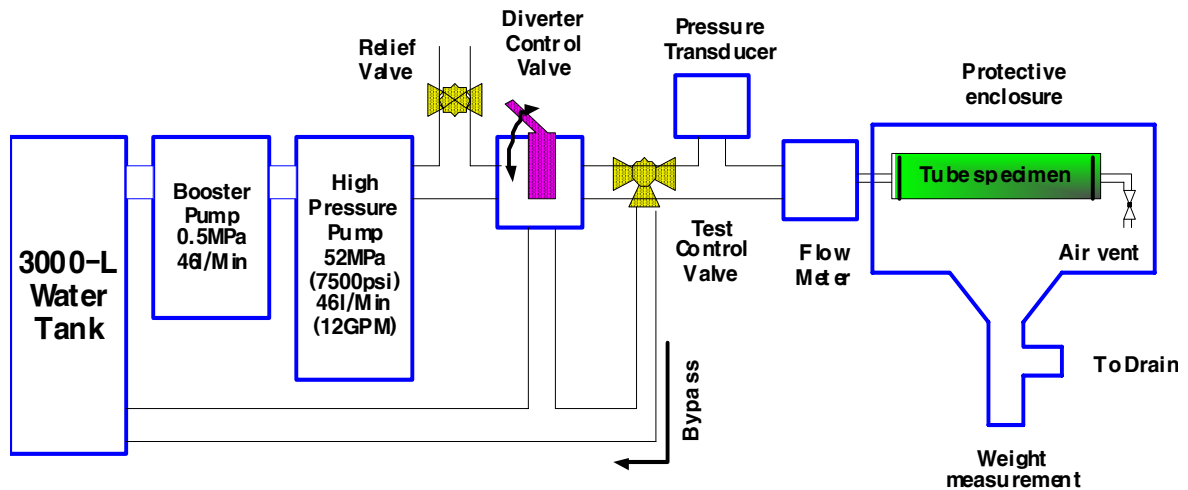


그림 4. 고압수 누설 파열 시험 장치 개략도

만 부식용액에 노출되게 하고 그 외 부위는 에폭시나 실리콘으로 덮어 용액이 닿지 않게 하였다. 부식용액이 건조하지 않도록 고무관으로 덮어주었다.

그림 3은 결함제작 실험장치의 모습을 보여주고 있다. 시편 표면에 생성한 흠에서 균열이 생성되도록 하였으며 흠 주위로 라커를 칠해 부식용액의 국부적 노출을 시도했다. carbon felt를 이용하여 용액을 시편 표면에 머금을 수 있게 하였으며 결함제작 장치에 시편을 설치한 뒤 관 내부를 질소 가스로 충전하여 관 외면에 인장응력이 걸리도록 하였다.

#### 2.4 누설실험

누설 실험장치는 그림 4에서 보는 바와 같이 고압 펌프, 시편 장착부, 압력제어 핸들, 자료 취득장치로 구성되어 있다. SCC 결함관 시편을 장치에 견고히 고정시키고 관내부에 수압을 가한다. 안전판 안에 있는 전열관으로부터의 초기 누설은 육안으로 확인하며 누설량이 적은 경우에는 누설부위에 흡수성이 좋은 종이를 대서 누설수를 적신 후에 무게 증가를 측정하는 방안이다. 누설량이 증가하면 관 아래에 설치된 깔때기에 모이는 물을 일정시간 동안 받아 그 무게를 잰다. 누설량이 더 크게 증가하여 위의 방법으로 측정하지 못하는 경우에는 장치에 설치된 flow meter과 연결된 자료 취득 프로그램을 이용하여 측정하였다.

일정 압력 하에서 시간경과에 따른 누설량 변화거동 또한 측정하였다. 일정압력을 가한 후 1분 동안 누설량을 측정하고 10분이 경과한 뒤 다시 1분간의 누설량을 재는 방식을 5-6회 반복하는 방식이다.

### 3. 결과 및 토의

#### 3.1 결함 평가

결함 제작 과정으로 얻어진 시편은 비파괴 검사(eddy current test) 방법으로 길이와 깊이를 평가하였다. ECT로 평가한 결함길이는 2.14 mm 에서 6.99 mm까지 다양한 결함이었으며 결함의 깊이는 80% ~90%의 벽두께 관통률을 보이거나 이는 ECT의 깊이 평가 한계에 기인한 것이며 모든 결함이 벽두께를 관통한 상태였다. 이는 결함 제작 과정에서 관 내부에 충전된 가스 압력이 일정하게 유지되지 못하고 떨어졌다는데서 알 수 있다.

#### 3.2 결함 제작 결과

표 2는 본 연구에서 얻은 결함정보를 정리한 것이다. 결함의 방향은 배관의 축방향으로 생성되었으며 2 mm~9 mm 부근의 길이이다. 목표길이인 3 mm~5 mm에 기준하였을 때 비교적 성공적인 시편을 생산하였다. 균열 제작에 걸린 시간은 균열길이에 비례하지는 않으며 41시간에서 668시간까지 걸렸다. 관통결함이 만들어지기까지의 시간은 결함 생성시간과 결함 전파시간으로 나누어 볼 수 있는데 결함 생성에 소요되는 시간이 시편표면 상태나 용액의 노출이 시편에 따라 다른데 따른 시편간의 미소한 차이에 기인하여 결함제작 시간이 크게 다르게 나타나게 된 것으로 보인다.

그림 5는 관에 생성된 결함의 대표적인 모습이다. 9.23 mm길이의 균열이 생성되었으며 ECT검사 결과에서도 뚜렷한 신호를 보이고 있다. 앞에서 언급한 바와 같이 비파괴 검사에서의 균열 탐지능을 고려할 때 실제의 균열 길이는 비파괴 검사에서 얻은 균열길이 값 9.23 mm보다 다소 길 것으로 생각된다.

운전 중인 발전소에서 발견되는 길이 3~5 mm 내외의

표 2. 제작된 외면 결함관의 정보 요약

No.	Specimen ID	Target length, mm	Applied pressure, psi	SCC test time, hrs	Defect length(ECT), mm	Defect type Ax./Cir.
1	KY56077	5	2100	668.7	2.14	Axial
2	KY56078	5	2100	331.5	2.72	Axial
3	KY56079	5	2100	141.36	4.5	Axial
4	KY56080	4	2200	163	12.2	Axial
5	KY56081	3	2200	233	4.25	Axial
6	KY56082	6	2200	163	9.23	Axial
7	KY56083	5	2100	412	2.74	Axial
8	KY56084	4	2100	412	5.23	Axial
9	KY56085	3	2100	509	3.6	Axial
10	KY56086	5	2180	333	6.13	Axial
11	KY56087	5	2200	379	5.3	Axial
12	KY56088	5	2118	286	2.56	Axial
13	KY56089	5	2350	290.5	2.56	Axial
14	KY56090	5	2334	290.5	5.24	Axial
15	KY56091	5	2288	108	5.79	Axial
16	KY56092	5	2307	194	6.99	Axial
17	KY56093	5	2338	148	6.41	Axial
18	KY56094	5	2318	106.5	5.41	Axial
19	KY56095	5	2385	41	-	Axial
20	KY56096	5	2383	41	14	Axial

Specimen: Alloy 600 HTMA, 19.05mm OD, 1.09mm Thickness

Sensitization: 600°C/36hrs, in Ar and Nitrogen Mixture gas

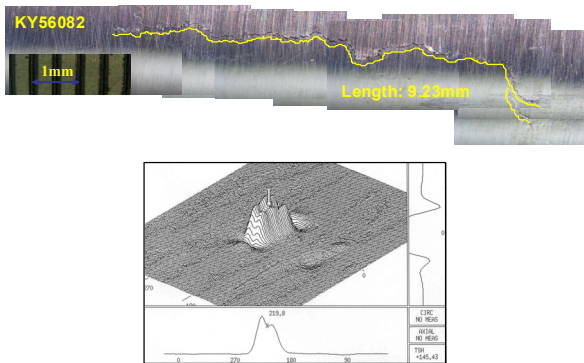


그림 5. 제작된 결함모습과 비파괴 검사 결과

균열을 제작할 수 있는 기술을 확보하였으며 이 결함관은 이용하여 누설 및 과열압력 측정용으로 활용할 수 있다.

### 3.3 누설 실험 결과

그림 6은 비파괴 검사에서 약 2.1 mm 길이의 축균열이라고 판단되는 균열로부터 얻은 누설거동 실험 결과이다. 압력

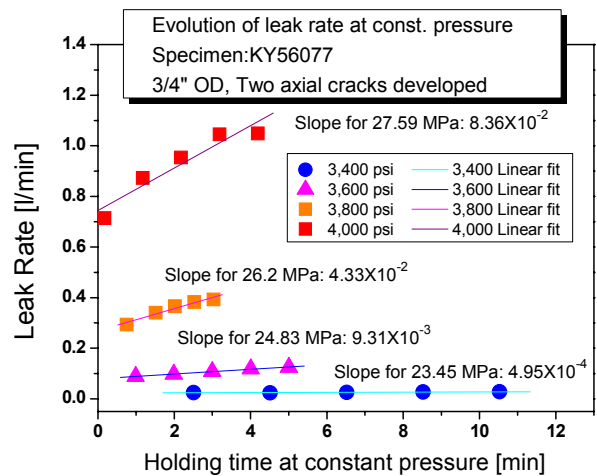


그림 6. 일정압력에서 SCC 균열로부터의 누설량 변화 거동

이 23.45 MPa로 낮은 경우에는 시간이 경과하더라도 누설량의 증가가 관찰되지 않으나 압력이 24.83 MPa, 26.2 MPa 및 27.59 MPa로 증가함에 따라 시간경과에 따른 누설량 증가 경향이 더욱 뚜렷하게 나타났다. 이는 그림 7에서

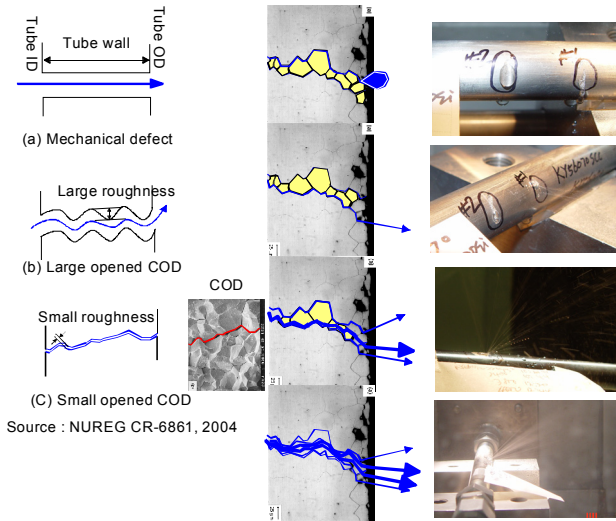


그림 7. 일정압력에서 시간에 따른 누설량 증가의 원인

보듯이 저압에는 관통결함을 통과하는 물에 의해 입자 (grain)가 떨어지지 않고 유지될 수 있으나 압력이 높아지면서 물의 흐름이 빨라지고 균열면에 노출된 입자를 치고 지나가기 때문에 물의 흐름 경로가 매끄러워지는 현상에 기인되는 것으로 판단된다.

#### 4. 결 론

증기발생기 전열관의 누설 및 파열거동을 평가하기 위한 실험용 SCC결합관을 제작하는 방안을 연구하였으며 제작된 SCC 결합관에서의 누설거동을 평가하였다.

- 1) 부식용액의 다양한 국부적 접촉방안을 도출하였다.

- 2) 관 내면에 가스압력을 가함으로써 관 외면에 인장응력이 걸리게 하여 응력부식균열을 제작하였다.

- 3) 운전중인 발전소에서 발견되는 길이 3~5 mm 내외의 균열을 제작할 수 있는 기술을 확보하였으며 이 결합관은 이용하여 누설 및 파열압력 측정용으로 활용할 수 있다.

- 4) 누설실험에서 내압이 높은 경우 시간 경과에 따른 뚜렷한 누설량 증가가 관찰되었다.

#### 후 기

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 중장기연구 개발 사업의 일환으로 수행된 것입니다.

#### 참 고 문 헌

1. J.S. Kim, S.S. Hwang et al., 'Destructive Analysis on Pulled Tubes from Ulchin Unit 4-Final Report' Korea Atomic Energy Research Institute, 2003.
2. S.S. Hwang, D.J. Kim, Y.S. Lim, J.S. Kim, J.Y. Park, and H.P. Kim, *Corrosion Science and Technology*, **7**, 189 (2008).
3. J.S. Kim, J.H.Han, H.P. Kim, Y.S. Lim, D.H. Lee, S.S. Hwang, and D.H. Hur, *Corrosion Science and Technology*, **1**, 320 (2002).
4. H.P. Kim, Y.S. Lim, and J.S. Kim, *Corrosion Science and Technology*, **2**, 82 (2003).
5. S.S.Hwang, *Corrosion and Protection*, **7**, 7 (2008).
6. V.N. Shah, P.E. MacDonald, *Aging and life extension of major light water reactor components*, Elsevier, 1993.
7. S. Bakhtiari, K.E. Kasza, D.S. Kupperman, S. Majumdar, J.Y. Park, W.J. Shack, and D.R. Diercks, 'Second U.S.Nuclear Regulatory Commission International Steam Generator Tube Integrity Research Program-Final Project Report' NUREG CR-6804/ANL-02/28, p. 90, 2003.