

## 증기발생기 전열관의 1차측 응력부식균열 억제에 대한 Shot-Peening 효과 분석

박인규  
선문대학교  
충남 아산시 탕정면 갈산리 100

김정수  
한국원자력연구소  
대전광역시 유성구 덕진동 150

### 요 약

국내 원자력 발전소 J-1호기의 증기발생기 전열관에 발생한 1차측 응력부식균열(PWSCC) 결함 데이터를 기초로하여, PWSCC 발생률 및 성장률에 대한 Shot-Peening 효과들 조사하였다. 이를 위하여, (i) Weibull 기율기, (ii) 주기별 성장률 및 (iii) 평균 결함길이 등을 분석하였다. Shot-Peening에 의해 PWSCC 결함 발생률 및 성장률은 전반적으로 감소하였으나, Shot-Peening 직후에는 급격한 증가 양상을 보인 후 다시 감소하였다. 한편 Shot-Peening의 PWSCC 결함 성장에 대한 감소 효과는 새로운 결함에 국한되며, 기존의 결함에 대해서는 영향이 거의 없는 것으로 나타났다.

### 1. 서 론

가압경수로형 원자력 발전소의 증기발생기 전열관에 나타나는 주요 손상기구로는 1차측 응력부식균열(PWSCC: Primary Water Stress Corrosion Cracking), 2차측 응력부식균열(ODSCC: outside Diameter Stress Corrosion Cracking), 점부식(Pitting), 덴팅(Denting) 등이 있다. PWSCC는 Alloy 600 증기발생기 전열관의 주된 손상기구이다. PWSCC는 주로 Alloy 600 저온 소둔제(Low Temperature Mill Annealed: LTMA)에서 항복응력 정도의 고 인장 응력하에서 발생하며, 열적으로 활성화되는, 입계균열기구(Intergranular Cracking Mechanism)이다. PWSCC는 ① 민감한 전열관재질, ② 높은 인장응력, ③ 높은 운전온도의 3가지 조건에서 발생한다.[1] PWSCC는 잔류응력이 높은 확관부위와 Row 1 U-Bend에서 주로 발생한다. 이와 같은 잔류응력은 전열관 제작 및 설치과정에서 유발되어 진다. PWSCC 손상이 발생한 원자력발전소에서는 전열관 손상률을 근간으로 증기발생기 정비 계획을 수립한다. 그러므로 PWSCC 손상률을 파악하는 것이 요구된다. 본 연구에서는 원자력 발전소 증기발생기의 1차측 응력부식균열에 대한 발생률 및 성장률에 대한 Shot-Peening 효과를 J-1호기의 현장 데이터를 근간으로 분석하였다.

## 2. J-1호기 증기발생기

### 2.1 증기발생기 개요

J-1호기는 950 MWe 가압경수로형 원자력 발전소이며, 1988년 9월에 상업운전을 시작하였다. 증기발생기는 FRAMATOME에서 공급한 51B형으로, 전열관 재질은 Alloy 600TT로 되어 있다. 전열관의 확관은 전장 기계식 확관법을 도입하고, Kiss Roll을 적용하였다. 전열관의 외경은 22.22mm, 두께는 1.27mm 이다. 증기발생기별 전열관 수는 3330개 이며, 고온관 온도는 323℃이다. 1994년 2월, 제 5차 계획정비 기간중에 증기발생기 고온관측 전체 전열관에 대해 Shot Peening을 실시하였다. J-1호기 증기발생기 전열관에 대한 ECT 검사는 4주기에는 Bobbin 33%, MRPC 23.8%, 5주기이후에는 MRPC 100%, Bobbin 33%를 수행하고 있다. PWSCC 결함은 주로 축방향 결함으로 관 상부 확관천이 영역에서 발생한다. 현재 관막음 기준으로는 축방향 결함의 경우에는 균열길이 13mm를 적용하고 있으며, 원주방향 결함은 모두 관막음 조치한다.

### 2.2 PWSCC 발생현황

표 1. J-1호기의 주기별 PWSCC 발생 누적 전열관수

CYCLE	S/G-A	S/G-B	S/G-C	SUM
4 <sup>th</sup>	27	41	63	131
5 <sup>th</sup>	106	236	247	589
6 <sup>th</sup>	163	264	319	746
7 <sup>th</sup>	306	593	571	1470
8 <sup>th</sup>	365	639	757	1761

표 1은 J-1호기의 증기발생기별 PWSCC 결함 발생 전열관의 주기별 누적수를 나타낸다. S/G-C의 결함율이 약 23%로 가장 손상이 심한 것으로 나타났으며, 현재 J-1호기 증기발생기의 전열관 결함율은 평균 약 18%이다.

## 3. PWSCC 발생률

### 3.1 Weibull 기울기 분석

표 2. J-1호기 증기발생기의 Weibull 기울기, b

No.	Cycles	S/G-A	S/G-B	S/G-C	Average
1	5,6,7	2.91	2.47	2.29	2.46
2	5,6,7,8	2.45	2.14	2.25	2.22

표 2는 표 1의 PWSCC 발생 전열관 수를 토대로 Weibull 기울기의 변화[2]를 산출한 결과이다. 제 4주기의 ECT는 부분적으로 행하여졌으므로, PWSCC 발생의 관점에서는 데이터의 신뢰성을 고려하여 포함시키지 않았다. 표 2에 나타난 Weibull 기울기 산출결과에 따르면, J-1호기 증기발생기의 Weibull 기울기는 가동시간이 증가함에 따라 전반적으로 감소 추세에 있다. 즉, 5, 6, 7 주기에 대한 Weibull 기울기는  $b = 2.46$ 이며, 5, 6, 7, 8 주기의 평균 Weibull 기울기는 각각 2.46 및 2.22이다. 증기발생기별 Weibull 기울기 변화율도 모두 감소한 것으로 나타났다. 그러나 S/G-A와 S/G-B의 Weibull 기울기 변화율은 약 -15% 정도이지만, S/G-C는 거의 변화가 없는 것으로 나타났다. 즉, S/G-A는 S/G-C에 비해 절대적인 손상은 작으나, Weibull 기울기로 나타나는 결함발생 증가율은 S/G-C에 비해 더 크다.

### 3.2 주기별 PWSCC 발생 분석

표 3은 J-1호기의 주기별 PWSCC 결함 생성 전열관 수를 나타낸다. 즉 지난 주기에 검출된 결함을 제외한 주기별로 새로이 검출된 결함수를 나타낸다.

표 3. J-1호기의 주기별 PWSCC 결함 발생 전열관수

CYCLE	S/G-A	S/G-B	S/G-C	SUM
5 <sup>m</sup>	79	195	184	458
6 <sup>m</sup>	57	28	72	157
7 <sup>m</sup>	143	329	252	724
8 <sup>m</sup>	59	46	186	291

Shot-Peening 직후인 6주기에는 결함생성률이 급격히 감소하였다. 그후 7주기에는 더욱 급격히 증가하였으나 8주기에는 다시 감소하였다. 즉 Shot-Peening 직후에 효과가 급격히 증가한후 오르내림 현상을 보인다. 이 결과는 Cox의 모델을 적용한 Shot-Peening 효과에 대한 통계 분석 결과와 상이하다[3]. Cox 모델의 통계분석 결과에 따르면, Shot-Peening 효과는 Shot-Peening 실시후 2번째 주기에서 가장 크게 나타나며, 3 주기부터는 안정화 단계에 접어드는 것으로 나타났다.

## 4. PWSCC 성장속도

### 4.1 균열길이에 따른 성장속도 변화

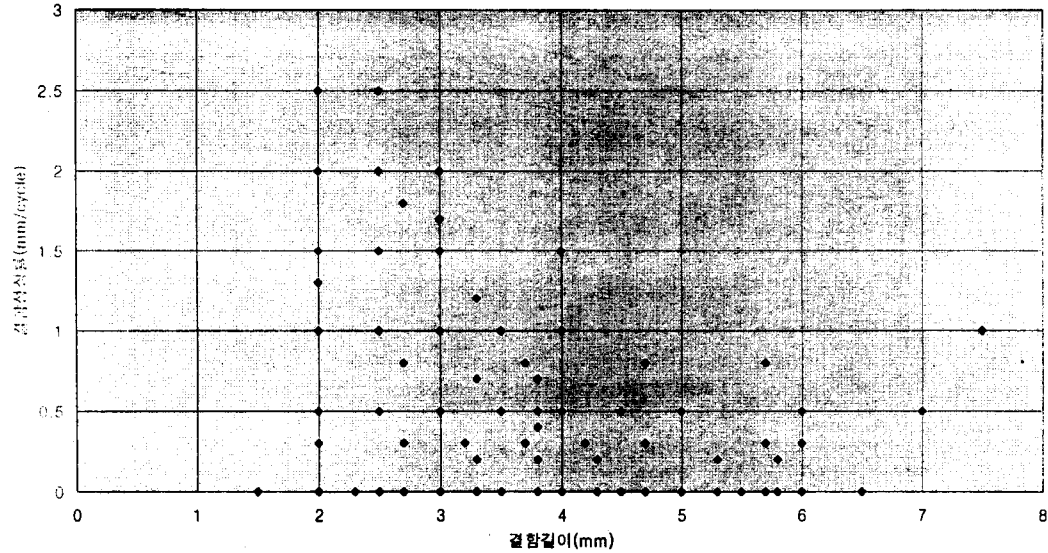


그림 1. J-1호기 증기발생기의 PWSCC 결함길이에 따른 결함성장률

그림 1은 J-1호기 S/G-A의 균열길이에 따른 결함 성장률을 나타낸다. 균열길이의 증가에 따라 균열 성장속도는 감소한다. 이와 같이 균열길이가 증가함에 따라 균열 성장속도가 감소하는 이유는 다음과 같다[4]. 첫째, 균열성장 초기에는 전열관 축방향의 상하 양쪽 방향으로 성장하던 균열의 아래쪽 균열끝단이 압축응력 상태에 있는 관판부위와 접촉하게 되면 성장을 멈추게 된다. 둘째, 윗쪽 균열끝단은 성장함에 따라 초기의 높은 잔류응력 부위에서 벗어나게 된다.

### 4.2 PWSCC 성장률 분석

표 4. 주기별 PWSCC 평균 성장률( $\times 10^{-3}$  mm/day)

CYCLE	S/G-A	S/G-B	S/G-C	Average
5 <sup>th</sup>	1.43	1.25	3.48	2.05
6 <sup>th</sup>	0.19	0.27	0.34	0.27
7 <sup>th</sup>	2.14	1.60	0.37	1.37
8 <sup>th</sup>	0.30	0.47	0.32	0.36

표 4는 J-1호기 증기발생기 전열관의 PWSCC 결함에 대한 주기별 평균 성장속도를 나타낸다. 전반적으로 Shot-Peening 후에 PWSCC 성장률이 감소하여, 현재 J-1호기 증기발생기 전열관의 PWSCC 성장속도는  $3.6 \times 10^{-4}$  mm/day(0.13 mm/year)이다. Shot-Peening 직후, 즉 6 주기에는 모든 증기발생기의 성장속도가 1/10 정도로 급격히 감소하였다(감소율: S/G-A: 87%, S/G-B: 78%, S/G-C: 90%) 그 후에도 S/G-C의 성장속도는 약  $3 \times 10^{-4}$  mm/day를 계속 유지하고 있다. 그러나 S/G-A와 S/G-B는 7주기에 성장속도가 다시 급속히 증가한 후 8주기에는 다시 안정세를 보이고 있다. 즉 주기에 따른 PWSCC의 성장률 변화는 PWSCC 발생률의 오르내림 변화와 유사하다.

**표 5. 전체 PWSCC 결함의 평균길이에 대한 Shot-Peening 효과**

Shot Peening	S/G-A	S/G-B	S/G-C	Average
Before	3.63 mm	3.44 mm	3.16 mm	3.41 mm
After	3.27 mm	3.23 mm	3.39 mm	3.30 mm

표 5는 Shot-Peening 전후의 J-1호기 증기발생기에 발생한 전체 PWSCC 결함의 평균 길이를 나타내고 있다. Shot-Peening 후에 PWSCC 평균길이는 약 3% 감소하였으나 전반적으로는 큰 차이가 없는 것으로 나타났다.

**표 6. 최초 검출 PWSCC 결함 평균길이에 대한 Shot-Peening 효과**

Shot Peening	S/G-A	S/G-B	S/G-C	Average
Before	3.56 mm	3.36 mm	3.12 mm	3.35 mm
After	2.43 mm	2.47 mm	2.51 mm	2.47 mm

그러나 표 6에 나타난 바와 같이 각 주기별 ECT 검사에서 최초로 검출된 결함의 평균 길이는 약 26% 감소한 것으로 산출되었다. 즉 Shot-Peening에 의한 PWSCC 결함성장 감소 효과는 Shot-Peening 후 새로이 검출된 결함에 국한되며, 기존의 결함에 대해서는 거의 영향이 없는 것으로 보인다.

## 5. 결론

J-1호기 증기발생기 전열관에 발생한 PWSCC 결함 데이터를 기초로하여, PWSCC 발생률 및 성장률에 대한 Shot-Peening 효과를 조사하였다. 이를 위하여, (i) Weibull 기울기, (ii) 주기별 성장률 및 (iii) 평균 결함길이 등을 분석한 결과는 다음과 같다.

- (1) Shot-Peening에 의해 J-1호기의 PWSCC 결함 발생률 및 성장률은 전반적으로 감소하고 있는 것으로 나타났다.

- (2) J-1호기의 PWSCC 결함 발생률 및 성장률은 Shot-Peening 직후에 급격히 감소한 후 오르내림 현상을 나타내고 있다.
- (3) Shot-Peening의 PWSCC 결함 성장에 대한 감소 효과는 새로운 결함에 국한되며, 기존의 결함에 대해서는 영향이 거의 없다.

## 감사의 글

본 연구는 과학기술처에서 시행한 "원자력연구개발사업"의 일환으로 이루어졌으며 이에 감사드립니다. 또한 자료수집에 적극적으로 협조해 주신 한국전력(공)의 원자력발전처 및 발전소 관계자 여러분에게도 감사드립니다.

## 참고문헌

1. 박인규, "증기발생기 튜브의 1차수 응력부식균열 손상과 관막음 기준 평가", 전력기술 제 3권 제 3집, pp. 59-66 (1992)
2. J.A. Gorman, R.W. Staehl, and K.D. Stavropoulos, Statistical Analysis of Steam Generator Tube Degradation, EPRI NP-7493 (September 1991)
3. P. Pinter and T. Riffard, Statistical Evaluation of the Effects of Shot-Peening on Stress Corrosion of Alloy 600 in PWR Steam Generators," in Proceedings of the International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems - Water Reactors, pp. 707-712, The Minerals, Metals & Materials Society, 1993
4. V.N. Shah et al, Assessment of primary water stress corrosion cracking of PWR steam generator tubes, Nuclear Engineering and Design, Vol. 134, pp. 199-215 (1992)