

'96추계학술발표회 논문집

한국원자력학회

증기발생기 전열관의 1차측 및 2차측 응력부식균열에 대한 온도효과 분석

박인규

선문대학교

충남 아산시 탕정면 갈산리 100

황일순·박원석

서울대학교

서울시 관악구 신림동 산 56-1

이상학·임승재

한국전력공사

서울시 강남구 삼성동 167

요 약

원자력 발전소 증기발생기의 1차측 및 2차측 응력부식균열에 대한 온도감소 효과를 고리 1호기의 현장 데이터를 근간으로 분석하였다. 고리 1호기의 경우 출력을 100%에서 85%로 감소시키므로써, 고온관 온도는 320.5°C에서 313.5°C로 7°C 감소하였으며, 이와 같은 온도감소 효과로 PWSCC 손상률은 약 40%, ODSCC 손상률은 약 33% 감소하는 것으로 산출되었다. PWSCC의 경우 Weibull 기울기는 $b = 5.6$ 에서 $b = 3.8$ 로 감소한 것으로 나타났다. PWSCC의 억제방안으로는 출력감발에 의한 온도감소가 가장 효과적이지만, ODSCC의 경우에는 틈새 분위기의 변환이 큰 역할을 하는 것으로 나타났다.

1.서 론

가압경수로형 원자력 발전소의 증기발생기는 1차 계통에서 발생한 열을 2차 계통에 전달하여 증기를 발생시키는 역할을 하며, 1차 계통의 압력경계를 유지시키므로 원전의 안전성 및 가동율에 지대한 영향을 미친다. 그러므로 증기발생기의 건전성을 확보하는 것이 요구된다. 증기발생기의 건전성은 주로 증기발생기 세관의 건전성 여부에 달려 있다고 볼 수 있다. 증기발생기의 세관에는 1차측 및 2차측의 수질 환경 및 세관재질의 취약성으로 인하여 여러형태의 손상이 발생한다. 주요 손상기구로는 1차측 응력부식균열(PWSCC: Primary Water Stress Corrosion Cracking), 2차측 응력부식균열(ODSCC: outside Diameter Stress Corrosion Cracking), 점부식(Pitting), 덴팅(Denting) 등이 있다. 이와 같은 손상기구에 의해 세관결함이 진행되어 세관벽을 관통하게 되면, 1차 냉각재가 2차측으로 누설이 된다. 누설물이 발전소의 규정 한계치를 넘어서게 되면 강제 운전정지를 하여야 한다. 본 연구에서는 출력감소에 따른 온도감소 효과가 PWSCC 및 ODSCC에 미치는 영향을 실제의 Field Data를 근간으로 분석하였다. 손상분석에는 Weibull 함수를 사용하였다.

2. 연구배경

2.1 PWSCC

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, 입계 균열기구(Intergranular Cracking Mechanism)이다. PWSCC는 ① 민감한 전열관재질, ② 높은 인장응력, ③ 높은 운전온도의 3가지 조건에서 발생한다.[1] 증기발생기의 전열관이 설치된 후에는 PWSCC 손상은 주로 운전온도 및 응력에 영향을 받게된다. 온도에 따른 손상속도의 증가는 다음과 같은 지수 함수로 나타내어진다.

$$\text{PWSCC 손상률} \propto \exp(-Q/RT)$$

여기서 R은 기체상수, T는 절대온도, PWSCC의 활성화에너지, Q는 164 - 273 kJ/mole로 보고되고 있으며, 최적 중간값으로는 210kJ/mole (50 kcal/mole)을 적용하고 있다.[2,3] 한편, 응력에 따른 PWSCC의 손상속도는 응력지수 4를 적용하여 PWSCC 손상률 $\propto \sigma^4$ 로 나타낸다.[4]

2.2 ODSCC

ODSCC, 즉 2차측 IGSCC는 제한된 틈새 내에 알칼리종이 농축되므로써 야기된다. IGSCC는 입계를 따라 나타나는 2차원적 손상형태로써 응력에 의한 영향이 크다. ODSCC의 진전속도는 국부 염기도와 산화전위에 따라 크게 변한다. 전파속도가 느린 IGA에 비해, 극심한 IGA 손상 후에 나타나는 SCC의 속도는 매우 빠르다. 증기발생기 전열관 외부표면에 나타나는 ODSCC는 주어진 응력 상태에서, 염기도 상승 및 부식전위의 상승으로 나타난다. IGSCC에 대한 응력지수는 1-4의 범위로 보고되고 있으며, 최적 중간값으로 2.5를 선정하고 있다.[5] 또한 IGSCC에 대한 활성화에너지도 용액성분, 실험온도 및 실험 방법에 따라 큰 차이를 보이고 있으나, 일반적으로 40 kcal/mol을 적용하고 있다. [5] 그러므로, 온도와 응력에 따른 ODSCC의 손상속도는 다음과 같이 표현할 수 있다.

$$\text{ODSCC 손상률} = A' \sigma^{2.5} \exp(-40 \text{ kcal/mol}/RT)$$

여기서 A'은 관련 상수, R은 기체상수, T는 절대온도이다.

2.3 Weibull 함수

통계학적 세관손상 예측방법은 과거의 세관 손상이력을 토대로 결함발생 확률밀도함수의 매개변수를 결정하여 결함성장율을 예측하는 것이다. 본 연구에서는 증기발생기 세관 손상 예측법으로 Weibull 함수방법을 사용하였다.[6,7] Weibull 분포에 대한 확률밀도함수는 다음과 같다.

$$f(t) = \left[\frac{b}{\theta - t_0} \left(\frac{t - t_0}{\theta - t_0} \right)^{b-1} \right] \exp \left[- \left(\frac{t - t_0}{\theta - t_0} \right)^b \right]$$

여기서 $f(t)$ = 확률밀도함수 b = 웨이블 기울기
 t = 시간 θ = 시간에 대한 특성값
 t_0 = 결함 시작 시간

3. 고리 1호기 자료 분석

고리 1호기 원자력발전소는 1978년 4월에 가동을 시작한 이후 현재까지 약 18년간 운전되고 있다. 고리 1호기 증기발생기는 웨스팅하우스 51형이며, 전열관 재질은 Alloy 600 MA로써, 특히 응력부식균열 손상에 민감하다[1]. 고리 1호기 증기발생기의 관막음율은 계속 증가 추세에 있으며 1996년 10월 현재의 관막음율은 약 11.2% 이다. 표 1은 고리 1호기에 발생한 PWSCC와 ODSCC의 결함발생 상황을 나타낸다. PWSCC 와 ODSCC 모두 고온관(H/L: Hot Leg) 부위에서만 발생했다.

표 1. 고리 1호기 증기발생기의 PWSCC와 ODSCC 결함 발생 현황

ECT DATE	PWSCC									ODSCC				
	TTS*				ROW 1 U-BEND				S u m	TTS				S u m
	S/G-A		S/G-B		S/G-A		S/G-B			S/G-A		S/G-B		
	H/L	C/L	H/L	C/L	H/L	C/L	H/L	C/L		H/L	C/L	H/L	C/L	
'90.03	-	-	1	-	-	-	-	-	1	-	-	-	-	-
'90.11	22	-	26	-	-	-	2	-	50	-	-	-	-	-
'92.01	27	-	38	-	1	-	2	-	68	-	-	-	-	-
'93.06	4	-	61	-	-	-	2	-	67	-	-	-	-	-
'94.07	22	-	74	-	-	-	-	-	96	-	-	-	-	-
'94.11	30	-	23	-	-	-	-	-	53	111	-	185	-	296
'96.01	60	-	58	-	-	-	1	-	118	14	-	35	-	49**
SUM	165	-	281	-	1	-	7	-	454	125	-	220	-	345

* TTS : Top of Tube Sheet

** +Point 검사

PWSCC는 주로 진류응력이 가장 큰 환관부위인 TTS 부위와 Row 1 U-Bend에서 발생하고 있다. 고리 1호기에서는 1990년 3월에 수행된 ECT 검사에서 고온관 부위에서 1개의 결함이 나타난 후 표 1에 나타난 바와 같이 계속 증가 추세에 있다. 한편, 지난 1994년 9월 11일에 고리 1호기가 제 14주기 임계에 도달한 이후, 약 2개월이 경과한 1994년 10월 15일에 증기발생기의 누수가 감지되었다. 1994년 11월 8일에는 증기발생기-B의 누수가 절차서의 누설 한계치인 10 l/hr에 접근하여, 가동중지되었다. ECT 검사결과 지금까지 국내 원전에서 경험하지 않은 ODSCC 결함이 S/G A 및 B의 고온부 환관 상단에서 주로 검출되었다.

균열성 결함인 PWSCC와 ODSCC 결함의 성장을 완화시키는 방안으로 지난 1994년 11월 간이 정비후에 (i) 85% 출력감소 (ii) 2차측 틱새세정 및 물비조절 등을 수행하였다.[8] 이와 같은 ODSCC 완화 대책의 수행으로 결함 발생수는 296개에서 49개로 급격히 감소하였다. 한편 1996년에 행한 ECT 검사법으로는 결함 검출도가 종전의 Standard MRPC 보다 월등한 + Point MRPC 검사법을 사용하였다. 종전의 MRPC 법을 사용한 경우를 가

정하면, 결함 지시 전열관 수는 약 1/2로 감소하였을 것으로 기대된다. 그러므로 ODSCC 손상의 근원은 제거되었다고 볼 수 있다.

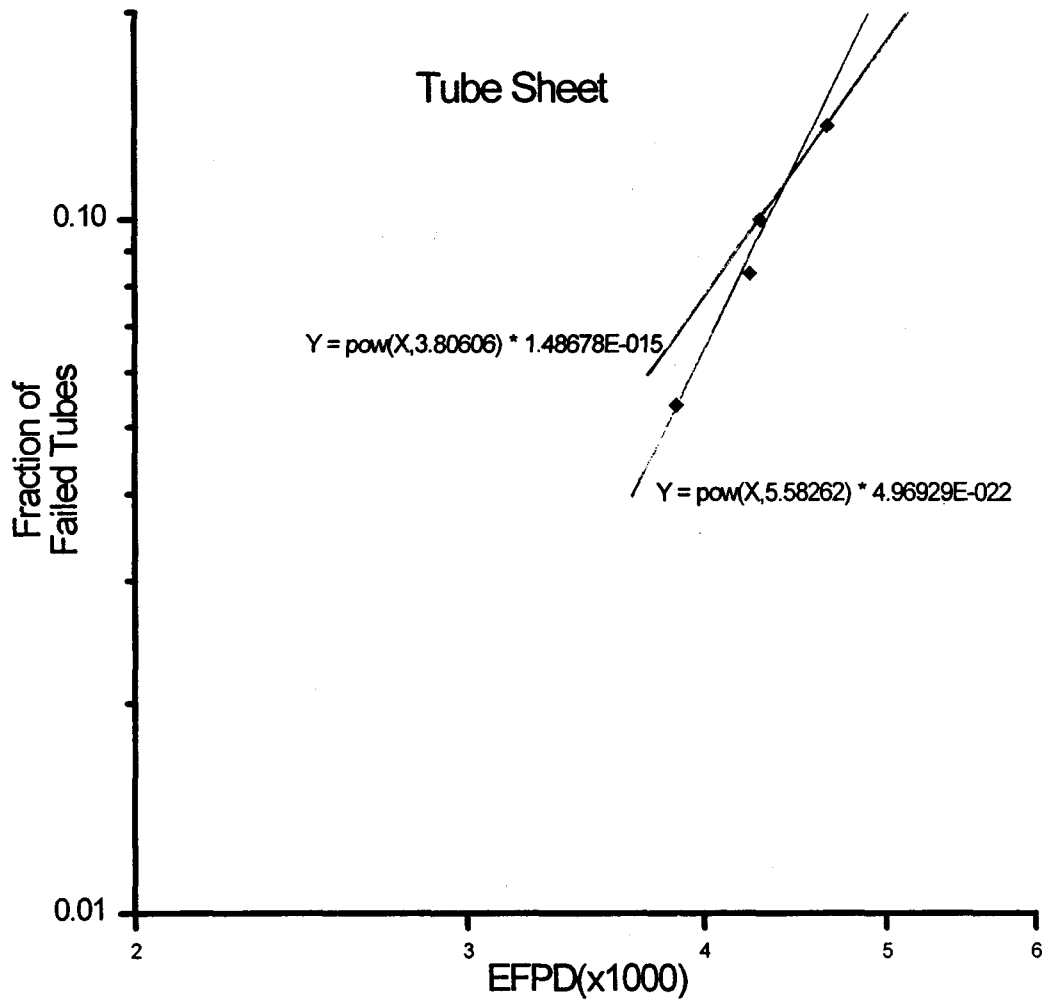


그림 1. 고리 1호기 증기발생기 전열관의 PWSCC에 대한 Weibull 기울기 변화

4. 온도감소 효과 분석

고리 1호기의 경우 출력을 100%에서 85%로 감소시키므로써, 고온관 온도는 320.5°C (593.5 K)에서 313.5°C(586.5 K)로 7°C 감소하였다. 한편 1차측 압력은 154 bar로 변동이 없으나, 2차측 압력은 51.5 bar에서 55.5 bar로 상승하였다. 이에 따라 압력차이는 102.5 bar에서 98.5 bar로 감소하였다. 전열관에 부과되는 총 응력은 전열관 제작 및 설치에 의해 야기되는 잔류응력과 운전환경에 따른 작용응력의 합으로 나타난다. 그러나 작용응력은 잔류응력에 비해 매우 낮으므로 압력차이의 감소에 따른 작용응력의 감소는 무시할 만 하다.[9] 그러므로 출력감발에 의한 PWSCC 손상완화 효과는 주로 온도 감소에 기인한다고 볼 수 있다.

4.1 PWSCC 분석

PWSCC 손상률은 $\exp(-Q/RT)$ 에 비례하므로, 출력 감발에 따른 고온관 온도 변화, 즉 593.5 K에서 586.5 K로 감소함에 따른 손상률 감소비는 다음과 같이 산출된다. 활성화 에너지는 $Q = 50 \text{ kcal/mol}$ 이다.

$$\exp[-(50,000/1.987)(1/586.5 - 1/593.5)] = \exp(-0.5) = 0.6$$

즉, 운전온도 7K의 감소에 따라 PWSCC의 손상률 감소는 약 40%이다.

그림 1은 PWSCC에 대한 Weibull 기울기의 변화를 나타낸다. 출력감발 전에는 $b = 5.6$ 이었으나, 출력감발 후에는 $b = 3.8$ 로 급격히 감소하였다.

4.2 ODSCC 분석

ODSCC 손상률도 $\exp(-Q/RT)$ 에 비례하므로, 고온관 온도 감소에 따른 손상률 감소비는 다음과 같이 산출된다. 활성화 에너지는 $Q = 40 \text{ kcal/mol}$ 을 적용한다.

$$\exp[-(40,000/1.987)(1/586.5 - 1/593.5)] = \exp(-0.5) = 0.67$$

즉, 운전온도 7 K의 감소에 따라 ODSCC의 손상률 감소는 약 33%로써 PWSCC에 대한 감소 효과보다 다소 작을 것으로 기대된다. 그러나 고리 1호기의 경우, ODSCC 결함발생 전열관수는 94년 11월의 296개에서 96년 1월에는 단지 49개로 나타났다. 이와 같은 ODSCC 손상의 급격한 감소는 출력감발에 따른 온도 감소 효과 뿐만 아니라, ODSCC 완화 대책으로 틸새분위기의 전환을 유도하여 ODSCC의 발생을 근원적으로 제거할 수 있었기 때문으로 사료된다.[8]

5. 결론

고리 1호기의 경우 출력을 100%에서 85%로 감소시키므로써, 고온관 온도는 320.5°C에서 313.5°C로 7°C 감소하였다. 이와 같은 온도감소 효과로 PWSCC 손상률은 약 40%, ODSCC 손상률은 약 33% 감소하는 것으로 산출되었다. PWSCC의 경우 Weibull 기울기는 $b = 5.6$ 에서 $b = 3.8$ 로 감소한 것으로 나타났다. PWSCC의 억제방안으로는 출력감소에 의한 온도감소 효과가 가장 크지만, ODSCC의 경우에는 틸새 분위기의 변환이 큰 역할을 하는 것으로 사료된다.

감사의 글

본 연구는 한국전력(공)의 지원으로 이루어졌으며 이에 감사드립니다. 또한 자료수집에 적극적으로 협조해 주신 고리 1호기 관계자 여러분에게도 감사드립니다.

참고문헌

1. 박인규, "증기발생기 튜브의 1차수 응력부식균열 손상과 관막음 기준 평가", 전력기술 제 3권 제 3집, pp. 59-66 (1992)
2. A.A.Stein and A.R. Mclree, Relationship of annealing temperature and microstructure to primary side cracking of Alloy 600 steam generator tubing and the prediction of stress orrosion cracking in primary water, in Proceedings of the Second International Symposium on Environmental Degradation of materials in Nuclear Power Systems Water Reactors, p.47, American Nuclear Society, La Grange park, Illinois, (1986)
3. J.A. Gorman, R.W. Staehl, and K.D. Stavropoulos, Statistical Analysis of Steam Generator Tube Degradation, EPRI NP-7493 , (1991)
4. R. Bandy and D. Van Rooyen, Initiation and propagation of stress corrosion cracking of Alloy 600 in high temperature Water, in Proceedings of the International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems - Water Reactors, p. 763, The National Association of Corrosion Engineers, Houston, Texas, (1984)
5. EPRI TR-104811-V1, PWR Molar Ratio Control Application Guidelines, Vol. 1: Summary pp. 2-4 - 2-6, (1995)
6. R.W.Staehle, J.A. Gorman, K.D. Stavrotoulos and C.S. Welty, Publication of Statistical Distributions to charaterizing and predicting Corrosion of Tubing in S/Gs of PWRs, presented at 3rd NACE International Relations Committee Symposium on Life Prediction of Corridable Structures, Cambridge, UK, Sept. 23-26, (1991)
7. J.F. Lawless, Statistical Models and Methods for Lifetime Data, John Wiley & Sons, (1982)
8. 황일순, 박인규, 고리 1호기 증기발생기 세관손상 진단 및 대책수립, 한국전력공사 (1995)
9. 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)