

고리1호기 주요기기 피로수명 평가

박준현, 장창희, 정일석, 홍승열
전력연구원
대전광역시 유성구 문지동 103-16

진태은
한국전력기술(주) 전력기술연구소
경기도 용인군 구성면 마북리 360-9

요 약

원자력발전소 수명관리(Plant Lifetime Management, PLIM) 업무중 기기의 피로수명 평가는 중요하면서도 시간이 많이 소요되는 작업중의 하나이다. 고리원전 1호기 주요기기의 피로수명 평가를 위해 운전기간중 발생한 과도현상에 대한 운전기록을 일일이 분석하여 과도현상의 종류와 횟수를 기록하였다. 운전기간중 발생한 과도현상을 근거로 주요기기의 피로를 계산하여 설계피로계수와 비교·평가한 결과, 향후 발전소 수명연장운전을 위한 잔여피로수명은 충분한 것으로 판단되었다.

1. 서 론

고리원전 1호기 주요기기의 열화 및 노화에 대비한 수명관리 1단계(PLIM Phase 1) 연구가 '93년부터 '96년까지 전력연구원 주관 하에 수행되었다¹⁾. 이 수명관리 연구는 발전소 계통, 구조물 및 기기(SSCs)의 노화현상과 잔여수명을 평가하여 발전소 수명기간동안 적절한 노화관리와 정비 및 설비보강계획 수립시 기술적 근거를 제공하는데에 그 목적을 두고 있다. 이 연구과정중, 발전소 수명기간동안 주요기기의 설계기능 및 건전성 유지가 수명관리의 관건으로 대두되었는데 이를 제한하는 노화현상의 하나가 피로이다. 피로현상은 운전중 발생하는 여러가지 과도현상으로 인한 기계적, 열적 응력이 기기에 반복적으로 가해질 때 발생하게 된다. 피로로 인한 기기손상 가능성의 정량적 판단기준으로 ASME B&PV Code Sec. III에서는 기기의 수명기간동안 누적피로계수(CUF)가 1.0보다 작아야 함을 규정하고 있다.

이러한 측면에서, 상대적으로 높은 피로계수가 나타나는 특정 기기 및 구성품에 대한 상세 피로평가는 1단계 수명관리연구에서 중요한 위치를 차지하였다. 계산의 단순화를 위해, 피로해석을 위한 응력계산절차는 기기 공급사에서 제공한 설계응력계산서(Design Stress Report, DSR)를 따랐으며, 이 설계응력계산서에는 설계시 가정한 과도현상 발생횟수와 부하상태 등이 상세히 기술되어 있다. 여기서는 운전중 발생한 과도현상을 바탕으로 원자로압력용기, 가압기, RCS 배관등 주요기기에 대한 피로해석 절차와 결과를 나타내었다.

2. 분석방법

0 피로해석

기기의 피로해석을 위해서는 먼저 기기의 특정부위가 수명기간동안 받고있는 모든 운전과도상태의 종류와 횟수가 산정되어야 한다. 운전과도상태가 정의되면 각각의 과도상태에서 기기가 받

고 있는 온도, 압력, 기계적부하(선형 및 비선형 열응력과 기하학적 불연속에 의한 응력집중을 포함)를 반영하여 응력해석을 수행한다. 응력해석에서 얻어진 최대응력범위(peak stress range, S_p)를 2로 나누어 교번응력강도(alternating stress intensity, S_{alt})를 구한 후 필요시 S_{alt} 를 보정한다. S-N곡선²⁾에서 S_{alt} 에 해당하는 허용횟수 "N"을 찾아내고, 이를 산정된 운전과도상태 횟수로 나누어 각 과도상태에 대한 피로사용계수를 구한다. 각 과도상태에 대한 피로사용계수가 구해지면 아래의 식을 이용하여 기기의 특정부위에 대한 누적피로계수를 구한다.

$$CUF(\text{Cumulative Usage Factor}) = \sum U.F. = \sum \frac{n}{N}$$

여기서, n은 응력범위에 따른 과도상태 횟수, N은 S-N곡선 으로부터 얻어지는 각 응력수준에 대한 허용횟수를 의미한다. 이 때 CUF가 1.0과 같아지면 피로수명을 소진한 것으로 판단하며, 피로수명이 소진되면 피로균열이 발생하여 성장하는 것으로 간주한다.

0 설계자료 및 운전이력

피로수명평가시 고려되는 설계과도현상(design transients)은 RCS 저온관의 온도와 압력의 변화로 정의되어 있다. 표 13)은 설계과도현상의 유형과 이에 따른 온도·압력 변화 그리고 운전중 발생한 과도현상 횟수를 나타낸 것으로서, n_d 와 n_o 는 각각 설계 및 운전 과도상태 횟수를 의미한다. 운전중 발생한 과도현상은 log sheet 및 온도, 압력, 원자로출력, 터빈출력 등의 strip chart 기록을 일일이 확인하여 발생횟수를 기록하였다. 이 과정에서 설계시 고려하였던 것과 동일한 온도·압력 변화를 보이지 않는 과도상태일지라도 보수적인 관점에서 가장 근접한 설계과도현상이 발생한 것으로 가정하였다.

표 1. 설계과도상태시 RCS 저온관의 압력, 온도 변화

Transients	ΔT (°F)	ΔP (psi)	Δt or Rate	n_d	n_o	Transient Section
a. Plant heatup/cool-down	70→541 541→70	400→2250 2250→700	100°F/hr 740psi/hr	200	44	A
b. Plant loading/unloading	6°F	-	20 Min.	18,300	306	C
c. Step load inc./dec.	14°F ↑ 16°F ↓	±75	50 Sec. 250 Sec.	2,000	78	B
d. Large step dec. in load	13°F ↑ 25°F ↓	+100~-275	2 Min 18 Min	200	31	B
e. Loss of load	34°F ↑ 32°F ↓	+250~-600	30 Sec. 1 Min.	80	2	B
f. Loss of power	12°F ↑ 14°F ↓	-180~+250	2 Min. 12 Min.	40	1	B
g. Loss of flow	44°F ↓ 44°F ↑ 12°F ↓	-375	15 Sec. 25 Sec 1 Min.	80	2	B
h. Reactor trip from full power	3°F ↑ 13°F ↓	-380	9 Sec. 30 Sec.	400	169	B
i. Turbine roll tests	75°F ↓	-330	28 Min.	10	1	B
j. Steady state fluctuation	±6°F	±100	1 Min.	infinite	10 ⁴	C
k. Primary side hydrostatic test before startup	-	3105	-	5	1	
l. Primary side hydrostatic test at 2485 psig	70→400 400→70	0psig→2500 2500→0psig	100°F/hr	50	5	A
n. Unusual transients				N/A	173	B

0 피로해석을 위한 과도상태 구분

설계과도현상은 과도상태 특성에 따라 A, B, C의 3단계(section)로 구분할 수 있다. 그림 1은 원자로압력용기 입구노즐의 피로해석을 위해 과도상태시 온도·압력변화를 나타낸 것으로, 과도상태 단계 A는 가열·냉각율이 100°F/hr인 과도상태 "a(plant heatup/cooldown)"와 과도상태 "l(primary side hydrostatic test at 2485psig)"을 나타낸다. 단계 B는 표 1에 제시된 과도상태 "c, d, e, f, g, h, i, n"중 온도, 압력변화가 가장 심한 과도상태이며, 그림 1에 제시되어 있지 않은 단계 C는 과도상태 "b(plant loading/unloading)" 및 과도상태 "j(steady state fluctuation)"와 같이 미소한 온도, 압력변화를 보이는 과도상태를 나타낸다. 그림 1에서 section B의 온도강하 구역은 과도상태 "i(steady state fluctuation)"시 28분간 온도가 75°F 떨어져 466°F에 도달하는 것을 의미한다. 온도상승 구역은 보수적 관점에서 100°F/hr 비율로 온도가 상승함을 나타낸다.

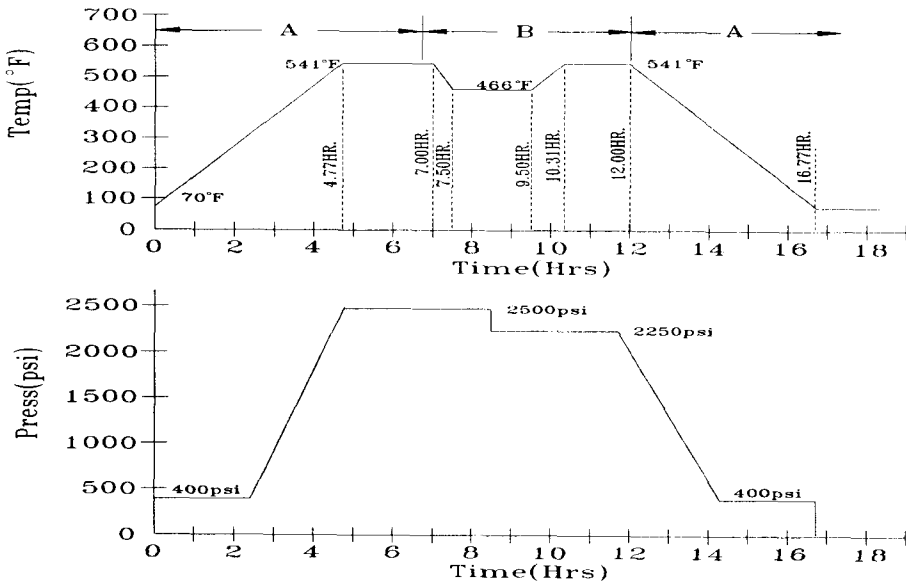


그림 1. 원자로압력용기 입구노즐에서 온도,압력의 변화

3. 피로수명 평가

0 원자로 압력용기

고리1호기 원자로압력용기는 직경 132인치의 웨스팅하우스 2루프형으로, B&W에서 ASME Sec. III 설계요건에 따라 제작하였으며 40년의 설계수명을 가지고 있다. 압력용기는 반구형 하부덮개, 볼트로 결합되는 반구형 상부덮개 및 원통형 shell 등으로 구성되어 있으며, 상부 shell에는 2개의 안전주입 노즐과 4개의 냉각재 노즐이 위치하고 있다.

압력용기 피로해석은 편의상 입·출구 노즐, 상부덮개 플랜지, 볼트결합 부위, shell 등 4부분으로 나누어 수행하였다. 볼트결합 부위로는 스타드 볼트 내외부와 shell 내외부에 대한 피로해석을

수행하였으며 결과는 표 2와 같다. 스티드 볼트 외부는 스티드 tensioning/detensioning, 과도상태 단계 A 및 터빈 회전시험시 받는 부하를 고려하였고, 내부는 과도상태 단계 A와 터빈 회전시험(과도상태 “i”)을 기준으로 하여 계산하였다⁴⁾. 압력용기 shell의 결합부위에는 과도상태 단계 A와 B가 함께 반영되었다. 압력용기 결합부위중 가장 피로에 민감한 부위는 스티드 내부로, 17년 운전 후 피로누적계수가 0.178로 계산되었다.

표 2. 압력용기 결합부위의 피로수명

Location	Load Conditions	S _{alt}	N	Design		Operation	
				n _d	U.F. _d	n _o	U.F. _o
Studs Inside	Section A	197.4	275	250	0.909	49	0.178
	transient i	24.6	30,000	10	0.000	1	0.000
	others (b,c,d,e,f,g,h,i,j,n)	neg.	inf.			-	0.000
	Cumulative Usage Factor				0.909		0.178
Studs Outside	Stud Tensioning /Detensioning	202.3	250	57	0.228	15	0.060
	Section A (Stud Tensioning /Detensioning Exclude)	169.6	360	193	0.536	34	0.094
	transient i	15.6	12,000	10	0.001	1	0.000
	others (b,c,d,e,f,g,h,i,j,n)	neg.	inf.			-	0.000
	Cumulative Usage Factor				0.765		0.154
Shell Inside	Section A, B	40.3	8000	3060	0.383	506	0.063
	Section C	4.1	inf.			-	0.000
	Cumulative Usage Factor				0.383		0.063
Shell Outside	Section A, B	42.7	7000	3060	0.437	506	0.072
	Section C	neg.	inf.			-	0.000
	Cumulative Usage Factor				0.437		0.072

표 3에서는 압력용기 입·출구 노즐과 압력용기 shell의 피로수명평가 결과를 나타내었다⁵⁾⁶⁾. 입구노즐에서는 망간-몰리브덴강(SA-508, Class 2, 3) 내·외부와 스테인레스강 부위 등 3개 부위로 나누어 평가하였다.

표 3. 원자로압력용기 구성품의 피로수명평가 결과

Sub-components		Items	Design C.U.F	Operating C.U.F (17yrs)	C.U.F (40yrs)	Fatigue Life (yrs)
Inlet Nozzles	Stainless Steel Section		0.0005	0.000	0.000	inf.
	Mag. Moly Section	Inside	0.269	0.046	0.108	370
		Outside	0.198	0.040	0.094	425
Outlet Nozzles	Stainless Steel Section		0.041	0.017	0.040	1000
	Mag. Moly Section		0.291	0.122	0.287	139
Closure Area	Closure Studs	Inside	0.909	0.178	0.419	95
		Outside	0.765	0.154	0.362	110
	Shell	Inside	0.383	0.063	0.148	270
		Outside	0.437	0.072	0.169	236
Vessel Shell			0.211	0.035	0.082	488

망간-몰리브덴강 내부와 스테인레스강 부위의 경우 과도상태 단계 A 및 B, OBE 그리고 표면 응력 등을 조합하여 결정한 6가지 부하조건에 대한 누적피로계수를 구하였다. 출구노즐과 압력용기 shell의 경우 입구노즐과 동일한 방법으로 2가지의 부하조건에 따른 피로손상을 계산하였다. 출구노즐에서 표면응력은 과도상태 "g"에서 작용하는 응력크기에 좌우되며, 압력용기 shell의 경우 과도상태 단계 B의 최대응력차가 표면응력으로 계산되었다. 표 3의 첫째 행은 설계과도상태 횟수에 따른 누적피로계수를 나타내고, 둘째 행은 발생한 운전과도상태 횟수에 근거한 누적피로계수를 보여준다. 셋째 행은 40년 운전기간동안 현재와 유사한 과도상태가 발생한다고 가정할 때 예측되는 누적피로계수를 나타낸 것이고, 넷째는 CUF가 1.0에 도달하는 예상 운전년수를 나타내었다. 현재 가장 높은 CUF를 보이는 스티드볼트 내부면의 경우 40년 운전시 CUF가 0.419에 도달하는 것으로 계산되어 수명연장운전시에도 피로여유는 충분한 것으로 판단된다.

0 원자로압력용기 지지구조물(supports)

압력용기 지지구조물은 4개의 노즐에 한 개씩의 패드와 노즐 사이에 하중을 분산시키기 위한 2개의 브래킷으로 구성되어 있다. 압력용기 구조물은 계통에 과도상태가 발생할 때 구조물에 작용하는 온도 및 부하 변화에 따라 피로가 발생한다. 압력용기 피로해석과 동일한 절차를 거쳐 지지구조물의 피로해석을 수행한 결과, 피로수명이 680년으로 나타나 피로손상 측면에서는 비교적 안전한 것으로 판단된다.

표 4. 원자로압력용기 지지구조물 피로수명분석 결과

Transient Section	Transient	S _{alt} , ksi	N	Design		Operation	
				n _d	U.F _d	n _o	U.F _o
A	a, l	69.15	2,000	250	0.125	49	0.025
B	c, d, e, f, g, h, i	24.8	inf.	2,810	0.000	457	0.000
C	b, j	neg.	inf.	10,306	0.000	-	0.000
Cumulative Usage Factor				0.125		0.025	

0 가압기

고리1호기 가압기는 웨스팅하우스형으로 40년 설계수명과 용량 1,000 cu-ft, 압력 2,485 psia, 온도 680°F로 설계되었다. 피로해석시 1,000 cu-ft 용량의 가압기 설계응력보고서(DSR)가 준비되지 않아 1,800 cu-ft 용량의 가압기 설계응력보고서(7)를 이용하였다. 표 5에서와 같이 17년 운전후 가압기 주요부위의 누적피로계수는 0.165로 나타났다. 가압기 피로해석과정은 ASME 기준을 따랐으나, 응력해석절차는 DSR 계산방법을 이용하였는데 이 DSR 계산방법은 ASME 계산방법과 차이가 있다. 또한 응력해석시 이용한 1,800 cu-ft 용량의 가압기 DSR이 고리1호기와 다르므로 가압기에 대해서는 추후 상세한 피로해석이 추가되어야 한다.

표 5. 가압기 피로수명평가 결과

Subcomponent	C.U.F.				Fatigue Life (year)
	DSR	E-Spec	17yrs	40yrs	
Upper Head & Shell	-	0.941	0.165	0.388	103
Seismic Lug	0.980	-	0.165	0.388	103

0 가압기 노즐

가압기 분무노즐은 증기구역인 가압기 상부에 위치하고 있으며, 가압기 surge 노즐은 가압기

하부에 부착되어 고온관과 연결된다. 분무노즐의 경우 과냉수가 노즐을 통하여 가압기 포화증기 지역에 분무되므로 반복적인 열충격을 받게 되며, surge 노즐은 열성층현상이나 과도상태시 냉각재의 유입, 유출로 인한 열용력을 받게 되므로 피로손상 가능성이 높은 부위이다.

가압기 노즐 피로해석은, 먼저 1,800 cu-ft 가압기노즐에 유한요소법을 이용한 응력해석을 수행하여 이 결과를 DSR과 비교하여 분석방법의 정확도를 검증한 후, 이 방법을 고리1호기 가압기노즐에 적용하여 응력해석을 하였다. 여기서 얻어진 응력해석 결과를 토대로 ASME 방법에 따라 피로해석을 수행하여 표 6과 같은 결과를 얻었다. 17년 운전후 분무노즐과 surge 노즐의 누적피로계수는 각각 0.103, 0.031로 피로손상 측면에서는 비교적 안전한 것으로 나타났지만, 여기서는 초기설계시 고려치 못했던 열성층현상이나 thermal striping 등을 감안하지 않은 해석 결과이므로 추후 이를 반영한 상세한 피로해석이 필요하다.

표 6. 가압기 노즐 피로수명 평가

Location	Design	U.F.		Fatigue Life (Yrs)
	C.U.F	17 yrs	40 yrs	
Surge Line Nozzle (outside)	0.13907	0.03057	0.0719	556
Spray Nozzle (inside)	0.76550	0.10324	0.2429	165

0 RCS 배관

위에서와 동일한 방법으로 RCS 배관에 대해 피로해석을 수행한 결과, 17년 운전후 저온관, 고온관 및 엘보우의 누적피로계수는 0.001보다 작은 것으로 계산되었다.

4. 결 론

17년 운전기간동안 고리1호기에서 발생했던 과도상태 및 발생횟수를 일일이 운전기록을 확인하여 산정한후 이를 근거로 ASME 방법에 따라 피로해석을 수행하였다. 일차계통 주요기기에 대한 피로수명평가 결과, 웨스팅하우스에서 기기 설계시 예상한 40년 누적피로계수에 도달하는 기기는 없는 것으로 판명되었다. 또한 발전소를 60년까지 연장운전하더라도 주요기기의 누적피로계수가 1.0을 초과하지는 않을 것으로 예상되어, 피로손상 측면에서는 비교적 기기가 안전한 것으로 판단된다.

참고자료

1. 전력연구원 TR.92NJ10.96.01, 원전수명관리연구(I) 최종보고서, 1996. 11월.
2. ASME, Section III, Division 1, Appendix, 1992
3. Westinghouse, Equipment Specification 676413, 952157 Rev. 2, 1969.
4. B&W, Final Design Document for Westinghouse Electric Corporation, Report No. 3, "Closure Analysis", 1972
5. B&W, Final Design Document for Westinghouse Electric Corporation, Report No. 5, "Stress Analysis of Inlet Nozzle", 1972.
6. B&W, Final Design Document for Westinghouse Electric Corporation, Report No. 4, "Stress Analysis of Outlet Nozzle", 1972
7. Westinghouse, "Pressurizer Stress Report", Westinghouse General Order, Fe-20040-AR6/AR5, Tempa Division Shop Order No. KOPT 1541, 1975.