

하나로 일차냉각계통 배관의 피로해석

류 정 수
한국원자력연구소

요 약

파단전 누수균열을 일으키는 가장 주요한 파손 형태는 피로파손으로 사료되어, 하나로 일차냉각계통 배관의 피로파손 가능성에 대한 정량적인 해석을 수행하였다. 하나로 일차냉각계통 배관은 발전소에 비해 저온, 저압이므로 ASME Class 3 로 분류되어 설계 완료되었지만 Class 3 절차에 의해서는 피로해석을 구체적으로 수행할 수 없어, 본 연구의 피로해석에서는 Class 1 절차에 따라 피크응력강도의 범위를 보수적으로 계산하여 피로누적계수를 산정하였다. 일차냉각계통 배관 중에서 피로파괴 가능성이 가장 큰 것으로 예상되는 고응력 지점을 배관응력해석 결과로부터 선택하여 피로해석을 수행하였다. 선택된 분기관 연결부, 앵커 지점 및 butt 용접부의 피로누적계수들이 모두 1 보다 훨씬 작았으므로 열팽창과 OBE 지진하중으로 인한 일차냉각계통 배관의 피로파손 가능성은 매우 희박한 것으로 나타났다. 따라서 냉각재 상실시 파단전 누수균열 개념을 적용하기 위한 일차냉각계통 배관의 피로파손에 대한 배관의 건전성은 충분히 입증된 것으로 판단된다.

1. 서 론

타 연구로의 냉각재 상실사고 해석의 경우에 SRP[1]에 기술된 내용을 바탕으로 배관 파단전 누수균열 개념을 적용한 사례를 인용한 바가 있으며, 하나로와 비슷한 운전조건인 일본의 JRR-2 및 JRR-3 [2,3] 가 이 개념을 적용하여 인허가를 받았고 특히 고속중식로의 원형로인 문쥬도 이 개념에 의거한 냉각재 상실 사고해석으로 인허가를 받은 바 있다. 하나로도 위의 동향을 바탕으로 하여 일차냉각계통 배관의 냉각재 상실 사고시 양단파단 가정 대신에 파단전 누수균열 개념 도입이 타당하다고 검토되었다.[4]

배관의 안전성 입증에 위한 사고 해석중 배관 양단파단 대신 파단전 누수균열을 일으키는 중요한 파손형태는 피로(fatigue) 파괴에 의한 균열성장이다. 따라서 본 연구는 하나로 일차냉각계통 배관의 피로 현상을 일으키는 열팽창과 OBE 지진하중에 의한 피로파손에 대해 배관의 건전성을 입증함에 그 목적이 있다.

하나로 일차냉각계통 배관은 발전소에 비해 저온, 저압이므로 Class 3 로 분류되어 ASME, ND-3600 절차에 따라 일차냉각계통이 받는 압력, 열팽창, 지진하중에 대해 설계 완료되었다.[5,6,7] 그러나 피로 파손에 대한 배관의 건전성을 정량적으로 입증하기 위하여 피로누적계수를 산정해야 하는데, Class 3 [8] 배관설계에는 열팽창에 대한 허용 응력폭을 정할 때 반복하중을 고려하는 조건은 있지만, 피로누적계수를 요구하는 사항이 없으므로 피로

해석 과정을 Class 1 [9]에 기술된 절차에 따라 수행함이 바람직하다.

따라서 본 연구에서는 하나로 일차냉각계통 배관의 고응력의 위치를 응력해석보고서로부터 선택하여 Class 1 절차에 따라 피크응력강도의 범위를 구한 후, 운전 발생횟수와 설계피로곡선으로부터 허용반복횟수를 구하여 최종적으로 피로누적계수를 산정하여 피로파손에 대한 배관의 건전성을 입증한다.

2. 일차냉각계통 배관의 최대응력

그림 1에서 보여주는 일차냉각계통 배관 뿐만아니라 일차냉각계통 배관과 직접 연결된 순수정화계통 및 비상보충수계통의 일부 배관도 Class 3 로 분류되어 설계 완료되었다.[5] 각 운전조건에 따른 압력은 보수적으로 설계압력을 사용하였으며, 온도는 운전조건 A는 50℃, 운전조건 B는 70℃이다. 또한 사용된 배관의 재질은 스테인레스강, SA-358 (TP304L)이다.

배관의 피로 파괴 가능성에 대해 Class 3 배관설계에서는 피로누적계수 산정을 요구하지 않고 있지만, ND-3611.2(e)의 식 (1)으로 매우 간단하게 고려하고 있다. 열팽창에 대한 반복하중은 응력범위감소계수, f 값으로 고려한다. 하나로에서는 등가 전온도 사이클수가 7000 이하이므로 f 값으로 1.0을 사용하여 설계 완료하였다. 따라서 정량적인 평가를 위해서는 Class 1 절차에 따라야 하며, 연관된 설계피로곡선도 이용할 수 있다.

일차냉각계통배관을 앵커가 되는 지점을 기준으로 8 개의 배관으로 나누워 각 배관에 대하여 ND-3600 설계조건의 식 (8), 운전조건 B의 압력, 자중, OBE 및 SAM의 하중조합인, 식 (9B)와 열팽창으로 인한 식 (10)에 따라 배관응력해석이 완료되어 있다.[7] 이들 결과로부터 최대응력이 발생하는 절점을 찾아서 그림 1 의 일차냉각 계통도에 고응력 절점위치를 나타내었다.

열팽창 응력이 최대로 걸리는 곳은 비상보충수 분기관 이음부, 절점 60 이며, 식 (10)의 응력은 분기관 (3" pipe)에서 38 ksi 이며, 16 인치 주관에서는 3 ksi 정도이다. 비상보충수 분기관에서 식 (10)에 의한 응력은 허용응력을 161% 초과하였다. 이러한 경우 식 (11)을 만족시켜야 하는데 99.1% 로 만족되었다. 분기관 이음부의 경우는 주관보다 분기관에서 매우 큰 응력이 발생하였다. 그리고 주관 중에서 열팽창만에 의한 가장 큰 응력이 걸리는 곳은 유입관 앵커지점 절점 80 이며, 식 (10)의 응력 값은 19.8 ksi 이다. 또한 지진하중과 열팽창으로 인한 응력의 합이 가장 큰 절점은 유출관, butt 용접부인 절점 40 으로 식 (9B)의 응력 값이 13.6 ksi 이며 식 (10)의 응력은 17.5 ksi 이다.

따라서 일차냉각계통 배관 중에서 피로파괴 가능성이 높을 것으로 판단되는 고응력 절점 들은 분기관 이음부 절점 60, 앵커지점 절점 80 및 butt 용접부 절점 40 이며, 이들 세 절점 들만 택하여 피로해석을 수행하였다.

3. 피크응력강도의 범위 산정

피로누적계수를 산정하려면 Class 1 절차[9]에 따라 피크응력강도의 범위를 먼저 구해야 한다. 이를 수행하려면 피크응력강도의 범위인 NB-3653.2의 식 (11)이 계산되어야 하며, 피로누적계수 산정과정에서 설계피로곡선을 사용할 수 있다. 식 (11)은 과도열해석관련 항들이 포함되기 때문에 응력이 커져 Class 3 보다 보수적이다.

$$S_p = K_1 C_1 \left(\frac{P_o D_o}{2t} \right) + C_2 K_2 \frac{D_o}{2I} M_i + \frac{1}{2(1-\nu)} K_3 E \alpha |\Delta T_1|$$

$$+ K_3 C_3 E_{ab} \times |\alpha_a T_a - \alpha_b T_b| + \frac{1}{1-\nu} E \alpha |\Delta T_2| \dots\dots\dots(11)$$

위의 식 (11)을 살펴보면 첫째 항은 내압에 의한 응력이고, 둘째 항은 반복운전 하중에 관련된 모멘트의 합성범위이나 열팽창과 지진하중 (OBE)을 동시에 작용한다고 고려할 경우는 지진 범위의 1/2를 고려해서 열팽창을 포함한 모든 하중을 합성하여 얻은 모멘트의 합성범위와 전 범위의 지진만으로 발생한 모멘트의 합성범위 중에서 더 큰 모멘트 값을 취하여 응력을 구해야 한다. 만일 해석방법이 상대적인 대수적 부호가 없이 단지 크기만 얻을 수 있는 경우라면 가장 보수적인 조합을 취해야 한다. 분기관 이음부인 경우 모멘트 항은 분기관과 주관의 모멘트를 함께 고려하여 응력을 구하고 그 응력들을 더하게 된다. 셋째 항은 보수적인 결과를 위해 내부온도를 운전조건 A는 50℃, 운전조건 B는 70℃이며, 외부온도를 정상운전중 일차냉각수 온도인 35℃로 하여 계산에 고려한다. 넷째 항은 재질이 다른 배관이 접합될 때나, 두께가 다른 배관의 접합, 또는 재질이 다른 부속품으로 연결될 때 고려해야 하는 항으로 이에 해당하는 사항이 없는 것으로 판단된다. 마지막 다섯번째 항은 배관 안쪽에 걸치는 온도차 중 비선형 항에 해당되는 항으로 현재 피로해석시 고려되고 있는 상황에서는 온도조건이 거의 정상상태로 유지되고 있으므로 이항은 무시할 수 있다.

피크응력강도의 범위, 식 (11)에서 사용되는 응력지수, C₁, C₂, C₃, K₁, K₂ 및 K₃ 등은 배관형상 및 이음부에 따라 다르며, 그 값 선정은 Table NB-3681(a)-1과 NB-3683 절을 참조하여 구하였다.[10] 그리고 설계피로곡선에서 사용되는 교번응력강도(S_{ah})는 피크응력강도의 범위를 1/2 값으로 산정한다.

4. 운전반복횟수 (n)

설계수명동안 예측 가능한 운전사이클수(n)는 원자로의 운전조건과 같으며 그 횟수는 표 1 과 같다.[11] 표 1 을 살펴보면 운전조건 A의 총 운전반복횟수는 3000번이며, 운전조건 B의 총 운전반복횟수는 900번이 된다. 이들 운전반복횟수는 피로누적계수 산정시 사용된다.

Table 1 Predicted Number of Operating Cycles

Service Level	Condition	Operating Cycles	Total Events
A	Normal Startup	1100	3000
	OPOH Operation	300	
	Normal Shutdown(Powerdown)	200	
	Trip (RPS)	500	
	Shutdown (RRS)	900	
B	Partial Loss of PCS Circulation	500	900
	Loss of Reflector Circulation	100	
	Loss of Secondary Cooling	100	
	Loss of Offside Electric Power	100	
	Reactivity Induced Accidents	100	

또한 원자로의 설계수명동안 5 번의 OBE 지진하중에 대한 최대응력 발생횟수는 2400번으로 추정된다.[12] 운전조건 B에 대해서는 피크응력강도의 범위 산정시 총 운전반복횟수만큼의 열팽창과 OBE 지진하중이 동시에 일어난다고 가정하였다. 따라서 원자로 운전횟수 900번보다 큰 지진하중의 2400번의 수를 운전조건 B의 반복횟수로 정하였으며, 이는 매우 보수적인 횟수가 된다.

5. 허용반복횟수(N) 산정

배관의 재질이 스테인레스강이므로 ASME, Appendix[13], Fig I-9.2.1 와 Fig I-9.2.2 의 곡선 C 를 설계피로곡선(S-N curve) 으로 사용할 수 있다. 설계피로곡선으로부터 분기관 이음부 절점 60, 앵커지점인 절점 80 및 butt 용접부 절점 40 의 운전조건 A 와 B 에 대한 교번응력강도, S_{ah} 값을 구하였으며, 이에 대응하는 파손에 이르는 허용반복횟수, N 값을 구하여 표 2 에 나타내었다.

Table 2 Fatigue Usage Factor of HANARO PCS Piping

Location	Service Level	S_f	S_a	n	N	n/N	U
Branch Connection Node 60	A	78 ksi	39 ksi	3,000	1.2×10^5	0.025	0.43
	B	142 ksi	71 ksi	2,400	6,000	0.40	
Anchor Node 80	A	57 ksi	29 ksi	3,000	6×10^5	0.005	0.065
	B	96 ksi	48 ksi	2,400	40,000	0.06	
Butt Weld Node 40	A	22.3 ksi	11 ksi	3,000	$< 10^{11}$	-	0.0017
	B	50.4 ksi	25 ksi	2,400	1.4×10^6	0.0017	

6. 피로누적계수 산정

어느 한 부재에 응력폭 S_a 가 N_i 번 반복될 때 피로파괴가 일어난다고 가정하면, S_a 가 허용반복횟수, N_i 보다 작은 운전반복횟수, n_i 번 반복될 때 부재에 가해지는 피로에 의해 손상률은 $\frac{n_i}{N_i}$ 비가 된다. 그리고 서로 다른 응력폭들이 가해질 때는 각 응력폭들에 의해 가해지는 손상률을 대수적으로 합하여 피로누적계수(fatigue usage factor, U)를 다음과 같이 구할 수 있다.

$$U = \sum_i \frac{n_i}{N_i}$$

여기서 피로누적계수, U 가 보통 1에 도달할 때 피로로 인한 파괴가 일어난다고 가정한다.

피로파괴 가능성이 가장 클 것으로 예상되는 분기관 이음부 절점 60, 앵커지점 절점 80 과 butt 용접부 절점 40 에 대한 운전조건 A 와 B의 피크응력강도와 교번응력강도를 앞의 3절에 따라 구하였으며, 운전반복횟수와 허용반복횟수의 비를 구하여 표 2에서 보여준 바와 같이 피로누적계수를 산정할 수 있었다. 여기서 총 피로누적계수는 운전조건 A 와 B의 피로누적계수를 더한다.

표 2 에서 보여준 바와 같이 분기관 이음부, 절점 60 의 피로누적계수는 0.43 으로서, 이는 1 보다 작으므로 피로파괴에 대한 가능성은 없는 것으로 판단할 수 있다. 비교적 피로누적계수가 큰 것은 열팽창에 의한 분기관의 영향인 것을 알 수 있었다. 또한 표 2 에 나타나 있는 앵커지점 절점 80 의 피로누적계수는 0.065 이며, butt 용접부 절점 40 에 대한 피로누적계수는 0.0017 로써, 이들 역시 1 보다 훨씬 작으므로 열팽창 및 열팽창과 지진하중의 합이 최대인 위치의 주관에 대한 피로파괴에 대한 가능성은 매우 희박한 것으로 판단된다.

7. 결 론

파단전 누수균열을 일으키는 가장 주요한 파손 형태는 피로파손으로 사료되어, 하나로 일차냉각계통 배관의 피로파손 가능성에 대한 정량적인 해석을 수행하였다.

하나로 일차냉각계통 배관은 발전로에 비해 저온, 저압이므로 ASME Class 3 로 분류되어 설계 완료되었지만 Class 3 절차에 의해서는 피로해석을 구체적으로 수행할 수 없어, 본 연구의 피로해석에서는 Class 1 절차에 따라 피크응력강도의 범위를 보수적으로 계산하여 피로누적계수를 산정하였다. 분기관에서 가장 큰 응력이 발생하는 절점 60 에서의 피로누적 계수는 0.43 이며, 주관에서 가장 큰 응력이 걸리는 앵커 지점, 절점 80 에서는 0.065 이었다. 또한 주관에서 열팽창과 지진하중에 의한 응력의 합이 최대인 butt 용접부 절점 40 에서는 피로누적계수가 0.0017 이다. 따라서 피로누적계수가 모두 1 보다 훨씬 작으므로 열팽창과 OBE 지진하중으로 인한 일차냉각계통 배관의 피로파손 가능성은 매우 희박한 것으로 나타났다.

위의 결과를 종합하면 냉각재 상실시 파단전 누수균열 개념을 적용하기 위한 일차냉각계통 배관의 피로파손에 대한 배관의 건전성은 충분히 입증된 것으로 판단된다.

8. 참고 문헌

- [1] U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Standard Review Plan", NUREG-75/087, Section 3.6.1 & Section 3.6.2, June 1987.
- [2] JRR-3 配管における 破損の 想定について.
- [3] 配管 破損の 形態と 大について, PNC N243-81-06, 昭和 56 年 11 月, 動力爐・核燃料開發事業團.
- [4] 박주환, 박철, 이보욱, "KMRR 연구로의 일차냉각 계통 배관 파손 크기에 대한 검토", KM-033-RT-K060, Rev.0, 한국원자력연구소, 1993.
- [5] Design Specification for KMRR Primary Cooling System Piping and Pipe Supports, KM-331-DZ-P101, Rev.0, KOPEC, 1990.

- [6] Design Report for KMRR Primary Cooling Piping System, KM-331-RT-P101, Rev.0, KOPEC, 1993.
- [7] Piping Stress Analysis, Calculation No.KM-331-DC-P101~P108, Rev.1, KOPEC, 1993.
- [8] ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Division 1, Class 3 Components(ND), Nuclear Power Plant Components, 1989.
- [9] ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Division 1, Class 1 Components(NB), Nuclear Power Plant Components, 1989.
- [10] 류정수, 이보옥, "KMRR 주냉각 계통 배관의 피로해석", KM-033-RT-K046, Rev.0, 한국원자력연구소, 1993.
- [11] Technical Specification for Stress Analysis of the Reactor Assembly, TS-37-31200-003, Rev.4, AECL, 1992.
- [12] Seismic Qualification Requirement's for Seismic Category I Active Valves, Appendix 4S-8, KM-300-DT-P008, Rev.0, KOPEC, 1989.
- [13] ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Division 1, Appendices, Nuclear Power Plant Components, 1989.

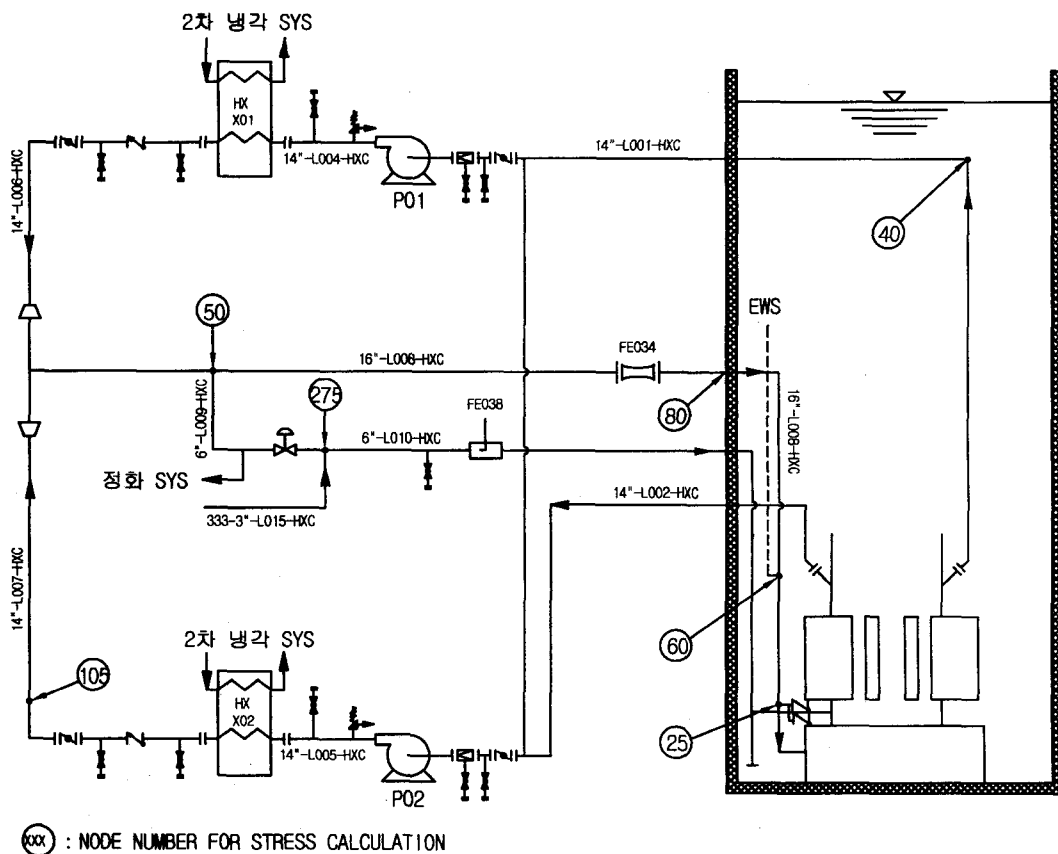


그림 1 하나로 일차냉각 계통도 및 고응력 절점 위치