

원자로 냉각재 계통 노즐의 피로수명 평가

황경모, 진태은
한국전력기술주식회사

송택호, 정일석, 홍승렬
한전전력연구원

요 약

현재 국내에서 관심이 고조되고 있는 원전 연장운전 방안의 일환으로, 주요 기기의 기술적 타당성 검토 대상기기 중 하나인 원자로 냉각재 배관 노즐의 피로수명 평가를 수행하였다. 본 노즐의 피로수명 평가는 원자로 냉각재 계통 노즐의 최종 설계문서에 제시된 응력해석 결과를 참조하여 ASME Code, Sec III의 절차에 따라 수행하였으며, 평가결과 이들 노즐의 설계수명 30년을 향후 40년 또는 그 이상 연장 운전할 경우에도 무리가 없는 것으로 판단된다.

1. 서론

현재 전세계 원전에서 문제가 되고 있는 기존 원전의 노후, 신규 원전 건립을 위한 부지 확보 난, 과도한 건설 투자비 등의 심각성으로 인하여 기존 원전의 수명연장 방안이 심도있게 모색되고 있다. 이러한 측면에서 국내에서는 노후 원전을 대상 발전소로 선정하여 연장 운전시의 경제성, 인허가 갱신 및 기술적 타당성을 병행하여 원전수명관리 연구를 수행하고 있다.

이의 일환으로 본 고에서는 원자로 냉각재 계통 노즐, 즉 안전주입노즐 및 충전노즐에 가장 큰 영향을 미치는 피로손상에 대한 건전성 평가를 수행하고자 한다. 피로손상 평가는 설계의 최종 단계시 설계천이(Design Transients)를 고려하여 ASME Code, Sec III[1]에 제시된 피로해석 절차에 따라 구한 누적피로사용계수(Cumulative Usage Factor)가 1.0 이하로 되어야 함을 제시하고 있으므로, 본 고에서는 원자로 냉각재 계통 노즐의 최종 설계문서(Final Design Document)의 검토를 통해 Code에 제시된 절차에 따라 피로수명을 평가한다. 이러한 평가 기술은 설계수명 종료 또는 연장 운전시의 안전 운전이 가능한지를 검토하고 노즐의 전 수명을 개략적으로 예측하는데 유용하게 활용될 수 있을 것으로 판단된다.

2. 설계사양

2.1 안전주입노즐

2.1.1 계통구성

안전주입 계통은 냉각재 상실사고(LOCA)와 같은 불의의 사고 발생시 노심을 냉각하는 역할을 하며, 계통설계는 원전별로 차이가 있지만 보통 고압 안전주입 계통, 저압 안전주입 계통 및 안전주입탱크(Accumulator) 계통의 3개 부계통으로 구성된다[2]. 고압 안전주입 계통은 안전주입 초기에 붕소주입탱크(BAT)의 붕산수가 주입되지만 저수위에 도달하면 자동으로 냉각수 흡입측이 핵연료 재장전수 저장탱크(RWST)로 옮겨지며, 안전주입펌프를 거쳐 냉각재 저온관의 경로로 주입된다. 이러한 고압 안전주입 계통은 원자로 냉각재 계통에서 파이프의 완전파단사고를 포함한 어떠한 크기의 파단 사고가 발생할 때라도 냉각재가 주입되어 노심 냉각을 할 수 있도록 설계되어야 한다. 특히 고압 안전주입펌프는 원자로 냉각재 압력이 대략 12MPa 이하로 떨어질 때 가동된다. 이때 펌프는 핵연료 재장전수 저장탱크의 수위가 낮을 때 핵연료 재장전수 저장탱크 혹은 격납용기 배수조(Containment Sump)로부터 냉각재를 끌어내어 저온관 또는 압력용기에 부착된 노즐을 통하여 원자로 냉각재 계통으로 주입시키는 역할을 한다. 여기서 핵연료 재장전수 저장탱크의 최소 허용온도는 붕산의 침전을 방지하기 위해 최소 27°C(80°F) 이상을 유지하여야 한다[3].

안전주입탱크는 냉각재 상실사고 발생시 노심을 완전히 제어할 수 있도록 충분한 냉각재를 저장할 수 있어야 한다. 안전주입 탱크는 구동신호를 필요로 하지 않는 수동 기기로서 대략 4.8MPa로 가압된 붕산수(≥ 2000 ppm 붕산)를 포함한다. 붕산수는 냉각재 사고가 발생하여 원자로의 냉각재 압력이 대략 4.8MPa 이하로 떨어질 경우 압력차에 의해 저온관 내부로 배출된다. 또한 안전주입탱크의 배출 라인에는 원자로 냉각재 계통이 감압될 때 탱크를 계통으로부터 격리시키는 격리밸브가 있다.

저압 안전주입 계통은 심각한 냉각재 상실사고 발생시에도 대처할 수 있는 충분한 양의 저압수를 공급할 수 있도록 설계되어야 한다. 특히 저압 안전주입펌프는 원자로 냉각재의 압력이 약 1.4 MPa 이하로 떨어질 때 작동하며, 이때 펌프는 핵연료 재장전수 저장탱크 혹은 격납용기 배수조에서 냉각수를 끌어내어 원자로 냉각재 계통으로 배출시킨다. 그림 1은 본 고에서 평가하고자 하는 대상호기의 압력용기로 주입되는 안전주입 계통으로서, 안전주입수가 압력용기에 직접 부착되어 있는 노즐을 통해 주입된다는 점에서 타 발전소와는 차이가 있다.

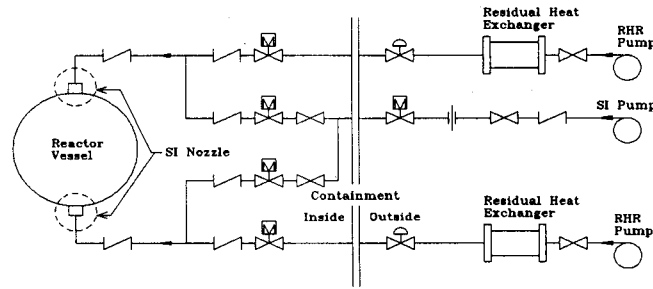


그림 1. 저압 안전주입 계통

2.1.2 재료사양

안전주입노즐은 원자로 냉각재 압력경계의 일부로서 많은 응력을 받고 있기 때문에 발전소의 지속적인 안전운전을 위하여 구조적 건전성을 유지할 수 있어야 한다. 본 고에서 평가하고자 하는 대상호기의 안전주입노즐은 ASME Section III 1968 Edition에 따라 설계된 4in 노즐로서 원자로 압력용기에 부착되어 있다. 보통 안전주입 노즐은 열충격으로부터 노즐을 보호하는 열 슬리브를 가지고 있지만 본 대상호기에 사용된 안전주입노즐에는 그림 2에서 볼 수 있는 바와 같이 열 슬리브를 가지고 있지 않다. 또한 사용재료는 원자로 용기와 동일한 SA508 CL 2 Mn-Mo 강으로 만들어졌으며, 응력강도와 정상운전 온도에서의 허용 응력강도는 각각 66,000psi와 80,000psi이다. 그리고 Cladding의 재료는 Stainless-Steel이며, SB166 Ni-Cr Steel인 Inconel Safe Ends를 가지고 있다[4].

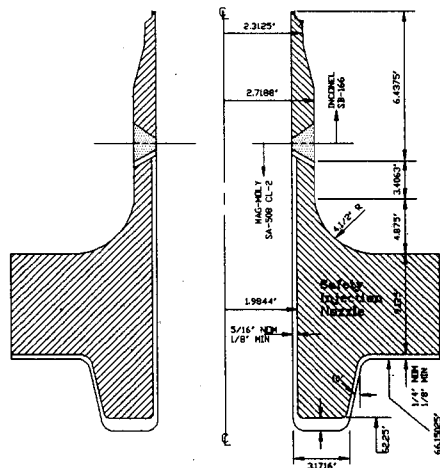


그림 2. 안전주입노즐의 설계사양

2.2 충전노즐

2.2.1 계통구성

화학 및 체적제어 계통(CVCS)의 충전과 유출 기능은 가압기의 수위를 적절하게 유지하고 원자로 냉각재의 붕산과 부식 방지제 농도를 적절하게 조절하며, 원자로 냉각펌프의 축 밀봉에 필요한 밀봉유체를 공급하는 것이다. 본 고에서 평가하고자 하는 대상호기의 화학 및 체적제어 계통은 그림 3에 나타내었다[5]. 충전노즐은 냉각재 저온관에 부착되어 있으며, 충전호름은 냉각재 저온관 Loop 2에서 나와서 재생 열교환기 및 유출 열교환기의 튜브측을 흘러 탈염기 및 원자로 냉각재 필터를 지난 후 체적제어탱크(VCT)로 분무된다. 충전펌프는 체적제어탱크에서 충전호름을 끌어내는 기능을 하며, 충전펌프에서 배출되는 호름은 충전노즐을 경유하여 RCS 냉각재 저온관 Loop 1으로 돌아가기 전에 재생열교환기의 셀측을 지나면서 재가열된다. 그리고 충전유체의 온도는 냉각재 저온관의 냉각재 온도인 541°F보다 항상 더 낮은 487°F(Max)로 유지된다.

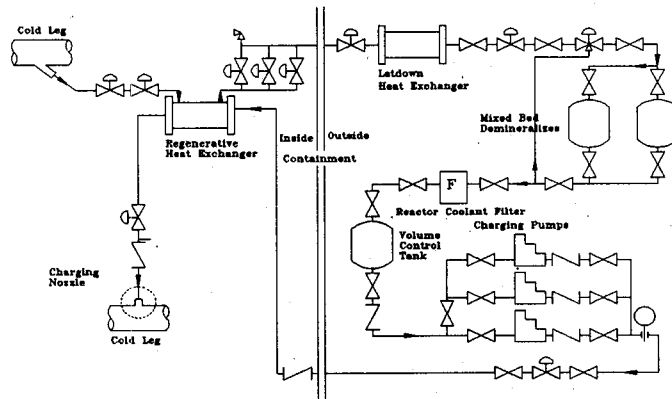


그림 3. 화학 및 체적제어 계통

2.2.2 재료사양

충전노즐 역시 원자로 냉각재 계통의 압력경계 부분에 위치하고 있으므로 지속적인 안전운전을 위해서는 노즐재료의 구조적 건전성이 유지되어야 하며, 열충격으로부터 노즐을 보호할 수 있어야 한다.

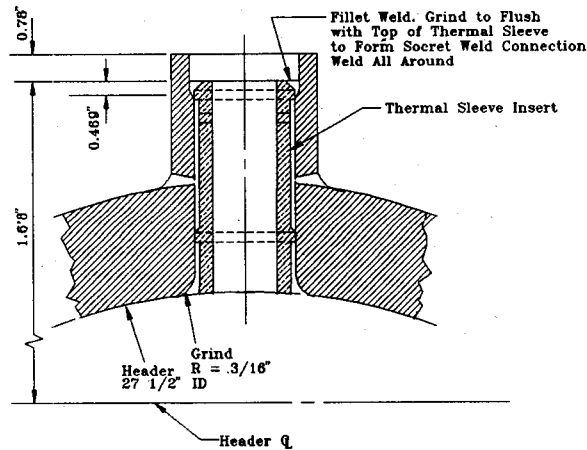


그림 4. 충전노즐의 설계사양

본 고에서 평가하고자 하는 대상호기의 충전노즐은 열충격으로부터 노즐을 보호하기 위하여 열 슬리브가 설치되고, Power Piping Code USAS B31.1.0-1967에 따라 설계된 2in 노즐로서 노즐에 연결된 배관은 A376 TP304 오스테나이트강 재질로 만들어졌다. 그림 4는 대상호기 충전노즐의 설계사양을 보여주고 있으며, 사용재료는 A182 F316 High Alloy Steel로서 응력강도와 정상운전 온도에서의 허용 응력강도는 각각 14,400psi와 14,300psi이다. 또한 열슬리브의 사용재료는 A376 TP316 오스테나이트강이다[6].

3. 천이분류 및 평가

설계천이는 원자로 압력용기 고온관의 온도 및 압력변화를 기준으로 아래의 표 1과 같이 분류할 수 있다[7].

표 1. 원자로 냉각재 계통 설계천이의 정의(Hot Leg 기준)

Conditions	ΔT (°F)	ΔP (psi)	T, P Variation
a. Plant heatup/cool-down at 100°F/hr	70->547 547->70	400->2,250 2,250->700	100°F/hr 740psi/hr
b. Plant loading/unloading at 5% of full power per minute	60°F	-	17 Min.
c. Step load increase/decrease of 10% of full power	84°F	150	5 Min.
d. Large step dec. in load (95% step with 85% steam dump)	84°F	375	20 Min.
e. Step load reduction from 100% to 50% load	-	-	-
f. Loss of load (without immediate turbine or reactor trip)	89°F	900	2 Min.
g. Loss of power (blackout with natural circulation in RCS)	44°F	430	30 Min.
h. Loss of flow (partial loss of flow-one pump only)	121°F	375	1 Min.
i. Reactor trip from full power	78°F	320	30 Sec.
j. Steam pipe break ^①	-	-	-
k. Turbine roll tests	75°F	330	30 Min.
l. Primary side hydrostatic test before startup at 3105psig ^①	-	-	-
m. Primary side hydrostatic test at 2485 psig	70->400 400->70	0psig->2,500 2,500->0psig	100°F/hr
n. Steady state fluctuation (6°F in one minute and ± 100 psi)	6°F	-	1 Min.
o. Unusual (Stud tensioning/detensioning 제외)	-	-	-

① 피로평가에 미포함

표 2. 특정호기의 천이별 설계 및 실제발생 천이횟수

Transient Condition	Occurrences	
	Design	Actual
a. Plant heatup/cool-down	200	44
b. Plant loading/unloading at 5% of full power per minute	18,300	306
c. Step load increase/decrease of 10% of full power	2,000	78
d. Large step dec. in load(95% step with 85% steam dump)	200	2
e. Step load reduction from 100% to 50% load	N/A	29
f. Loss of load(without immediate turbine or reactor trip)	80	2
g. Loss of power(blackout with natural circulation in RCS)	40	1
h. Loss of flow(partial loss of flow-one pump only)	80	2
i. Reactor trip from full power	400	169
j. Steam pipe break	1	0
k. Turbine roll tests	10	1
l. Primary side hydrostatic tests before startup(at 3105psig)	5	1
m. Primary side hydrostatic test at 2485 psig	50	5
n. Steady state fluctuation(± 6 °F in one minute and ± 100 psi)	infinite	$10^4(\infty)$
o. Unusual(Stud tensioning/detensioning 제외)	3,149	173

표 2는 각 천이조건에 대하여 설계당시에 고려한 천이와 대상호기의 17년 운전동안 발생한 천이 횟수를 가정한 것으로 원자로 출력, RCS 계통의 온도, 압력을 비롯한 각종 이력을 1시간 간격으로 출력한 결과물인 Computer Log Sheet, 월별 또는 년도별 원자로 및 터빈출력과 함께 보수, 정비이

력 등이 나타나 있는 운전실적 보고자료, 아날로그 형태로 운전 데이터가 기록되어 있는 일부 Stripe Chart 등을 이용하여 천이상태 별로 분류하여 보수적으로 발생횟수를 정리하였다. 여기서 실제발생 천이횟수는 보다 보수적인 평가를 위하여 10% 정도의 마진을 주었다.

4. 피로수명 평가

4.1 안전주입노즐

그림 5는 안전주입노즐의 천이해석을 위한 온도와 압력을 가정한 그래프로서 A, B 및 C의 세 영역으로 분류하였으며, 각 천이영역별 설계 및 실제 발생한 천이횟수는 표 3에 정리하였다. 그리고 표 4에는 안전주입노즐 평가부위 즉, Inconel Section과 Mag-Moly Section의 재료 물성치를 나타낸 것이다.

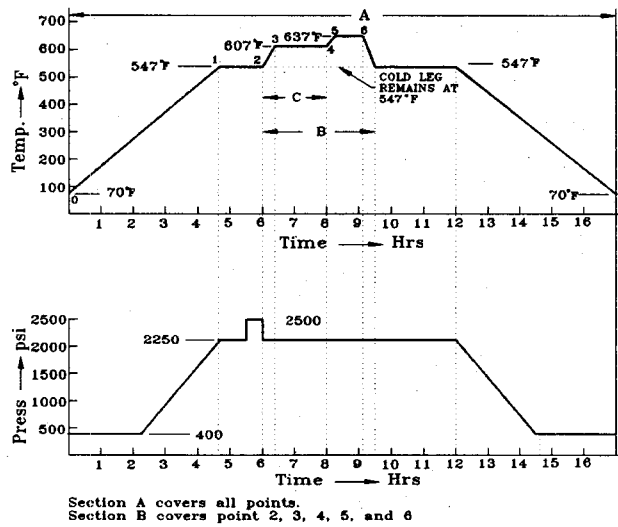


그림 5. 천이영역

표 3. 천이영역에 따른 설계 및 실제 천이사이클 수

Transient Section	Conditions Covered	Cycles	
		Design	Actual
A	a, m	250	49
B	d, e, f, h, i, k, o	770	378
C	b, c, g, n	∞	10,385

표 4. 안전주입노즐 평가 부위의 재료 물성치

	Inconel Section	Mag-Moly Section
탄성계수 (E), psi	28.99×10^6	27.30×10^6
열팽창계수 (α)	7.95×10^{-6}	7.22×10^{-6}
포아송비 (ν)	0.3	0.3

4.1.1 Inconel Section

앞의 그림 2에서 볼 수 있듯이 설계당시 안전주입노즐 Inconel Section 부위의 피로해석을 위해 수행한 응력해석 결과 교변응력(Alternating Stress)이 6.5Ksi인 것으로 확인되었다[7]. 또한 이 부위의 최대 표면응력(Skin Stress)은 표 4의 재료 물성치를 이용하여 다음 식으로 계산할 수 있다.

$$\sigma_{Skin} = \frac{E \alpha \Delta T}{1 - \nu} = \frac{(28.99 \times 10^6)(7.95 \times 10^{-6})(121)}{(1 - 0.3)} = 39.84 Ksi \quad (1)$$

그리고 이 부위의 최대 교변응력은 다음 식과 같이 계산할 수 있다.

$$\sigma_{Alt}^{\max} = \left(6.5 + \frac{39.84}{2}\right) \left(\frac{28.3 \times 10^6}{28.99 \times 10^6}\right) = 25.8 \text{Ksi} \quad (2)$$

따라서 ASME Sec. III, Fig 1-9.2.1의 S-N Curve[8]로부터 이 부위에 대한 허용 사이클 수는 ∞ 이므로 피로사용계수(U.F.)는 '0'임을 알 수 있다. 즉,

$$U.F. = \frac{n_i}{N_i} = \frac{10,385}{\infty} = 0 \quad (3)$$

4.1.2 Mag-Moly Section

안전주입노즐의 보수적인 피로평가를 수행하기 위하여 표 3의 천이영역 A와 B를 동일 천이로 가정한다. 앞의 그림 2에서 볼 수 있듯이 설계당시 안전주입노즐 Mag-Moly Section의 피로해석을 위해 수행한 응력해석 결과 교변응력이 33.0Ksi인 것으로 확인되었다. 또한 이 부위의 최대 표면응력은 표 4의 재료 물성치를 이용하여 다음 식으로 계산할 수 있다.

$$\sigma_{Skin} = \frac{E \alpha \Delta T}{1 - \nu} = \frac{(27.3 \times 10^6)(7.22 \times 10^{-6})(121)}{(1-0.3)} = 34.07 \text{Ksi} \quad (4)$$

그리고 이 부위의 최대 교변응력은 다음 식과 같이 계산할 수 있다.

$$\sigma_{Alt}^{\max} = \left(33 + \frac{34.07}{2}\right) \left(\frac{30 \times 10^6}{27.3 \times 10^6}\right) = 54.98 \text{Ksi} \quad (5)$$

ASME Sec. III, Fig 1-9.1의 S-N Curve로부터 이 부위에 대한 허용 사이클 수는 3,000이므로 피로사용계수는 아래 식과 같이 계산된다.

$$U.F._{A,B} = \frac{n_i}{N_i} = \frac{427}{3,000} = 0.14 \quad (6)$$

또한 천이영역 C의 설계당시 교변응력은 7.7Ksi인 것으로 확인됨에 따라 허용 사이클이 ∞ 이므로 피로사용계수(U.F.C)는 '0'이다. 따라서 17년 운전동안 Mag-Moly Section의 누적피로사용계수(C.U.F.)는 0.14로 계산이 되었다.

$$C.U.F._{17} = U.F._{A,B} + U.F._{C} = 0.14 \quad (7)$$

만약 향후 40년 및 60년 연장 운전시 피로사용계수는 아래 식과 같이 추정하여 계산할 수 있다.

$$C.U.F._{40} = \left(\frac{40}{17}\right) \times 0.14 = 0.33 \quad (8)$$

$$C.U.F._{60} = \left(\frac{60}{17}\right) \times 0.14 = 0.50 \quad (9)$$

4.2 충전노즐

앞에서 언급한 바와 같이 본 고에서 평가하고자 하는 대상호기 충전노즐은 'Power Piping Code USAS B31.1.0-1967'에 따라 설계되어 피로평가를 위한 응력해석을 수행하지 않았다. 따라서 충전노즐은 안전주입노즐과 같은 피로해석 절차를 따를 수 없으므로 평가대상 호기와 설계조건이 유사한 타 발전소 충전노즐의 응력해석 결과를 이용하여 개괄적으로 평가한다.

발전소 운전 데이터에 따르면 충전노즐의 누적피로사용계수에 가장 큰 영향을 미치는 두 개의 천이는 "Plant Heatup/Cooldown"과 "Reactor Trip from Full Power"로서 표 5에는 설계당시에 고려한 설계천이와 17년 운전동안 실제 발생한 것으로 가정한 천이의 횟수를 나타내었다. 이 표에서 볼 수 있듯이 충전노즐에 가장 심각한 영향을 미치는 두 천이의 발생횟수는 설계시 고려한 천이횟수에 비해 각각 22%와 42.3%인 것으로 확인되었으며, 다른 천이 역시 설계시에 고려한 천이횟수보다 훨씬 적음을 표 2로부터 알 수 있다.

표 5. 충전노즐에 가장 큰 영향을 미치는 천이

Transient Condition	Occurrences		
	Designed	17yr	Actual to Design
Plant Heatup/Cooldown at 100°F/hr	200	44	22.0%
Reactor Trip from Full Power	400	169	42.3%

따라서 타호기 데이터를 이용하여 확인한 40년 설계수명 기간 동안의 누적피로사용계수는 0.664이지만[9] 실제 발생한 천이횟수는 설계시 고려한 천이횟수 보다 적기 때문에 누적피로사용계수 역시 0.664 보다 적음을 알 수 있다. 이를 17년 동안 운전 및 60년으로 연장 운전할 때의 누적피로사용

계수는 아래 식과 같이 간단하게 추정할 수 있다.

$$C.U.F_{17} = \left(\frac{17}{40}\right) (0.664) = 0.282 \quad (10)$$

$$C.U.F_{60} = \left(\frac{60}{40}\right) (0.664) = 0.996 \quad (11)$$

5. 결론

본 고에서 안전주입노즐과 충전노즐의 피로수명을 평가한 결과 40년 및 60년으로 운전할 경우 누적피로사용계수가 모두 '1.0' 보다 적은 값으로 계산된 바, 이들 노즐의 피로손상으로 인한 원전의 안전성과는 무관한 것으로 판명되었다. 그러나 향후 원전의 연장 운전을 결정하기 위해서는 이들 노즐에 대한 정밀평가 단계를 거쳐야만 할 것이다. 표 6에는 본 고에서 수행한 안전주입노즐과 충전노즐의 피로수명 평가결과를 요약한 것이다.

표 6. 충전 및 안전주입노즐의 피로평가 결과

대상기기	피로사용계수			전체 운전수명, yr
	17년 운전 결과	40년 운전시	60년 운전시	
안전주입노즐	0.1423	0.3348	0.5022	119.5
충전노즐	0.2820	0.6640	0.9960	60.3

본 평가대상 원전의 원자로 용기에 부착된 안전주입노즐은 설계당시의 상세 응력해석 자료가 있으므로 본 고에서 해석적인 평가가 가능하였지만, 냉각재 저온관에 부착된 충전노즐은 Power Piping 코드를 적용하여 피로평가를 위한 상세 응력해석을 수행하지 않았으므로 안전주입노즐과 같은 해석적인 평가를 수행하기 위해서는 응력해석이 선행되어야 한다. 그러나 앞에서 수행한 개괄적 피로수명 평가 방식은 상당한 보수성을 갖고 있기 때문에 전체적으로는 타당성 있는 결과로 판단된다. 따라서 정확한 수명관리를 위해서는 각종 설계자료의 사전 준비가 중요함을 알 수 있다.

참고문헌

1. "ASME Boiler and Pressure Vessel Code", Section III, Division 1, NB-3200, 1989.
2. Contractor DWG No. E-302-601, 691, 692, KEPCO, 1983.
3. KAERI, "비상노심 냉각계통 평가방법 개발 및 응용", Jun,1991.
4. KNU-1, "Final Safety Analysis Report", KEPCO, Ch. 5장, pp 5.4-15~5.4-17
5. Contractor DWG No. E-302-601, 671, 672, KEPCO, 1983.
6. G/C, "Component Evaluation Report for the Plant Lifetime Management of KNU-1 RCS Nozzles", July 30, 1995.
7. Zinn, C. W., et al., "Summary Stress Report, SI Nozzle Report #6", July, 1972.
8. "ASME Boiler and Pressure Vessel Code", Section III, Division 1, Appendices, 1989.
9. Washko, T. M., "ASME Section III Class 1 Reactor Coolant Loop Branch Nozzle Stress Analysis for the KO-RI Unit 2 Nuclear Power Plant Volume III" Westinghouse, Jan, 1983.