

2003 춘계학술발표회 논문집  
한국원자력학회

## 원전 분기배관의 열성층에 의한 피로영향 해석

### Assessment of Fatigue Effect for RCS Branch Line by Thermal Stratification

염학기, 서영하, 김현수, 김광추, 박만홍, 진태은  
한국전력기술(주)  
경기도 용인시 구성읍 마북리 360-9

이선기, 김태룡  
한국전력공사 전력연구원  
대전시 유성구 문지동 130

#### 요약

원전 배관의 사고 분석결과에 따르면 열성층 현상은 배관의 피로손상을 발생시키는 주요 원인이며, 특히 원자로냉각재계통과 연결된 분기배관은 배관의 배치 및 열수력 조건 등으로 인해 매우 복잡한 열성층 거동을 보인다고 보고되고 있다. 현재까지 이러한 분기배관에 대해서는 실험 및 측정 등을 통해 열성층의 영향을 개략적으로 평가해 왔으나, 이에 대한 보다 정확한 평가 수행 및 열성층 영향의 정량화가 필요한 것으로 파악되었다. 본 연구에서는 EPRI의 ITFMG(Interim Fatigue Management Guideline)와 유한요소해석 방법 등을 이용하여 분기배관의 난류침투에 의한 열하중이 피로에 미치는 영향을 평가하였으며, 이에 대한 피로관리 및 강화검사 방법을 분석하였다. 또한 열성층에 의한 피로영향을 정확히 평가할 수 있는 방법론을 제시하였다. 상세 유한요소해석 결과를 이용하는 개선된 방법에 따라 피로 영향을 평가한 결과 열성층 현상으로 인해 누적 피로사용계수가 크게 증가하는 것으로 나타났다.

#### Abstract

Recent events reported at a number of nuclear power plants worldwide have shown that thermal stratification, cycling, and striping in piping systems can cause excessive thermal stress and, therefore, fatigue damage on the piping segments. These phenomena are diverse and complicated because of the wide variety of geometry and

thermal hydraulic conditions encountered in reactor coolant system. Thermal stratification effect of re-branched lines has not been yet considered in the fatigue evaluation. To evaluate the thermal load due to turbulent penetration, this paper presents a fatigue evaluation methodology for a branch line of reactor coolant system with the re-branch line. The locations of fatigue monitoring and supplemented inspections are discussed as a result of fatigue evaluations by Interim Fatigue Management Guideline (ITFMG) and detail finite element analysis. Analysis results shows that the cumulative usage factor(CUF) can be increased very much by thermal stratification.

## 1. 서론

현재까지 원전의 원자로냉각재계통과 격리할 수 없는 분기배관에서 피로에 의해 균열이 발생한 사례가 다수 보고되고 있으며, 이러한 균열이 발생한 주요 원인은 밸브 누설, 운전절차 또는 설계문제 등으로 인한 열성층의 영향인 것으로 알려져 있다. 1980년대 말에 발생한 원자로냉각재의 누설사고로 인해 USNRC에서는 Bulletin 88-08을 발간하고 이러한 배관에 대한 문제해결을 요구한 바 있다[1]. 또한 1995년 TMI-1 원전에서는 원자로냉각재계통과 연결된 배수배관에서 난류침투로 인한 열성층 현상으로 인해 원자로냉각재의 누설이 발생하였다. 이 외에 Tihange-1과 Dampierre-1 원전에서도 열성층에 의한 균열이 탐지된 바 있으며, 1997년 Oconee 원전의 고압 안전주입배관에서 발생한 누설로 USNRC는 안전 1등급 소구경 분기배관에 대해 추가적인 체적검사를 요구한 바 있다.

이러한 분기배관의 열성층에 기인한 열피로 문제를 해결하기 위해 많은 연구가 해외에서 수행되어 왔다. EPRI는 TASCs(Thermal Stratification, Cycling, and Striping) 연구를 1990년대 중반까지 수행하여 열성층 배관에 대한 개략적 피로 평가방법을 제시한 바 있다[2]. 또한 열성층 연구에 대한 많은 실험 연구 및 실제 배관에 대한 감시 등을 수행하였으며[3~6], 그 결과 원자로냉각재계통의 분기배관에서는 배관 내경과 길이비가 약 10 이상인 곳까지 원자로냉각재계통의 난류침투가 나타날 수 있는 것으로 예측하였다[7]. 그러나 이러한 연구를 통해 열성층 현상의 발생기구 및 거동의 개략적 경향을 파악할 수 있었지만, 분기배관의 열성층 현상의 영향을 적절하게 예측할 수 있는 방법은 개발되지 않았다.

한편 EPRI에서는 최근 MRP(Material Reliability Project)-24 연구를 통해 분기배관 내 열성층 현상의 발생 가능성을 판단하고, 이를 토대로 배관의 추가적 검사부위를 선정하여 해당 부위에 대해 체적검사를 수행하는 잠정 피로관리 지침(Interim Thermal Fatigue Management Guideline: ITFMG)[8]을 제시하였다. 그러나 ITFMG는 열성층 현상에 의한

정량적 피로영향 평가방법을 제시한 것이 아니라 실제 원전의 분기배관에 대한 온도측정 및 실험 결과와 배관의 배치 형상 등을 이용하여 개략적인 난류침투 길이를 예측하고, 수평배관 및 엘보우에 대한 검사부위 선정 방법을 제시하고 있을 뿐이다.

이러한 배경에서 본 연구에서는 ITFMG 방법론을 이용하여 국내 표준 원전의 정지냉각계통 배관에 대한 열성층 현상 발생 가능성을 검토하였으며, 분기배관의 난류침투에 대한 상세 열유동 해석결과를 토대로 유한요소해석을 수행하였다. 또한 안전 1등급 배관의 설계에 적용되는 기존 ASME NB-3600 방법이 열성층의 영향을 적절히 반영하지 못하는 것으로 나타남에 따라, 분기배관의 열성층 하중을 적절하게 반영할 수 있는 피로평가 방법론을 제시하고 이를 이용하여 열성층 현상이 기존 설계 피로사용계수에 미치는 영향을 분석하였다.

## 2. 열성층 현상 발생 가능성 분석

표준 원전의 원자로냉각재계통과 연결된 정지냉각계통 배관에 고압 안전주입계통 배관이 연결되어 있고, 또한 정지냉각계통 배관에 배수배관이 연결되어 있다. 이러한 분기배관에서는 원자로냉각재계통의 유속에 따라 고온의 난류침투로 인한 열성층 현상이 발생할 수 있으므로, 상세 해석에 앞서 EPRI가 제시한 ITFMG 방법을 활용하여 난류침투 길이를 이용한 열성층 현상의 발생 가능성을 평가하였다.

표준 원전의 원자로냉각재계통에는 그림 1과 같이 직경이 16인치인 정지냉각계통이 연결되어 있다. 또한 정지냉각계통의 첫 번째 밸브 전단 이전인 수직배관에는 직경이 3인치인 고압 안전주입배관이 연결되어 있고, 수평배관 부분에는 직경이 2인치인 배수배관이 연결되어 있다. 이를 보다 상세히 살펴보면 그림 2에서와 같이 정지냉각계통에는 원자로냉각재계통의 하단부에 2.9인치 수직배관이 연결되어 있고, 45° 엘보우와 연결된 2.2인치 배관과 4.4인치 수직배관이 연결되어 있으며 90° 엘보우를 이용하여 4인치 수평배관이 첫 번째 격리밸브에 연결되어 있다.

정지냉각계통과 같은 배관의 난류침투로 인한 열성층 현상 발생 가능성을 평가하기 위해서는 수직배관의 길이와 수평배관의 길이 등 기하학적 측면의 데이터를 검토하여야 하며, 밸브 후단의 수평배관에서 밸브를 통한 열전달에 의한 자연대류의 영향을 검토할 필요가 있다. 미국에서 수행된 실제 원전 배관계통의 온도측정 결과에 따르면 분기배관에서 난류침투 길이는 배관 내경의 약 10배 정도이고 최대 15배 이하까지 도달하는 것으로 나타났다[7].

표준 원전의 정지냉각계통은 수평배관과 연결되는 90° 엘보우가 약 내경의 8.7배 되는 위치에 연결되어 있으므로, 기존 연구결과에 따르면 난류침투 길이가 수평배관까지 도달할 것으로 예측된다. 그러나 정지냉각계통의 수평배관 길이는 내경의 약 3.7배 정도로 상당히 짧기 때문에 열성층 현상이 발생하더라도 그 영향은 작을 것으로 판단된다. 따라서

정지냉각계통의 경우 열성층 현상이 배관 피로손상에 미치는 영향은 무시할 수 있으며, 피로균열을 방지하기 위한 추가적인 관리방안은 필요하지 않는 것으로 파악되었다.

한편 정지냉각계통과 연결된 3인치 고압 안전주입배관의 연결부위는 원자로냉각계통의 유동으로 인해 발생하는 난류침투 길이 이내에 존재하며, 고압 안전주입배관은 수평배관 내 내경의 약 14배 되는 거리에 격리밸브가 설치되어 있다. 따라서 비록 고압 안전주입배관이 원자로냉각계통 배관과 직접 연결되지는 않았으나 2차 난류침투에 의한 열성층 현상이 발생하는 경우에 대한 상세 영향 분석이 필요한 것으로 파악되었다. 또한 정지냉각계통에 연결된 직경이 2인치인 배수배관에서도 고압 안전주입과 같은 2차 난류침투 및 자연대류에 의한 열성층 현상의 영향 분석이 필요한 것으로 나타났다.

### 3. 열성층 현상을 고려한 피로 평가

열성층 현상 발생 가능성 분석에서 제시한 바와 같이 고압 안전주입계통 배관과 배수배관에서 2차 난류침투 및 자연대류에 의해 발생하는 열성층 현상의 영향을 분석하기 위해서는 먼저 정지냉각계통의 난류침투 거동을 분석하여야 하며, 이를 토대로 피로해석을 수행하여야 한다.

현재 배관 설계시 유체 온도 계산결과와 유체와 배관 내벽의 열전달계수를 이용하여 배관 벽면의 온도를 예측하고 이를 토대로 열응력을 계산하고 있으며, 최종적으로는 이러한 절차에 따라 계산된 응력값을 피로해석에 활용하고 있다. 그러나 이러한 계산 방법은 열유동 거동이 단순한 경우에는 보수적인 열응력을 산출할 수 있으나, 열성층 현상이 발생하는 경우에는 배관 내 고온수와 저온수의 온도를 적절하게 결정할 수 없기 때문에 열성층 현상의 영향을 파악하기는 어렵다.

따라서 본 연구에서는 난류침투 및 자연대류에 의한 상기 분기배관의 열성층 현상을 분석하기 위해 FLUENT 코드를 이용한 상세 열유동 해석[9]을 수행한 후 이를 토대로 ABAQUS 코드를 활용한 유한요소해석을 수행하였다.

그림 3에는 배관계통 유한요소해석에 사용한 모델을 제시하였고, 그림 4에는 고압 안전주입 배관에 대한 주요 부위 및 분기배관의 최대 응력 발생부위를 제시하였다. 해석결과 난류침투로 인한 최대 응력 발생부위는 원자로냉각계통과 정지냉각계통 배관에 연결되는 부위와 정지냉각계통의 45° 엘보우 부위에서 나타났다. 이는 난류 침투로 인해 고온수가 정지 냉각계통으로 유입될 때 발생하는 온도 차이와 배관의 배치 구조로 인한 것으로 판단되었다.

그림 5에는 그림 4에서 제시한 고압 안전주입 배관에 대한 열전달 해석을 통해 도출한 배관 상단 및 하단 부위 사이의 온도차를 시간에 따라 나타낸 것이다. 그림에서와 같이 고압 안전주입계통의 수평 배관에서 열성층 현상이 발생하며 특히 정지냉각계통과 고압 안전주입계통 배관 연결부위에서는 최대 115°F 정도의 배관 상단 및 하단 부위 온도차이

가 나타났다.

그림 6에는 상기의 열유동 해석결과를 이용하여 고압 안전주입 배관의 연결부와 90° 엘보우 부위에 대한 응력해석 결과를 도시한 것이다. 그림에 나타난 바와 같이 정지냉각계통과 고압 안전주입계통의 연결부위 단면에 대한 열응력이 90° 엘보우 부위에 대한 응력보다 약 3배 정도 더 크게 나타났다.

한편 현재 원전 안전 1등급 배관의 피로해석에 활용되는 ASME NB-3653.2 최대응력강도(Peak Stress Intensity) 계산식은 배관의 원주방향 온도가 일정하다는 가정이 반영되어 있으므로, 원주방향 온도가 위치마다 다르게 나타나는 열성층 현상 발생 배관에 대해서는 적용하기 어렵다고 판단되었다. 이에 본 연구에서는 열성층에 의한 열하중을 반영할 수 있도록 최대응력강도 계산식을 다음 식과 같이 개선하였으며, 이를 토대로 열성층 현상이 피로에 미치는 영향을 평가하였다.

$$S_p = K_1 C_1 \frac{P_0 D_0}{2t} + K_2 C_2 \frac{D_0}{2I} M_i + \frac{1}{2(1-\nu)} K_3 E \alpha |\Delta T_1|$$

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

분기배관의 난류침투에 의한 열성층 현상은 원자로냉각재계통의 유속이 급격하게 변화하는 가열 및 냉각 과도상태에서 주로 발생할 수 있으므로, 가열 및 냉각 과도상태 동안에 열성층 현상으로 인한 추가적 응력강도를 유한요소해석 결과를 토대로 계산하였으며 이를 표 1에 제시하였다.

누적 피로사용계수(CUF)는 표 1에서 제시한 열성층 현상으로 인한 응력강도값을 표준 원전의 가열 및 냉각 과도상태에 대한 최대응력강도값에 각각 추가하여 산출하였으며, 이때 배관 피로해석에 활용되는 PIPSYS 코드를 이용하였다[10]. 기존의 설계 누적 피로사용계수와 열성층 영향을 반영한 누적 피로사용계수에 대한 비교 결과는 표 2와 같다. 표에 나타난 바와 같이 정지냉각계통과 고압 안전주입계통 그리고 배수배관 연결부위의 누적 피로사용계수는 설계기준 과도상태 발생횟수 가정시 허용기준을 초과하는 것으로 나타났다. 그러나 국내외 원전에 대한 실제 과도상태 발생횟수 분석결과에 따르면 과도상태는 설계횟수의 절반 이하로 나타나므로 상기의 부위에 대해서는 추후 실제 과도상태 발생횟수 산정 및 이를 활용한 누적 피로사용계수 재평가를 통해 운전기간 동안 피로측면의 건전성을 확보할 수 있으며, 이 외에 피로감시 및 적절한 검사 등 피로 관리방안의 수립을 통해서도 건전성을 확보할 수 있을 것으로 예상된다.

#### 4. 결론

EPRI에서 제시한 열성층 현상 발생 배관의 피로영향 관리부위 선정방법을 이용하여 표준원전의 분기배관에 대해 열성층 현상 발생 가능성을 분석하였다. 또한 원자로냉각재 계통과 연결된 정지냉각계통의 분기배관에 대해 난류침투에 의한 열성층 영향을 평가하기 위해 상세 유동해석 및 유한요소해석을 수행하였으며, 열성층의 영향을 반영할 수 있는 배관의 최대응력강도 도출 방안을 제시한 후 이 방법을 사용하여 피로평가를 수행하였다. 본 연구에서 도출된 결론은 다음과 같다.

- EPRI의 ITFMG 방법은 실험 결과와 공학적 판단을 이용하여 산정한 난류침투 길이를 이용하기 때문에 분기배관의 열성층 발생 가능성 선정시 재분기배관이 있는 경우에는 적용이 어렵다.
- 현재 ASME 코드에 제시된 안전 1등급 배관의 설계방법은 열성층의 영향을 반영할 수 없으므로 적절한 개선이 필요하며 본 연구에서 제시한 방법은 그 대안으로 활용할 수 있다.
- 열성층의 영향을 반영할 경우 표준 원전의 정지냉각계통/고압 안전주입계통/배수계통 분기배관의 연결부위는 설계기준 과도상태 발생횟수 가정시 누적 피로사용계수가 허용기준을 초과하는 것으로 나타났다.
- 국내외 원전에 대한 실제 과도상태 발생횟수 분석결과에 따르면 과도상태는 설계횟수의 절반 이하로 나타나므로 본 연구에서 선정한 배관의 경우 실제 과도상태 발생횟수를 활용한 누적 피로사용계수 재평가, 피로감시 또는 적절한 검사를 통해 운전 기간 동안 피로측면의 건전성을 확보할 수 있을 것으로 예상된다.

#### 참고문헌

1. US NRC, 1988, 'Thermal Stresses in Piping Connected to Reactor Coolant Systems', Bulletin 88-08.
2. EPRI, 1994, 'Thermal Stratification, Cycling, and Striping (TASCS)', TR-103581.
3. N. Nakamori, K. Hanzawa, T. Ueno, J. Kasahara, and S. Shirahama, 1998, 'Research on Thermal Stratification in Un-isolable Piping of Reactor Coolant Pressure Boundary', Experience with Thermal Fatigue in LWR Piping Caused by Mixing and Stratification, Specialist Meeting Proceeding.
4. M. Robert, 1992, 'Corkscrew Flow Pattern in Piping System Dead Legs', NURETH-5.
5. S.N. Kim, 2002, 'Turbulent penetration Experiments on RCS Branch Line',

Kyunghee University.

6. EPRI, 2001, 'EDF Thermal Fatigue Monitoring Experience on Reactor Coolant System Auxiliary Piping (MRP-69)', TR-1003082.
7. J. D. Keller et al, 2002, 'Thermal Cycling Modeling and Phenomenological Testing of Un-isolable Lines Attached to Primary Coolant System', EPRI Second International Conference on Fatigue of Reactor Components.
8. EPRI, 2001, 'Interim Thermal Fatigue Management Guideline (MRP-24)', TR-1000701.
9. K.C. Kim, M.H. Park, and H.K. Youm, 2003, 'An Unsteady Analysis on Thermal Stratification in the SCS piping branched of RCS piping', 2003 ASME PVP Conference.
10. S&L, 1995, 'Integrated Piping Analysis System', S&L Program No. 303.7.026-2.2.

표 1 표준 원전 분기배관의 최대응력강도

배관	절점 번호	위치	최대응력강도 (S <sub>p</sub> )	열성층에 의한 응력강도(S <sub>Ts</sub> )
정지냉각 계통	5	노즐 용접부	102.0	58.3
	30	90° 엘보우	114.0	53.8
	35	수직배관	114.0	53.8
	40	배관 연결부	341.0	57.3
	60	배관 연결부	397.0	12.0
	65	밸브 연결부	105.0	17.2
고압안전 주입계통	323	수평배관	107.0	13.0
	325	90° 엘보우 용접부	107.0	13.0
	335	90° 엘보우 용접부	107.0	13.0
	348	엘보우 용접부	106.0	13.0
	353	엘보우 용접부	106.0	13.0
	355	밸브 용접부	30.3	2.1

표 2 표준 원전 분기배관의 누적 피로사용계수

배관	절점 번호	위 치	CUF <sub>DSR</sub>	CUF <sub>New</sub>
정지냉각 계통	5	노즐 용접부	0.34	0.46
	30	90° 엘보우	0.49	0.63
	35	수직배관	0.49	0.63
	40	배관 연결부	0.82	1.23
	60	배관 연결부	0.72	1.00
	65	밸브 연결부	0.23	0.23
고압안전 주입계통	323	수평배관	0.10	0.16
	325	90° 엘보우 용접부	0.10	0.15
	335	90° 엘보우 용접부	0.16	0.16
	348	엘보우 용접부	0.04	0.15
	353	엘보우 용접부	0.04	0.15
	355	밸브 용접부	<0.001	<0.001

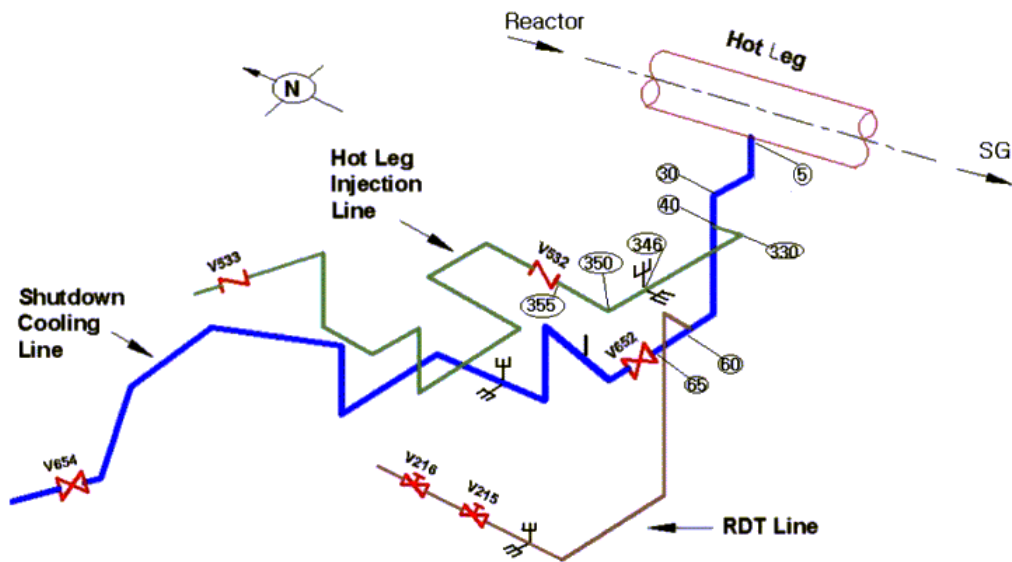


그림 1 표준 원전 정지냉각계통/고압 안전주입/배수계통 배관의 개략도



**16" Shutdown Cooling Suction**

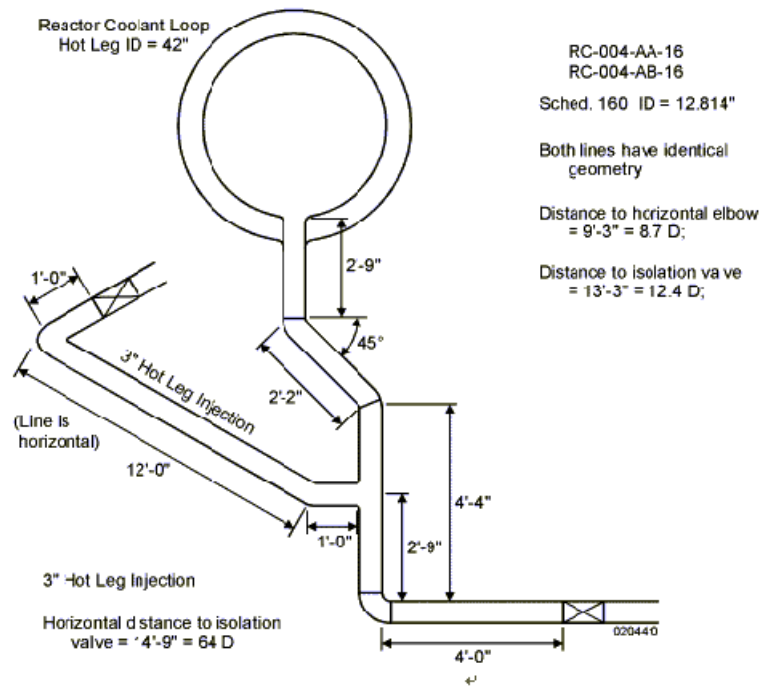


그림 2 표준 원전 정지냉각계통/고압 안전주입/배수계통 배관의 치수

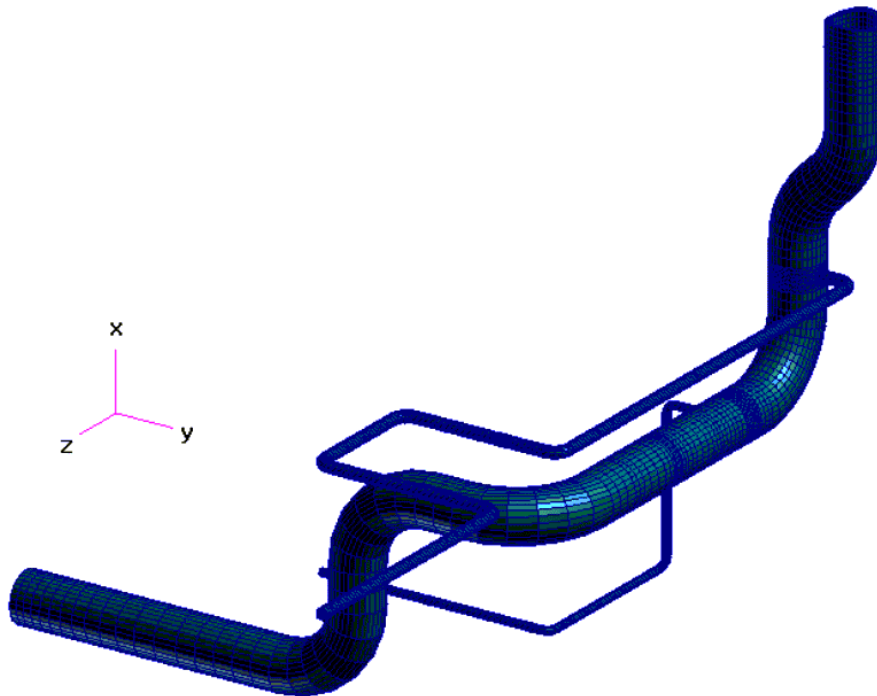


그림 3 유한요소해석 모델

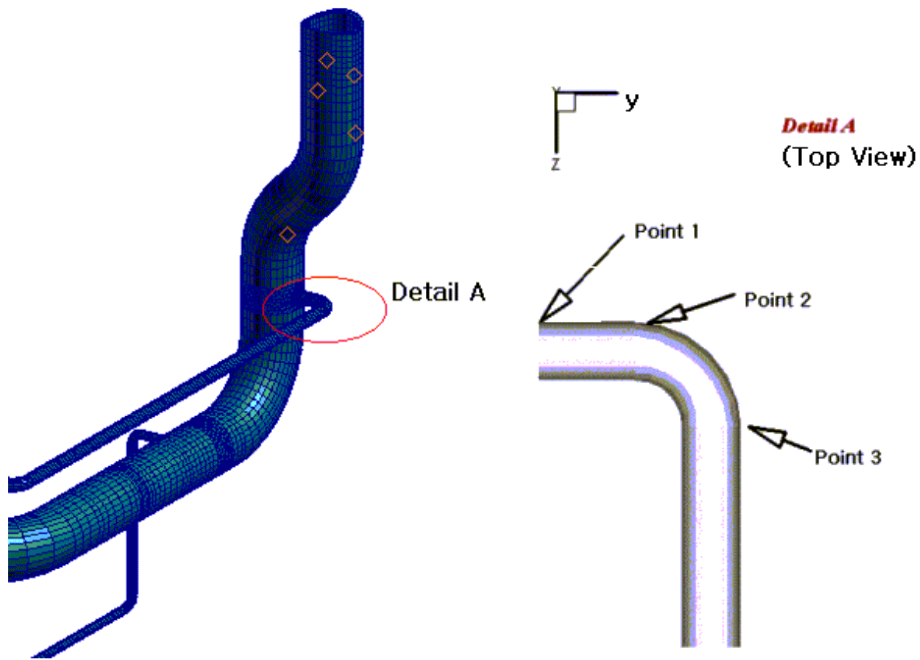


그림 4 고압 안전주입계통의 주요 부위 및 최대 응력 발생위치

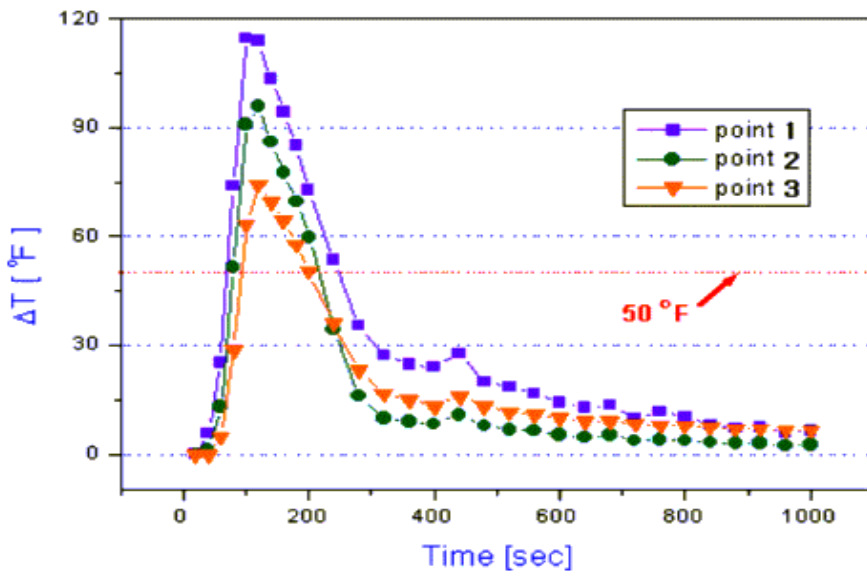
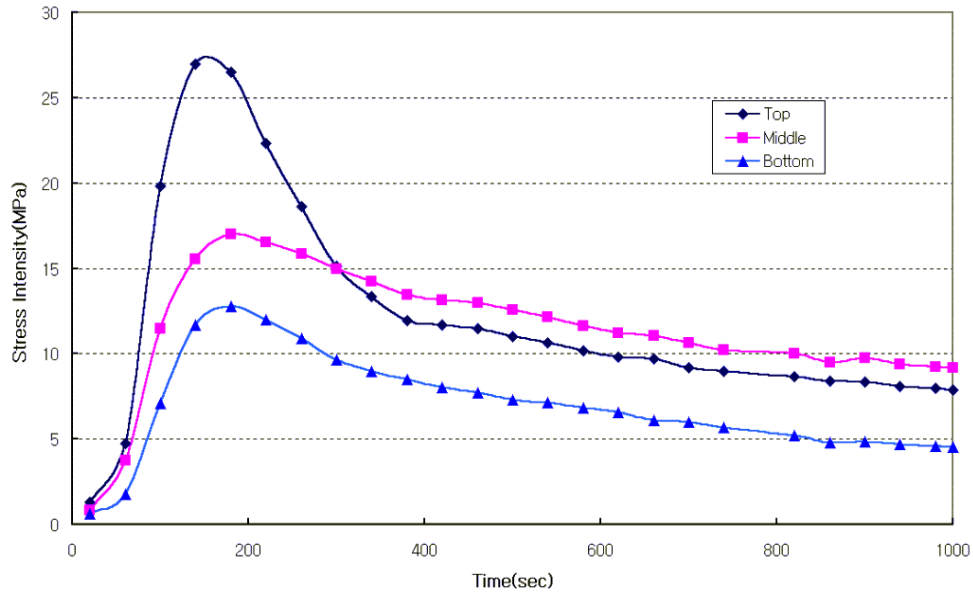
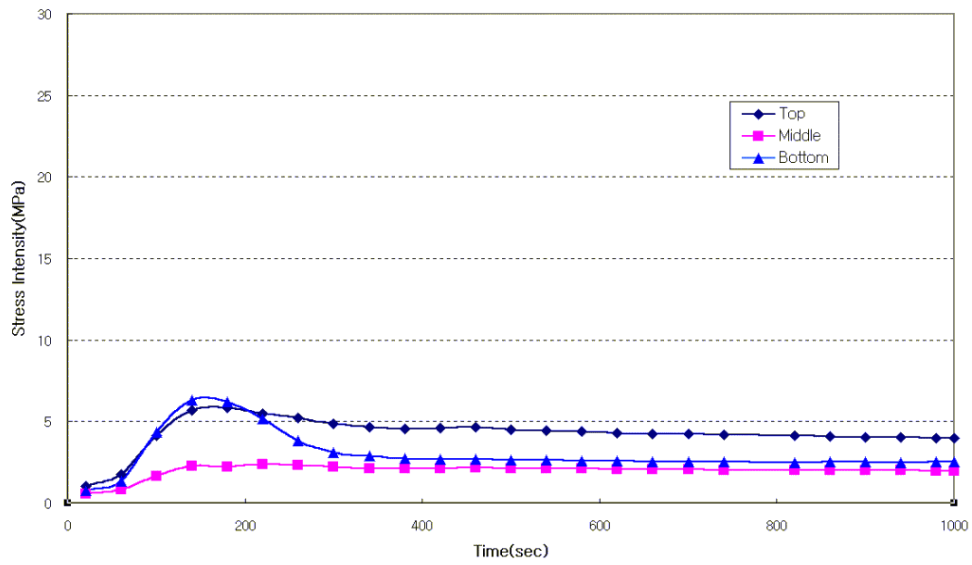


그림 5 고압 안전주입계통 배관 단면의 상하단 온도차



(a) 고압 안전주입 배관 연결부



(b) 90° 엘보우 부위

그림 6 고압 안전주입계통 배관의 열성충에 의한 응력강도 분포