

원전 안전주입배관에서의 열성층 유동해석

박만흥*·김광추*·염학기*
김태룡**·이선기**·김경훈***

Analysis for the Behavior of Thermal Stratification in Safety Injection Piping of Nuclear Power Plant

M. H. Park*·K. K. Kim*·H. K. Youm*
T. Y. Kim**·S. K. Lee**·K. H. Kim***

Key Words : Thermal Stratification(열성층), Safety Injection Piping(안전주입배관), Branch Pipe (분기 배관), Nuclear Power Plant(원자력발전소), Safety Injection System(안전주입계통),

Abstract

A numerical analysis has been performed to estimate the effect of turbulent penetration and thermal stratified flow in the branch lines piping. This phenomenon of thermal stratification are usually observed in the piping lines of the safety related systems and may be identified as the source of fatigue in the piping system due to the thermal stress loading which are associated with plant operating modes. The turbulent penetration length reaches to 1st valve in safety injection piping from reactor coolant system (RCS) at normal operation for nuclear power plant when a coolant does not leak out through valve. At the time, therefore, the thermal stratification does not appear in the piping between RCS piping and 1st valve of safety injection piping. When a coolant leak out through the 1st valve by any damage, however, the thermal stratification can occur in the safety injection piping. At that time, the maximum temperature difference of fluid between top and bottom in the piping is estimated about 50°C.

1. 서 론

원자력발전소의 시운전(startup operating) 및 고온 대기운전(hot standby operating) 등과 같은 천이운전 또는 정상운전 중에도 원자로냉각재계통(Reactor Coolant System, RCS) 및 주급수 계통에 연결된 수평배관에서 고온유체와 저온유체가 혼합되지 않고 층을 이루어 존재하는 열성층 현상이 발생한다. 이러한 열성층 현상이 존재하면 배관 설계 시 고려하지 않았던 열응력이 발생하게 되는데, 이와 같은 열응력에 의한 배관에 심각한 손상 사례가 외국 원전에서 많이 보고 되고 있다. 이에 미국의 NRC (Nuclear Regulatory Commission)에서는 기

존의 원전뿐만 아니라 설계중인 원전에 대해서도 수평배관내의 열성층 현상의 존재 여부 검토 및 해석을 수행하여 배관의 건전성을 확인 하도록 NRC bulletin 88-08⁽¹⁾에 고시하였다.

열성층 현상에 의해서 발생된 열응력을 기존 배관 설계 시에 배관 응력에 포함시키지 않았으며, 최근의 실험 및 해석적 연구^(2,3,4,5) 결과에 의하면 열성층 현상에 의한 열응력이 배관의 균열 및 배관 지지대에 많은 하중으로 작용하여 불필요한 변위를 발생시키는 주요 요인으로 판명 되었다. 최근에는 원전설계 시 RCS의 주요 배관에 대해서 열응력을 포함시켜 설계를 하고 있으나, RCS에 연결된 주요 계통의 분기배관에 대해서는 아직도 열응력을 고려하지 않고 있는 실정이다.

안전주입계통(Safety Injection System, SIS)은 원전의 설계기준사고(Design Basis Accident, DBA) 및 중대사고 시에만 작동하는 중요한 계통으로 원전

* 한국전력기술(주) 전력기술개발연구소

** 한국전력공사 전력연구원

*** 경희대학교 기계공학과

이 정상적으로 운전될 때는 밸브가 항상 닫혀 있어 안전주입배관의 유체는 저온의 상태로 정체되어 있다. 또한 속도가 빠른 고온고압의 유체가 흐르는 저온관에 연결되어 있어 안전주입배관 내 정체된 저온유체는 빠른 속도의 저온관 유체의 와류(eddy) 영향으로 난류침투(turbulent penetration)가 발생하여 밸브의 전 후단에서 열성층 현상이 발생할 수 있다⁽⁶⁾. 그리고 밸브의 손상 등 여러 가지 요인으로 인하여 밸브에서 유체 누설이 발생하게 되면 안전주입배관에 열성층 현상이 발생하여 배관 및 엘보(elbow)에 치명적인 손상이 발생하게 된다^(1,7).

본 연구에서는 원전의 RCS 에 연결된 여러 가지 계통 중 원전에서 중대사고가 발생하게 되면 RCS 의 안전에 중요한 역할을 하는 SIS 의 배관 내에서 발생하는 난류침투 및 밸브손상에 따른 열성층 현상을 고찰하고자 하였다.

2. 이론해석

본 연구에서는 Fig.1 과 같은 RCS 의 저온관에 연결된 안전주입배관의 개략적인 기하학적 형상에 대하여, 안전주입배관과 같은 분기배관 내에서 발생하는 난류침투 및 열성층 현상에 대한 열유동

해석을 수행하기 위하여, 다음과 같은 가정을 적용하였다.

- 고온 및 저온유체는 정상상태 3 차원 유동이다.
- 온도차에 의한 유체의 밀도변화는 중력항에만 존재하며 그 이외에는 유체 및 배관의 모든 물성치는 일정하다.
- 유체의 압축성 효과, 점성소산 및 복사열전달은 무시한다.

주어진 가정에 따라 채택된 3 차원 정상상태 지배방정식은 다음과 같으며, 난류모델은 RNG (ReNormalization Group) $\kappa - \epsilon$ 모델을 채택하였다.

$$\frac{\partial}{\partial x_i}(\rho u_i) = 0 \quad (1)$$

$$\frac{\partial}{\partial x_j}(\rho u_j u_i) = -\frac{\partial p}{\partial x_i} + \frac{\partial \tau_{ij}}{\partial x_j} + \rho g_i \beta (T - T_m) \quad (2)$$

$$\frac{\partial}{\partial x_i}(\rho u_i T) = \frac{\partial}{\partial x_i} \left\{ \left(\frac{\mu}{Pr} + \frac{\mu_t}{\sigma_t} \right) \frac{\partial T}{\partial x_i} \right\} \quad (3)$$

$$\frac{\partial}{\partial x_i}(\rho u_i k) = \frac{\partial}{\partial x_i} \left\{ \left(\mu + \frac{\mu_t}{\sigma_k} \right) \frac{\partial k}{\partial x_i} \right\} + G - \rho \epsilon + B \quad (4)$$

$$\frac{\partial}{\partial x_i}(\rho u_i \epsilon) = \frac{\partial}{\partial x_i} \left\{ \left(\mu + \frac{\mu_t}{\sigma_\epsilon} \right) \frac{\partial \epsilon}{\partial x_i} \right\} + \frac{\epsilon}{k} \{ C_1(G+B) - C_2 \rho \epsilon \} + \frac{C_\mu \eta^3 (1 - \eta / \eta_0)}{1 + \beta_1 \eta^3} \frac{\rho \epsilon^2}{k} \quad (5)$$

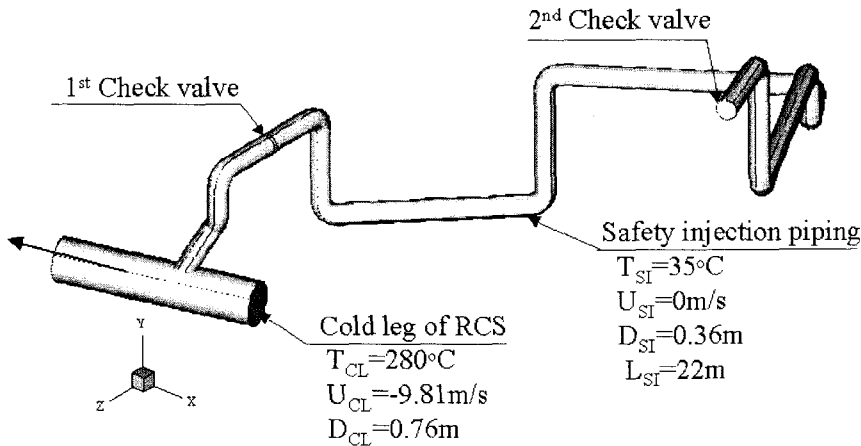


Fig.1 Schematic diagram for cold leg of RCS and safety injection piping

위 식에서 $\rho, u_j, T, k, \varepsilon, p, g_i, \beta$ 및 μ 는 각각 밀도, 속도성분, 온도, 난류운동에너지, 난류운동에너지소산율, 압력, 중력가속도, 열팽창계수 및 점성계수를 나타낸다. 또한 응력텐서, τ_{ij} , 난류점성계수, μ_t , 난류생성항, G , 부력항, B , 난류상수 $C_1, C_2, C_\mu, \sigma_k, \sigma_\varepsilon, \eta_0, \eta$ 및 β_i 는 다음과 같다.

$$\tau_{ij} = -(\mu + \mu_t) \left(\frac{\partial u_i}{\partial x_j} + \frac{\partial u_j}{\partial x_i} \right) - \frac{2}{3} \rho k \delta_{ij} \quad (6)$$

$$\mu_t = C_\mu \rho \frac{k^2}{\varepsilon}, \quad G = 2\mu_t S_{ij} \frac{\partial u_i}{\partial x_j}, \quad S_{ij} = \frac{1}{2} \left(\frac{\partial u_i}{\partial x_j} + \frac{\partial u_j}{\partial x_i} \right) \quad (7)$$

$$B = \frac{\mu_t}{\sigma_t} g_i \beta \frac{\partial T}{\partial x_i} \quad (8)$$

$$C_1 = 1.42, C_2 = 1.68, C_\mu = 0.085, \sigma_k = 0.719, \sigma_\varepsilon = 0.719 \quad (9)$$

$$\eta_0 = 4.38, \eta = S \frac{\varepsilon}{k}, S = \sqrt{2S_{ij}S_{ij}}, \beta_i = 0.012 \quad (10)$$

본 연구의 수치해석을 위한 경계조건은 다음과 같이 적용하였다.

① RCS 저온관 입구:

$$u = -9.81 \text{ m/s}, v = w = 0 \text{ m/s}, T = 280^\circ \text{C} \quad (11)$$

② RCS 저온관 출구:

$$p = \text{constant} \quad (12)$$

③ 모든 배관의 벽면:

$$u = v = w = 0 \text{ m/s}, \frac{\partial T}{\partial n} = 0 \quad (13)$$

④ 2nd 밸브 벽면:

$$u = v = w = 0 \text{ m/s}, T = 35^\circ \text{C} \quad (14)$$

난류방정식의 경계조건으로서 RCS 저온관의 입구에서 난류에너지, k_{in} , 및 난류운동에너지소산율, ε_{in} ,은 유동방향 속도, u_{in} 의 함수로서 각각 아래식과 같이 부여하였다. 이때 난류강도는 주유동속도의 1%로 가정하였다.

$$k_{in} = (0.01 u_{in})^2, \quad \varepsilon_{in} = 0.1643 k_{in}^{1.5} / 0.1 D_{Cl} \quad (11)$$

1st 밸브 및 2nd 밸브의 재질은 SUS (ANSI 304)이며, 안전주입배관내의 유체는 정체되어 있는 것으로 가정하였다. 일반적으로 밸브의 손상부위 및 손상면적은 정확히 알 수 없기 때문에, 본 연구에서는 1st 밸브에서만 손상이 발생한 경우를 고려하

였다. 또한 손상부위는 열성층 현상이 가장 심각하게 발생 할 수 있는 조건인 밸브 디스크(disk)의 상단에서 발생한 경우를 고려하였으며, 손상면적은 사고사례의 예⁽⁸⁾를 고려하며 디스크 면적의 약 3%에 대하여 손상이 있는 것으로 가정하였다.

3. 수치해석방법

RCS 저온관의 분기배관중의 하나인 안전주입배관의 열성층 현상을 해석하기 위하여 상용 CFD 코드인 PHOENICS V3.3 프로그램을 사용하였다. 수치계산 시 공간도식으로는 Hybrid 도식을 사용하였으며, 압력장을 얻기 위해서는 SIMPLEST⁽⁹⁾ 방법을 사용하였다.

본 계산을 위하여 다중격자방법을 사용하여 격자를 생성하였으며, 계산에 사용된 격자수는 32139 개 이다. 각 변수의 수렴조건으로서 이산화방정식의 잉여값이 10^{-2} 이하에 도달하면 수렴한 것으로 간주하였으며, 속도장, 온도장 및 난류량의 수렴조건을 만족하기 위하여 각각 약 5000 회 정도의 반복계산이 필요하였다. 계산시간은 IBM Pentium III 733MHz 에서 약 20 시간 정도 소요되었다.

반복계산 시 해의 수렴성을 개선하고 해가 발산하는 것을 방지하기 위하여 모든 종속변수에 대하여 하향이완방법을 도입하였다. 압력, 온도 및 난류량에 대해서는 선형이완방법을 사용하였으며, 이완계수로는 각각 0.3, 0.4 및 0.3 을 사용하였다. 또한 속도 성분들에 대해서는 오류시간간격이완(false time step relaxation) 방법을 적용하여 오류시간간격은 0.3 을 사용하였다.

4. 결과 및 고찰

본 연구에서와 같이 빠른 속도의 고온고압의 유체가 흐르는 RCS 저온관에 유체가 정체되어 있는 SIS 의 안전주입배관이 분기배관으로 연결된 경우의 안전주입배관내 열성층 현상에 대한 계산에 앞서 프로그램의 검증 및 수치 해의 타당성을 조사하기 위하여 HDR-Facility 의 열적 혼합 및 열성층 현상 실험⁽⁴⁾과 본 프로그램의 결과와 비교하여 정확성을 확인한 후에 본 계산을 수행하였다.

안전주입배관에 설치되어 있는 2개의 밸브는 원전에서 중대사고가 발생할 경우에만 열리도록 되어 있으므로 평상시에는 항상 닫혀있다.

Fig.2 에는 RCS 저온관에 속도가 빠른 고온고압의 유체가 흐르고, 저온관에 연결된 안전주입배관 내의 정체되어 있는 유체에 저온관 유체의 와류 영향으로 인한 난류침투가 발생한 경우의 온도분포를 나타내었다. Fig.2(a)의 온도분포를 살펴보면 난류침투가 안전주입배관의 1st 밸브까지 발생하였고, 밸브 디스크를 지나 1st 밸브 후단의 저온유체에 지 영향 미침을 알 수 있다.

그러나 1st 밸브의 전후단 배관 상하 위치에서의 온도차를 Fig.2(b)에서 살펴보면 거의 온도차가 나타나지 않은 것을 알 수 있다. 1st 밸브 전단의 배관에서는 난류의 와류영향이 자연대류영향보다 훨씬 크게 나타나기 때문에 배관에는 거의 같은 온도분포를 나타낸다. 또한 1st 밸브 후단의 가까운 위치에서는 밸브의 디스크를 통하여 전달된 열에 의한 자연대류영향이 일부 나타나기는 하지만 1st 밸브 후단부터 2nd 밸브 까지의 전체 안전주입

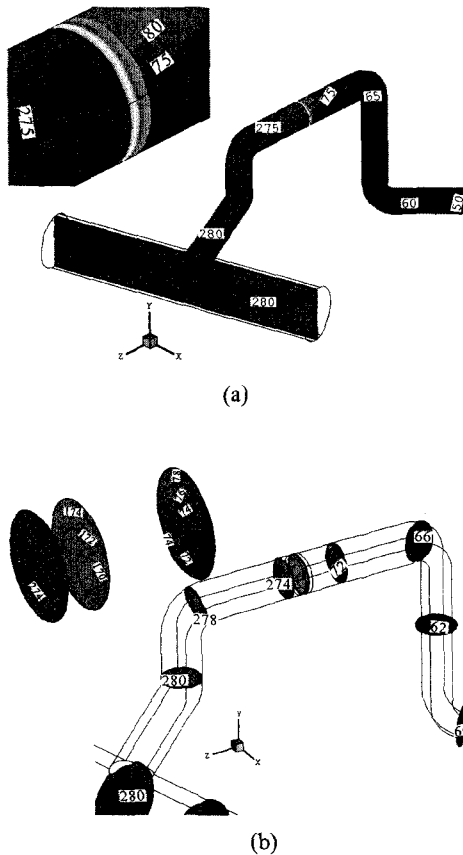


Fig.2 The contour of temperature for turbulent penetration

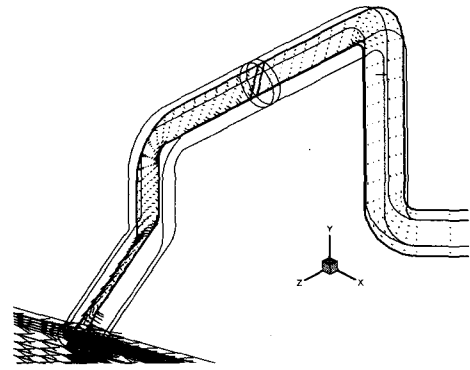


Fig.3 The velocity vector at cross section for turbulent penetration

배관의 저온유체영역은 열전도에 의한 온도분포를 나타낸다. 이와 같이 배관 직경이 비교적 큰 경우의 분기배관이 유체의 속도가 빠르고 직경이 큰 배관에 연결되어 있는 경우에는 난류의 와류영향으로 난류침투가 1st 밸브 이상까지 발생함을 알 수 있다. 그러나 1st 밸브 전 후단에서 발생하는 온도분포를 살펴 보면 열성층 영향을 고려하여야 할 만큼 분기배관내 상하 온도차가 심각하게 나타나지 않음을 알 수 있다.

Fig.3 에는 배관내의 일정한 단면에서의 속도벡터를 나타내었다. 정체되어 있던 안전주입 배관내에서 저온관 유체의 영향으로 속도분포가 나타나는 하지만, 저온관의 유체속도에 비하여는 미미한 속도분포를 나타내었다. 또한 저온관에 연결된 가까운 위치에서는 어느 정도의 자연대류 영향이 나타나지만, 1st 밸브 후단에서는 자연대류 영향이 아주 미미하게 나타남을 알 수 있다.

Fig.4 는 1st 밸브 상단에 손상이 있는 경우의 온도분포를 나타낸다. 1st 밸브의 손상면적은 밸브 디스크 면적의 약 3%라 가정하였고⁽⁶⁾, 2nd 밸브는 손상이 없는 것으로 하였다. Fig.4(a)의 온도분포를 살펴 보면 밸브가 손상이 없고 단순히 안전주입 배관내에 난류침투가 있는 경우와는 달리 1st 밸브 전 후단에 아주 복잡한 온도분포를 나타낸다. 이는 자연대류 현상에 의하여 손상된 밸브를 통하여 고온의 유체는 저온유체영역으로, 저온의 유체는 고온유체영역으로 이동하기 때문이다. 그러므로 1st 밸브 후단에는 밸브손상이 없는 경우보다 온도가 상승하며, 1st 밸브 전단에는 오히려 온도가 하강하고 배관의 수평 부분 뿐만 아니라 수직 부분에서도 복잡한 온도분포를 나타낸다. Fig.4(b)에서 각 단면의 온도분포 살펴 보면 1st 밸브 후단에

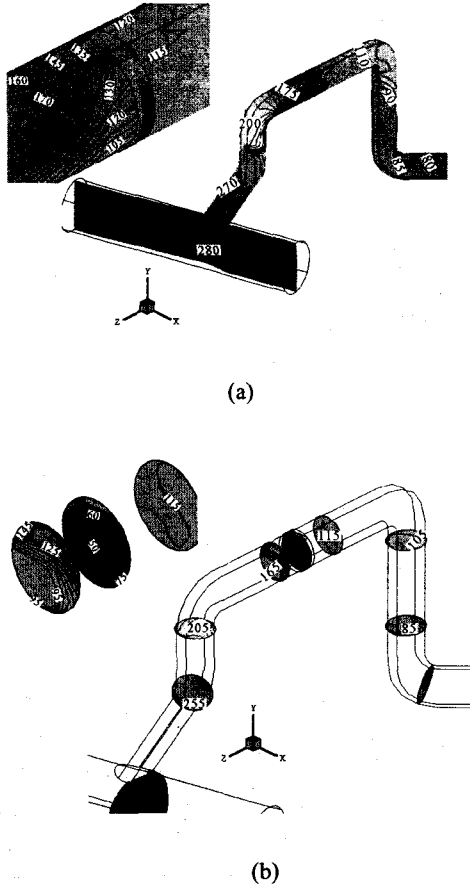


Fig.4 The contour of temperature for the top leakage of 1st valve

는 온도가 상승하기는 하였지만 전체적으로 배관 상 하단에서의 온도차가 크게 나타나지 않았으나, 1st 밸브 전단에서는 열성층 현상이 나타나기 때문에 배관 상 하단에서의 온도차가 약 50°C 정도로 크게 나타난다. 그러므로 배관에 손상이 있는 경우에는 밸브 전 후단에서의 열성층 현상이 발생할 수 있으며, 특히 배관 설계 및 발전소 운전 시 밸브 전단 배관에서의 열성층 현상에 의한 열적 피로현상을 고려하여야 한다.

5. 결론

본 연구는 원자력발전소의 RCS 에 연결된 여러 가지 계통중 발전소에서 중대사고가 발생할 경우, RCS 저온관의 분기배관으로 RCS 의 안전에 중요

한 역할을 하는 SIS 의 안전주입 배관에서 발생하는 난류침투 및 밸브손상에 따른 열성층 현상을 고찰 하였다.

안전주입계통의 2 개의 밸브가 정상적으로 닫혀 있는 정상 운전 시, RCS 저온관에서 안전주입배관으로의 난류침투가 저온관내의 빠른 속도의 고온 고압 유체에서 발생하는 난류 와류영향으로 인하여 저온관 분기점에서 안전주입배관의 1st 밸브 후단까지 발생하였다. 이때는 1st 밸브 전 후단의 배관 상 하단의 온도차가 크게 나타나지 않기 때문에 배관내 열성층 영향이 크지 않은 것으로 나타났다. 그러나 1st 밸브에 손상이 밸브 디스크의 상단에 존재하는 경우에는 1st 밸브 전 후단의 배관내 상 하단의 온도차가 크게 나타나므로 분기배관내의 열성층 현상이 뚜렷한 것으로 보인다. 특히 1st 밸브 전단의 배관에서는 상 하단의 온도차가 약 50°C 정도가 발생하므로 배관 설계 및 운전 시 안전주입 배관의 열성층 현상에 의한 열적 피로현상을 고려하여야 한다.

참고문헌

- (1) NRC, 1988 , "Thermal Stress In Piping Connected to RCS", NRC Bulletin No. 88-08
- (2) Shah, V.N., and MacDonald, P. E., 1989, "Residual Life Assessment of Major Light Water Reactor Component-Overview Vol.1", NUREG/CR-4731 EGG-2469, Vol.1 pp.46~62
- (3) Talja. A. and Hansjosten, E., 1990, "Result of Thermal Stratification Test in a Horizontal Pipe Line at the HDR-Facility," Nuclear Engineering and Design, Vol.118, pp.29~41
- (4) Wolf, L., Hafner, W., Geiss, M., Hanjosten, E., and Katzenmeier, G., 1992, "Result of HDR-Experiments for Pipe Load under Thermally Stratified Flow Conditions," Nuclear Engineering and Design, Vol. 137, pp.387~404
- (5) Kim, J. H., Ridt, R. M., and Deardorff, A. F., 1993, "Thermal Stratification and Reactor Piping Integrity", Nuclear Engineering and Design, Vol. 139, pp.83~95
- (6) EPRI, 1994, "Thermal Stratification, Cycling and Striping (TASCS)", EPRI-TR-103581
- (7) EPRI, 1994, "EPRI Fatigue Management Handbook", EPRI-TR-104534, Vol.1
- (8) 한전 전력연구원, 2000, "고리 4 호기 안전주입 계통 6" 역지 밸브 손상원인 규명", TM-99NP18.M2000.303 Ludwig,
- (9) J. C., Qin, H. Q. and Spalding, D. B., 1989, The PHOENICS Reference Manual, TR/200, CHAM