

차세대 원자로 용기내 vessel 내면에서의 대류 열전달특성에 관한 수치해석적 연구

정삼두* · 김창녕**

A numerical study on convective heat transfer characteristics at the vessel surface of the Korean Next Generation Reactor

S. D. Jung, C. N. Kim

Key Words: Reactor Pressure Vessel(원자로 용기), Main Steam Line Break(주증기관 파단사고), Direct Vessel Injection(원자로 용기 직접주입), Pressurized Thermal Shock(가압열충격), Convective Heat Transfer Coefficient(대류 열전달계수)

Abstract

The Korean Next Generation Reactor(KNGR) is a Pressurized Water Reactor adopting direct vessel injection(DVI) to optimize the performance of emergency core cooling system(ECCS). In a certain accident, however, pressurized thermal shock(PTS) of the vessel due to the sudden contact with the injected cold water is expected. In this paper, an accident of Main Steam Line Break(MSLB) has been numerically investigated with direct vessel injections and an increased volume flow rate in some cold legs. Using FLUENT code, temperature distributions of the fluid in the downcomer and of reactor vessel including the core region have been calculated, together with the distribution of convective heat transfer coefficient(CHTC) at the cladding surface of the reactor vessel. The result shows that some parts of the core region of the reactor vessel have higher temperature gradient expressing higher thermal stress.

h_{eff} 대류열전달계수 [$\text{kg/m}^2 \cdot \text{K}$]

기호설명

P	압력 [kPa]
T	온도 [K]
ρ	밀도 [kg/m^3]
h	엔탈피 [kJ/kg]
\hat{k}	열전도계수 [$\text{W/m} \cdot \text{K}$]
Pr_t	난류 Prandtl 수
c_p	정압비열 [$\text{kJ/kg} \cdot \text{°C}$]
μ	점성계수 [$\text{kg/m} \cdot \text{s}$]

1. 서론

냉각재 상실사고(Loss of Coolant Accident : LOCA) 또는 주증기관 파단사고(Main Steam Line Break : MSLB)와 같은 비상사고가 발생할 경우 비상노심 냉각계통(Emergency Core Cooling System : ECCS)이 가동되어 저온의 냉각수가 원자로의 노심대(beltline region)로 흘러 들어가 과열된 원자로를 냉각한다. 현재 국내의 대부분의 원자력발전소의 설계에서는 안전주입계통의 냉각수를 저온관을 통해 주입하는 저온관 주입(cold leg injectin) 방식을 채택하고 있다. 그러나 앞으

* 경희대학교 기계공학과
** 경희대학교 기계·산업시스템공학부

로 개발될 차세대 원자로(Korean Next Generation Reactor : KNGR)에서는 비상노심 냉각계통의 효율을 극대화하기 위하여 원자로 용기(Reactor Pressure Vessel : RPV)로 직접 주입하는 방식(Direct Vessel Injection : DVI)을 채택하는 추세이다. 저온관 주입방식은 2개의 트레인(train)으로 되어 있으나 DVI 방식은 4개의 트레인으로 되어 있다. 그러므로 비상사고시 DVI 방식은 저온관 주입방식보다 안전성을 확보하는데 더 유리하고, 저온관의 파단시에도 하향유로(downcomer)로 직접 주입하므로 안전주입수를 안정적으로 주입할 수 있는 장점이 있다.

그러나 이러한 장점에도 불구하고 DVI 방식을 채택할 경우 원자로용기의 건전성에 미칠 수 있는 몇 가지 악영향이 우려된다. 첫째로, 원자로 벽에서 심한 열응력(thermal stress)이 발생할 가능성이 높다. 현재 대부분의 원자력발전소에서 채택하고 있는 저온관 주입 방식은 저온관내에서 냉각수와 안전주입수가 먼저 혼합된 후 원자로용기의 하향유로로 흘러 들어가나 DVI 방식에서는 안전주입수가 직접 원자로용기의 하향유로로 투입되므로 저온관 주입 방식보다 원자로 벽에서 더욱 큰 온도구배를 형성하여 큰 열응력을 유발한다. 또한 탄소강의 모재와 스텐레스강으로 된 피복재의 열팽창 계수의 차이로 두 재질의 경계면에서 추가적인 열응력이 발생한다.

둘째로, 위와 같은 환경과 더불어 높은 내부압력이 유지되거나 압력이 재상승하는 상태에서 급격한 냉각이 발생하는 가압열충격(Pressurized Thermal Shock : PTS)이 발생할 수 있다. 급냉으로 발생한 열응력과 내압으로 인한 응력이 합쳐져서 용기벽 내부에 큰 인장응력이 발생하는 한편, 많은 중성자조사에 의해 취화된 노심대의 온도가 냉각에 의하여 무연성전이온도(Reference Nil-Ductility Transition Temperature : RTNDT)보다 낮아지게 되면 원자로 용기의 파괴인성치가 현저히 감소하게 된다.⁽¹⁾ 차세대 원자로는 ABB-CE사의 System80 (ABB-CE Inc, 1993)과 같은 종류의 설계에 속하는 신형 경수로(Advanced Light Water Reactor : ALWR)이므로 비등수형 원자로(Boiling Water Reactor : BWR)나 중수로(Heavy Water Reactor : HWR)보다 운전압력 및 중성자 조사량이 높고 압력용기의 두께가 두꺼워 파괴인성치에 미치는 영향이 훨씬 크다.⁽²⁾ 이러한 인장응력의

증가와 파괴인성치의 감소는 용기벽에 균열이 존재하는 경우 균열이 급속도로 성장 또는 전파되어 원자로 용기의 취성 파괴를 일으켜 대형사고를 초래할 수 있다. 이를 소위 가압열충격(PTS : Pressurized Thermal Shock)이라 한다.

한편 가압열충격에 의한 원자로 용기의 손상을 피하기 위하여 미국 원자력 규제위원회(Nuclear Regulatory Commission : NRC) 및 여러 연구기관에서 관련사고 시나리오의 선정, 사고해석, 열유동해석, 재료특성, 피로역학적 해석, 비파괴시험 및 확률론적 해석에 관한 많은 연구를 수행하고 있다.⁽³⁾

본 연구에서는 LOCA 또는 MSLB와 같은 비상사고시 DVI 방식에 의한 한국형 차세대 원자로의 냉각을 해석하였다. 상용코드를 사용하여 원자로 용기의 하향유로 지역의 유체유동현상을 해석하였고 유체영역, 피복재 및 용기모재 내의 영역의 온도 분포를 계산하였으며, 유체와 피복재 사이의 대류 열전달계수(Convective Heat Transfer Coefficient : CHTC)를 예측하였다.

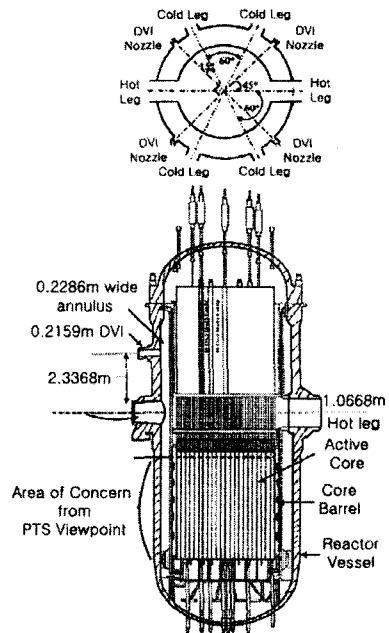


Fig. 1 KNGR reactor vessel with DVI⁽⁶⁾

2. 원자로 용기 구조 및 격자 생성

본 해석의 대상인 원자로 용기는 한국형 차세대 원자로이다. 원자로 용기의 구조는 전체적으로 실린더형 모양이고 냉각수와 안전주입수가

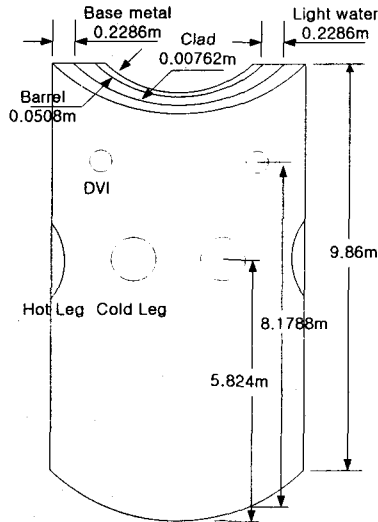


Fig. 2 Schematic diagram of the KNRR

들어가는 하향유로 부분은 환형(annulus) 구조로 되어있다. 각 주입배관들은 Fig. 1과 같이 원자로 용기 표면에 대칭형상으로 배치되어 있으며 안전주입수가 흐르는 관은 저온관과 15° 떨어져 있다.⁽⁶⁾

대칭형상이므로 원자로 용기의 1/2만을 해석 대상으로 선정하였으며 가압열충격의 주요 관심 영역은 중성자 조사가 심한 노심대이므로 plenum 부분을 둘러싼 원자로용기의 위·아래 반구 부분을 제외하였고, 해석부분의 형상을 Fig. 2와 같이 단순화하였다. 용기의 내부 반경은 1.9812m, Barrel의 두께는 0.0508m, 유체영역과 모재의 두께는 각각 0.2286m, 그리고 피복재의 두께는 0.00762m이다.

vessel의 clad 부분이 하향유로 폭이나 vessel의 base metal 두께에 비해 상당히 얇으므로 clad 및 이에 인접한 부분에 격자의 수를 밀집시켰고, DVI와 저온관으로부터 원자로용기의 하향

유로로 유입되는 부분에서 내부벽면에 부딪히는 유동과 와류현상 등 복잡한 유동이 예상되므로 이 부분의 격자수도 밀집시켰다. 본 해석에 사용된 총 격자수는 약 120,000개였다.

3. 비상사고의 선정 및 경계조건

Table 1 Downcomer water level after break⁽⁴⁾

비상사고	하향유로 압력	하향유로 수위
Large LOCA	급격한 감소	부분 충수 상태
Small LOCA	완만한 감소	부분 충수 상태
MSLB	일정 감소 후 고압유지	완전 충수 상태

안전주입수를 유입함으로써 가압열충격을 유발할 수 있는 비상사고로는 LOCA, MSLB, 증기발생기 전열세관 파단사고(Steam Generator Tube Rupture : SGTR) 등이 있다. 이 중 LOCA 또는 MSLB 발생으로 ECCS가 가동될 경우 하향유로에서의 압력조건과 수위조건을 Table 1에 나타내었다.⁽⁴⁾

LOCA시에는 압력이 감소하고 부분충수 상태를 이루나, MSLB시에는 압력이 일정 감소 후 고압이 유지(1800 psi)되며, 완전충수 상태가 유지된다. 가압열충격은 하향유로의 수위조건보다 압력조건에 의해 더 큰 영향을 받는다. 그러므로 LOCA시보다 MSLB시에 하향유로내에서 유체의 혼합은 잘 이루어지나 MSLB시에는 압력이 일정 감소 후 재상승하여 고압을 유지하므로 MSLB를 비상사고로 선정하여 해석의 대상으로 하였다.

Table 2 Boundary condition⁽⁴⁾

주입관	속도(m/s)	온도(K)	내경(m)
DVI관	1	283	0.2159
Cold Leg(left)	0.06	426.5	0.762
Cold Leg(right)	1.24	410	0.762
Hot Leg		533	1.0668

해석에는 Table 2 와 같이 ABB-CE사에서 수행한 MSLB 해석결과 중에서 주증기관 파단 후 600초가 경과한 시점의 각 유로의 온도 및 속도 값을 각각 경계조건으로 사용하였다.⁽⁴⁾

4. 지배방정식

원자력 용기에서 발생하는 냉각수 및 안전주입수의 유동은 하향유로의 내벽에 부딪히는 유동, swirl 발생 및 eddy 현상과 같은 복잡한 형태의 난류유동이 발생할 것으로 예상된다. 이러한 유동의 해석에 비교적 타당한 해를 제공해주는 난류모델로 RNG $k-\epsilon$ model을 선정하였다. 이 모델은 원자로 용기 하향유로내의 유동을 다른 난류모델에 비해 비교적 정확히 묘사해주며 수렴성 또한 좋은 것으로 알려져 있다.⁽⁴⁻⁵⁾

RNG $k-\epsilon$ model의 난류에너지 수송방정식은 수정 $k-\epsilon$ model의 형태와 같고, 난류 운동에너지 소산을 방정식은 수정 $k-\epsilon$ model의 소산을 방정식에 다른 형태의 생성항 ($-\rho R$)을 포함하고 있다. 이러한 RNG $k-\epsilon$ model을 포함하여,

유동을 지배하는 지배방정식이 Table 3 에 제시되어 있다.

5. 결과 및 고찰

5.1 하향유로에서의 유동 분포

MSLB시의 해석결과는 DVI와 우측 저온관의 많은 유량이 좁은 공간에서 혼합되므로 swirl과 eddy 현상이 나타나서 유체유동은 복잡한 유동형태로 나타났다. 이 중에서 Barrel외벽과 용기내벽에서 각각 2mm 떨어진 위치에 있는 가상적인 곡면에서의 유체유동을 Fig. 3의 (a)와 (b)에 나타내었다. Barrel에 부딪히는 유동은 우측 저온관 입구를 중심으로 사방으로 퍼지는 형태로 나타났다. 이는 주증기관의 파단으로 우측 저온관의 유량이 매우 크기 때문이다. 용기에 인접한 가상곡면에서의 유체유동은 우측 저온관 좌측에서 우측 저온관 주위를 감싸며 흘러내리는 형태로 나타났다. 네 개의 위치에서 서로 다른 유량으로 분출되는 유체유동현상이 매우 복잡한 유동 패턴을 보이고 있다.

Table 3 Governing equations

Continuity equation	$\frac{\partial}{\partial x_i}(\rho u_i) = 0$
Navier-Stokes equation	$\frac{\partial}{\partial x_j}(\rho u_i u_j) = -\frac{\partial p}{\partial x_i} + \frac{\partial \tau_{ij}}{\partial x_j} + \frac{\partial}{\partial x_j}(-\rho \overline{u_i' u_j'})$
Energy equation in fluid region	$\frac{\partial}{\partial x_i}(u_i \rho h) = \frac{\partial}{\partial x_i} \left(\hat{k} + \frac{C_{\mu} \mu_t}{Pr_t} \right) \frac{\partial T}{\partial x_i}$
Energy equation in solid region	$\frac{\partial}{\partial x_i}(u_i \rho h) = \frac{\partial}{\partial x_i} \left(\hat{k} \frac{\partial T}{\partial x_i} \right)$
k equation	$0 = \frac{\partial}{\partial x_i} \left(\alpha_k \mu_{eff} \frac{\partial k}{\partial x_i} \right) + G_k + G_b - \rho \epsilon$
ϵ equation	$0 = \frac{\partial}{\partial x_i} \left(\alpha \mu_{eff} \frac{\partial \epsilon}{\partial x_i} \right) + C_{1\epsilon} \frac{\epsilon}{k} (G_k + C_{3\epsilon} G_b) - C_{2\epsilon} \rho \frac{\epsilon^2}{k} - R$

$$\tau_{ij} = \left[\mu \left(\frac{\partial u_i}{\partial x_j} + \frac{\partial u_j}{\partial x_i} \right) \right] - \frac{2}{3} \mu \frac{\partial u_l}{\partial x_l} \delta_{ij}, \quad -\rho \overline{u_i' u_j'} = \mu_t \left(\frac{\partial u_i}{\partial x_j} + \frac{\partial u_j}{\partial x_i} \right) - \frac{2}{3} \left(\rho k + \mu_t \frac{\partial u_l}{\partial x_l} \right) \delta_{ij}$$

$$\mu_t = \rho C_{\mu} \frac{k^2}{\epsilon}, \quad C_{\mu} = 0.0845, \quad \alpha_k = \alpha_{\epsilon} \approx 1.393, \quad C_{1\epsilon} = 1.42, \quad C_{2\epsilon} = 1.68, \quad C_{3\epsilon} = \tanh \left| \frac{u}{v} \right|$$

u = 중력방향에 평행한 유동 속도 성분, v = 중력방향에 수직인 유동 속도 성분

G_k : 평균속도구배에 의한 난류 운동에너지 생성항, G_b : 부력에 의한 난류 운동에너지 생성항

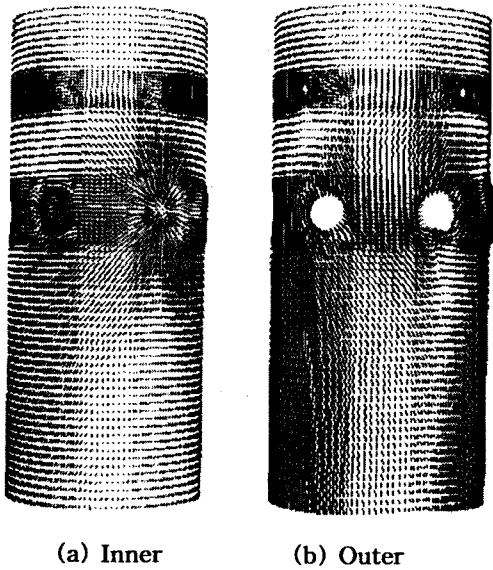


Fig. 3 Velocity vectors in curved planes adjacent to the barrel and clad surface, respectively

5.2 용기 및 Barrel에서의 온도분포

유체와 맞닿는 Barrel 외벽과 용기 내벽에서의 온도분포는 Fig. 4와 같이 나타났다. Barrel 외벽의 경우, 우측 저온관에서 분출된 유동이 영향을 크게 받는 우측 저온관 위 부분 및 좌·우측 저온관 아래 부분, 우측 DVI 위 부분에서 높은 온도를 보이고 있으나, 온도구배는 크지 않았다. 그러나 안전주입수와 맞닿는 DVI 주위와 좌측 저온관의 좌측부분에서 큰 온도구배는 형성되었다. 이러한 온도분포특성은 유동의 형태가 반영된 것으로 보여진다. 용기 내벽의 경우는 Barrel 외벽과 비슷한 경향의 온도분포를 가지나 Barrel 외벽에 비해 온도구배가 크지 않았다. 이 결과 역시 용기에 인접한 부분에서의 유동에 의해 영향을 받은 것으로 보여진다. 즉 용기 내벽에서는 우측 저온관 주위를 감싸며 흘러내리는 유동으로 인해 안전주입수와 저온관의 냉각수가 혼합되는 과정이 있어 우측 DVI와 우측 저온관 사이에 큰 온도구배가 형성되었던 Barrel 외벽과

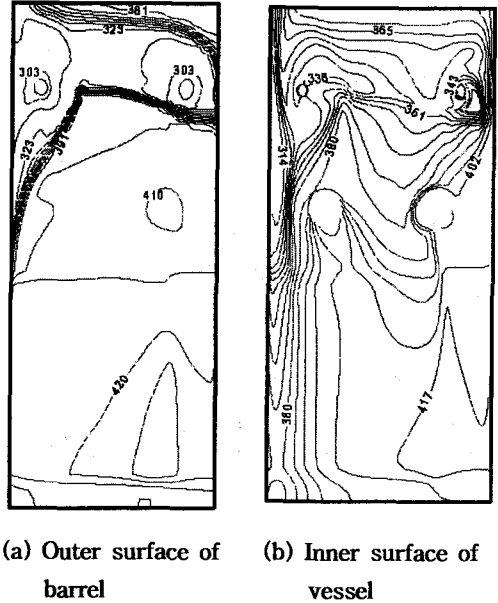


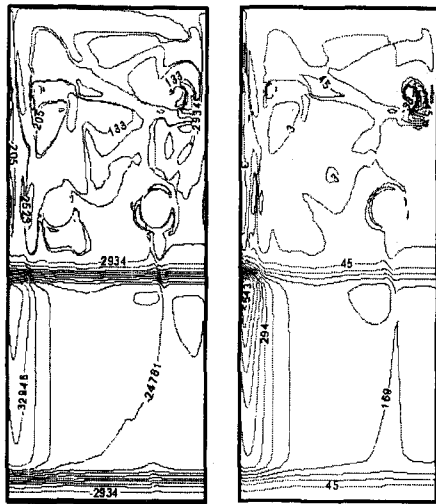
Fig. 4 Temperature distribution in the solid region(K)

달리 온도분포의 등온선이 유동방향으로 형성되어 온도구배가 크게 나타나지 않았다. 그러나 좌측 저온관의 주위 부분, 그리고 우측 DVI의 우측 부분에서 여전히 높은 온도구배가 형성되어 있다. 특히 좌측 저온관 아래 부분은 beltline 영역으로 중성자 조사로 취화된 원자로의 경우 PTS로 인해 원자로 용기의 건전성에 악영향이 우려되는 부분이다.

5.3 용기 내벽에서의 열속 및 대류열전달계수

Fig. 5는 용기 내면에서의 열속과 대류열전달계수(h_{eff})를 나타낸 것이다. 여기서 해석한 대류열전달계수는 다음의 식에 의해 구해진다.

$$h_{eff} = \frac{q''}{T_{clad} - T_{ref}}$$



(a) Heat flux (W/m²) (b) CHTC (W/m²-K)

Fig. 5 Heat flux and CHTC on the inner surface of vessel

q'' 는 단위면적당 열속이고, T_{clad} 은 피복재 표면에서의 온도이다. T_{ref} 는 대류열전달계수를 구하는데 이용되는 기준 온도값으로 여기서는 288.16K가 계산에 이용되었다.

beltline이 위치한 저온관 아래 부분은 노심에서 발생한 열과 MSLB시 고온이 된 vessel 내부의 열에너지에 의해 큰 heat flux가 나타나므로 이 부분에서 열전달이 활발히 일어남을 알 수 있다. 특히 안전주입수의 온도가 저온의 상태로 도달하는 beltline의 좌측영역 및 우측 DVI의 안전주입수와 저온관의 냉각수가 맞닿는 우측 DVI 우측영역에서도 비교적 큰 heat flux가 나타났다.

대류 열전달계수는 heat flux의 형태와 유사하게 나타나며, beltline 좌측에서는 다른 영역에 비해 매우 큰 대류 열전달계수가 형성되었다.

6. 결론

앞으로 개발될 차세대 원자로에서는 비상사고시 ECCS를 극대화하기 위하여 안전주입수를 원자로 용기내로 직접 주입하는 DVI 방식이 채택

될 것이다. 이 차세대 원자로에서 MSLB시 우려되는 PTS 및 열응력에 큰 영향을 미치는 하향유로에서의 유체유동현상과 유체영역 및 용기 영역의 온도분포를 FLUENT code를 이용하여 파악하였고, 냉각수와 맞닿고 있는 용기 표면에서의 열속과 대류열전달계수를 해석하였다. 그 결과 용기내면 중 냉각수와 안전주입수가 맞닿는 우측 DVI의 우측부분과 좌측 저온관의 좌측부분에서 높은 온도구배와 열속이 형성되었다. Beltline부분에서는 전체적으로 대류열전달계수가 다른 부분에 비해 상당히 크게 나타났다. 특히 Beltline 좌측 부분의 높은 온도구배는 PTS 및 높은 열응력 발생의 가능성이 크다는 것을 의미한다.

후기

본 연구는 한국과학기술평가원 99년도 원자력 기초연구사업의 지원을 받아 수행되었으며, 이에 관계자 여러분께 감사드립니다.

참고문헌

- (1) 광동욱, 최재봉, 김영진, 표창률, 박윤원, 1999, "가압열충격을 고려한 원자로용기의 건전성 평가를 위한 결정론적 파괴역학 해석," 대한기계학회 논문집 A권, pp. 1425~1434
- (2) 윤용구, 신영화, 황선근, 손동성, 1989, "핵재료공학," 한국원자력학회, pp. 358~359
- (3) 김일, 손갑현, 1985, "가압열충격에 대한 원자로 압력용기의 파괴역학적평가," 대한기계학회지 Vol. 25, No. 1, pp. 23~31
- (4) 김대웅, 이도환, 김인환, 양준석, 김범년, 1998, "원자로용기 직접주입 해석을 위한 모델개발," 대한기계학회 춘계학술대회논문집 B, pp. 557~282
- (5) 양희천, 유홍선, 임중환, 1997, "RNG k-ε 모델의 적용성에 대한 연구," 대한기계학회 논문집 B권, pp. 1149~1164.
- (6) Bae, K. H., Lim, H. S., Jin, H. S., Song, J. H., Sim, S. K., Park, J. K., 2000, "Design options for the safety injection system of Korean next generation reactor," Annals of Nuclear Energy 27(2000), pp. 1011-1028.