

원자로용기 직접주입 방식에 의한 열혼합 해석

**Thermal Mixing Analysis inside Reactor Vessel Downcomer  
for Direct Vessel Injection**

이중섭, 허진, 김태한, 오광석  
한국전력기술주식회사

김대웅, 김인환  
한국전력공사 전력연구원

요약

차세대원자로에서는 냉각재상실사고나 주증기관파단사고시 안전주입수를 원자로 하향유로에 직접 주입하는 방식을 채택할 예정이다. 4 트레인으로 구성된 직접주입방식은 안전성 측면에서 여러 가지 장점도 있지만 주입된 차가운 안전주입수가 원자로 하향유로에서 저온관 유입수와 적절히 섞이지 않을 경우 높은 압력에 의한 기계적인 응력과 함께 가압 열충격에 의해 국부적으로 심각한 응력문제를 야기할 수 있다. 본 연구에서는 FLUENT 코드를 사용하여 원자로용기 하향유로에서의 속도분포와 원자로용기 내벽에서의 온도분포를 해석하였으며 이 해석결과들은 차세대원자로의 최적의 DVI 노즐 위치 선정과 가압 열충격 현상을 평가하는데 유용하게 사용될 것이다.

Abstract

Direct Vessel Injection(DVI), which injects cold safety injection water directly into the reactor vessel downcomer when the accident such as Loss of Coolant Accident(LOCA) or Main Steam Line Break(MSLB) occurs, is one of the new design features of Korean Next Generation Reactor(KNGR). The DVI with four-train safety injection system yields several advantages in safety aspects, but a more detailed evaluation is necessary for the mixing of injected cold water with the hot system water. The injected cold water, if it is not mixed properly, could induce a local thermal stress in the reactor vessel wall so called Pressurized Thermal Shock (PTS) which adds to the mechanical stress of the primary system pressure. In this numerical analysis three dimensional reactor vessel downcomer model is developed using FLUENT code which simulates flow inside the reactor vessel downcomer. These thermal mixing results and the experiences will be used for selecting optimum DVI location and evaluating PTS concerns in KNGR.

1. 서론

현재 국내의 대부분의 원자력발전소 설계에서는 사고시 2 HPSI Pump와 2 LPSI Pump로 구성된 2 Train 방식으로 안전주입계통의 냉각수를 저온관을 통해 주입하는 저온관주

입(Cold Leg Injection)방식을 채택하고 있다. 그러나 향후 개발될 차세대원자로(KNGR)에서는 기존의 HPSI Pump 4대로 구성된 4 Train 방식으로 냉각수를 저온관이 아닌 원자로용기로 직접주입(DVI)하는 방식을 채택할 예정이다. 또한 기존 원전의 안전주입계통이 기계적으로 2 트레인으로 되어 있는데 비해 4 트레인으로 구성되어 있어, 사고시 다중성을 확보하여 안전성을 향상시킬 수 있으며, 저온관 주입방식에 비해 계통구성을 단순화할 수 있고, 저온관 파단 사고시에도 안전주입수의 주입을 극대화 할 수 있는 장점이 있다. 그러나 이러한 장점이 있는 반면에, 기존 저온관 주입방식은 저온의 안전주입수를 원자로용기로 주입전에 저온관에서 일차적으로 혼합되는 과정이 있으나, DVI방식은 차가운 안전주입수가 고온, 고압으로 유지되어 있는 원자로용기 하향유로로 직접 주입됨으로 인해 원자로용기 건전성에 부정적 영향을 끼치는 가압열충격(PTS)현상이 우려되고 있다. 즉 약 50°F인 저온의 안전주입수가 유입됨으로 인해 원자로용기 하향유로 지역의 원자로 냉각재 온도가 급격히 감소하여 원자로용기 내벽과 외벽의 온도차가 커지고 동시에 심한 응력 불균형 현상이 초래된다. 특히 원자로 노심에 인접한 지역은 수명 말기로 갈수록 핵연료의 중성자 조사로 인한 노화로 가압열충격에 의한 용기 파손 확률은 더욱 커지게 된다. 미국의 개량형 경수로중의 하나인 System80+에서는 비상노심냉각수 주입을 위해 원자로용기에 직접주입하는 DVI 방식을 사용하고 초기  $RT_{PTS}$ (Reference Temperature of PTS)를 제작측면 설계치로 10°F, 60년 설계수명동안 원자로용기 내벽 beltline에서 중성자 조사에 의한  $RT_{PTS}$  값의 변화를 29°F로 산정하고, 여유값 50°F를 포함하여 수명 말기 최대  $RT_{PTS}$ 를 89°F로 가정하였다[1,2]. PTS에 대한 자세한 규제내용 및 평가 절차는 10CFR50.61에 기술되어 있다.

본 해석에서는 상용 FLUENT 코드를 사용하여 DVI Nozzle 위치를 변경하면서 DVI에 의한 안전주입 발생시 우려되고 있는 원자로용기 PTS를 평가하기 위하여 주요인자로 활용될 원자로용기 하향유로 지역의 유체 유동현상과 온도 분포를 파악하고 해석결과들을  $RT_{PTS}$ 와 비교하였다. 본 해석에서 사용된 자료들은 KNGR 자료들이 아직 확정되지 않았기 때문에 대부분 System80+ 자료를 사용하였으나 본 해석결과와 경험 등은 차후 KNGR의 DVI 노즐 위치 선정과 PTS 영향을 평가하는데 유용하게 사용될 것이다.

## 2. 해석 모델

### 2.1 해석대상 사고 선정

안전주입을 유발하는 발전소의 대표적인 사고로는 LOCA(Loss of Coolant Accident)와 MSLB (Main Steam Line Break)가 있다. 본 연구에서는 이들 사고 중에서 PTS에 가장 영향을 미치는 사고를 가정하여 해석을 수행하였다. PTS 발생은 고압상태에서 유체가 낮은 온도분포를 가질 때 발생하기 쉬운 현상이다. 하향유로 지역이 고온의 유체로 완전히 충수된 상태에서 저온의 안전주입수가 주입될 때 MSLB시에는 하향유로내에서 유체 혼합이 잘 일어나나 압력이 일정 감소 후에 계속 높은 상태를 유지하여 PTS에 미치는

영향이 크므로 MSLB를 대상사고로 선정하였다. MSLB중 PTS 측면에서 가장 보수적인 사고경위는 원자로냉각재의 압력이 감압되어 안전주입계통의 주입량이 최대가 되고 원자로 고온관 및 저온관의 순환유량이 최소가 되어 원자로용기의 하향유로에서 혼합이 최소가 되는 경우를 선정한다. 그러므로 전출력보다는 압력감소율이 크고 최저온도가 작은 영출력운전과 소외전원상실사고(냉각재 펌프 정지)가 극단적인 경우가 된다. 이와 같이 해석 대상 사고로서 영출력운전시 소외전원상실을 가정한 MSLB 사고를 고려하였다[3,4,5].

## 2.2 해석 대상 구조와 DVI 노즐 위치

해석대상인 원자로용기는 원통형 모양이며 하향유로 지역은 원자로용기 core barrel 외벽과 원자로용기 내벽사이로 이루어지는 환형 공간을 말하며 해석모델의 기하학적 치수는 다음과 같다. 각 주입관 및 core beltline 높이는 원자로용기 하향유로의 가장 아래 부분인 출구영역을 기준으로 삼았다.

원자로용기 내경 :	182.25 inch
core barrel 외경 :	160 inch
원자로용기 높이 :	369 inch
고온관 및 저온관 높이 :	217 inch
DVI 노즐 높이 :	300 inch
Core Beltline 상단 높이 :	154 inch
DVI 노즐 내경 :	8.5 inch
고온관 내경 :	42 inch
저온관 내경 :	30 inch

DVI 노즐 위치는 고온관을 중심으로 대칭성, 유동혼합, 저온관 노즐 위치, Excore Detector 위치, 노심으로부터 중성자 조사 등을 고려하여 결정되어야 한다. 이와 같은 관점에서 DVI 노즐 위치는 고온관으로부터 원주방향으로 45° 지점과 60° 지점을 고려하였다. 이중에서 System80<sup>+</sup>의 설계에서는 DVI 노즐 원주방향 위치는 고온관을 중심으로 가장 대칭적인 저온관과 고온관 사이 즉 45°, 135°, 225°, 315°를 선택하였고, 원자로 용기에서의 축방향 위치(axial position)는 저온관 및 고온관의 중심선으로부터 83" 상부에 위치하도록 하였다. ASME 코드는 두 노즐중심간의 거리가 두 노즐의 직경의 합의 1.5배 이상이어야 하며 만일 이 요건을 만족시키지 못할 경우 보강재를 설치하도록 규정하고 있다. 이 요건을 만족시키기 위해서는 DVI 노즐은 45°의 경우 최소한 저온관 중심선보다 53" 상부의 위치에 있어야하며 60°의 경우에는 58"상부의 위치에 있어야 한다. 기존의 system 80<sup>+</sup>의 설계에서는 45°, 83"상부에 DVI 노즐이 위치하고 있어 ASME 코드 요건을

만족시킨다. 본 논문에서는 다음과 같은 DVI 노즐 위치에서 해석을 수행하였다.

Case 1 : 고온관을 중심으로 원주방향으로는 45°, 높이는 83 inch 상단

Case 2 : 고온관을 중심으로 원주방향으로는 60°, 높이는 83 inch 상단

그림 1은 Case 1의 원자로용기 형상을 보여주고 있다. Case 2는 다른 형상은 Case 1과 모두 같고 DVI 노즐 위치만 저온관 상단인 원주방향 60° 위치로 이동한 것이다. 원자로 용기는 고온관을 중심으로 대칭 형상이기 때문에 그림에서는 해석에서 사용된 계산영역인 0°에서 180° 까지만 보여주고 있다.

### 2.3 격자구조

그림 2는 여러 가지 미분방정식들을 유한체적법으로 풀기 위한 해석모델(Case 1)의 격자구조를 나타내고 있다. 격자수는 대략 25000개에서 17만개까지 증가시켜 해석을 수행하였고, 유동이 발달되고 와류가 형성되기 시작하는 노즐 입구영역은 상대적으로 조밀하게 격자를 배열하였다.

### 2.4 경계조건

각 배관의 경계조건은 ABB-CE에서 수행한 MSLB 사고해석 결과중 파단후 600초가 경과한 시점의 유량 및 온도 값들을 사용하였다.

Flow channel	속도(ft/s)	온도(°F)
왼쪽 저온관	0.193	308.3
오른쪽 저온관(파단측)	4.066	278.4
고온관	N/A	317.8
DVI 노즐	3.240	50.0
원자로용기 내벽, core barrel 외벽	N/A	Heat Flux = 0

원자로용기 하향유로의 가장 아래 부분인 출구영역은 실제조건과 유사한 Porous Media 모델을 적용하는 것이 바람직하나 이 모델과 관련된 Resistance 값등과 같은 자료의 부족으로 단순히 Outlet 조건으로 가정하였다. 또한 본 해석모델은 두 고온관을 중심으로 수직평면에 대하여 대칭이므로 계산은 0°에서 180°까지만 수행되며 0° 위치와 180° 위치에서는 대칭조건이 적용되었다.

### 2.5 난류모델

FLUENT 코드는 난류유동 해석에 있어서  $k-\epsilon$  모델을 기본적으로 사용하고 RSM (Reynolds Stress Model)과 RNG(ReNormalization Group)  $k-\epsilon$  모델을 선택적으로 사용

할 수 있다[6]. 본 해석에서는 대표적 난류모델인 Standard  $k-\epsilon$  모델과 RNG  $k-\epsilon$  모델로 계산을 수행하여 그 결과를 서로 비교하였다.

### 3. 해석결과 및 고찰

PTS 관점에서 가장 관심 있는 곳은 중성자 조사의 영향을 가장 많이 받는 노심과 인접한 원자로용기 내벽이다. 이중에서도 core beltline 상단 부분이 하단보다는 유체의 열혼합 온도가 낮기 때문에 PTS 관점에서 가장 민감한 부분이다. 그러므로 본 연구에서는 core beltline 상단에 인접한 원자로용기 내벽의 최소온도를 계산하여  $RT_{PTS}$ 와 비교함으로써 원자로용기의 건전성 여부를 판단하였다.

그림 3,6은 Case 1,2의 하향유로에서의 속도분포로서 유사한 경향을 보여준다. 우측은 파단중기관쪽의 저온관으로 유입 유량이 많은 반면 좌측은 건전중기관쪽의 저온관으로 유입유량이 거의 없음을 보여주고 있다. 그림에서 보는 바와 같이 우측 저온관 유입수는 좌측 저온관쪽으로 이동하고 있으며 이에 따라 상부쪽 DVI 노즐에서 주입된 차가운 냉각수도 좌측에 있는 저온관쪽으로 편향되고 있음을 볼 수 있다. 그림 5는 Case 1의 높이가 154 inch인 core beltline 상단에 인접한 원자로용기 내벽에서의 원주방향 온도분포를 보여주고 있다. 격자수를 24690개에서 168960만개로 증가시키면서 난류모델을 Standard  $k-\epsilon$  모델과 RNG  $k-\epsilon$  모델을 사용하여 해석하였다. 전반적인 온도분포는 모두 비슷하게 나타났지만 Standard  $k-\epsilon$  모델은 격자수 차이에 따른 온도분포 차이가 작은 반면 RNG  $k-\epsilon$  모델은 온도분포 차이가 조금 더 크게 나타났다. 최소온도는 180 °F 정도로서 Standard  $k-\epsilon$  모델이 고온관 아래인 0° 지점에서 나타난 반면 RNG  $k-\epsilon$  모델은 약 20° 지점에서 나타났다. 난류모델 적용에 따른 차이점에 대해서는 보다 깊이 있는 분석이 필요하다. 전반적인 온도분포는 고온의 저온관 유량이 많은 우측 부분은 우측 저온관 입구 온도와 비슷한 270 °F 정도로서 높은 온도분포를 나타내고 그림 3의 속도분포에서 보여준 바와 같이 좌측부분은 상부 DVI 노즐로부터 주입된 차가운 냉각수가 우측 저온관 주입수에 의해 좌측으로 밀려감으로써 낮은 온도분포를 나타내고 있다.

그림 4,7은 Case 1,2의 등온선도를 나타내고 있다. DVI 노즐로부터 유입된 차가운 냉각수가 좌측 저온관쪽으로 몰리면서 온도분포도 같은 경향을 보여주고 있다. 그림 8은 Case 2의 높이가 154 inch인 core beltline 상단에 인접한 원자로용기 내벽에서의 온도분포를 보여주고 있다. 전반적인 온도분포는 Case 1과 비슷하게 나타났으나 Standard  $k-\epsilon$  모델의 경우 최저온도는 180 °F 정도로서 Case 1의 경우보다 15° 정도 우측에 나타났다. 이는 DVI 노즐 위치가 우측으로 옮겨짐에 따라 우측 저온관 주입수에 의해 좌측으로 밀려가는 차가운 DVI 냉각수의 유동도 Case 1에 비해 상대적으로 우측에 있기 때문이라 판단된다. 격자수 27540개의 RNG  $k-\epsilon$  모델의 계산결과는 다른 계산결과들보다 최저온도가 아주 높게 나타나는데 이는 격자수가 부족하기 때문인 것으로 여겨진다. Case 1,2의

core beltline 상단에 인접한 원자로용기 내벽의 원주방향 최저온도는 거의 같은 180 °F로서 DVI 노즐 위치에 크게 영향을 받지 않는 것으로 나타났다.

#### 4. 결론

해석결과에서 제시된 바와 같이 DVI 노즐 위치변경에 따른 core beltline 상단에 인접한 원자로용기 내벽에서의 원주방향 최저온도는 대략 180 °F 로써  $RT_{PTS}$  온도 89 °F 보다 는 비교적 높게 나타나 PTS 관점에서 원자로용기 건정성과 관련된 문제는 적을 것으로 예상된다. 하지만 본 연구는 아직 초기적인 해석단계로서 보다 확실한 검증이 필요하다. 그리고 본 해석에서는 아직 차세대원자로와 관련된 자료가 확정되지 않아 원자로용기 형상이나 경계조건 등 System 80+에서 사용된 자료를 근거로 계산을 수행하였으나 추후 차세대원자로와 관련된 자료가 확정되면 재해석을 수행할 예정이다. 본 해석결과와 경험은 차세대원자로의 DVI 노즐 위치 선정과 가압열충격 현상을 평가하는데 유용하게 사용될 것이다.

#### 참고문헌

- [1] ABB-CE Standard Safety Analysis Report for System 80<sup>+</sup> Design Certification, ABB-CE Combustion Engineering, 1993.
- [2] 차세대원자로 기술개발(I), 노형평가 기술, 9권 안전설비 비교평가 최종보고서, KEPRI/KAERI, 1994.
- [3] C.P.Litke, F.L. Carpentino, B.T. Lubin, "3-D Computational Fluid Dynamics Model of Reactor Vessel Annulus Direct Vessel Injection", ABB-CE, USA.
- [4] NSAC-63, "Analysis of Mixing with Direct Safety Injection into the Downcomer Region of a Westing House Two-loop PWR", EPRI, 1984.
- [5] NSAC-66 "Analysis of Fluid Mixing in the Cold Leg and Downcomer of a Combustion Engineering Plant", EPRI, 1984.
- [6] "Fluent User's Guide/Tutorial Guide/ Technical Overview Version 4.3" 1995.

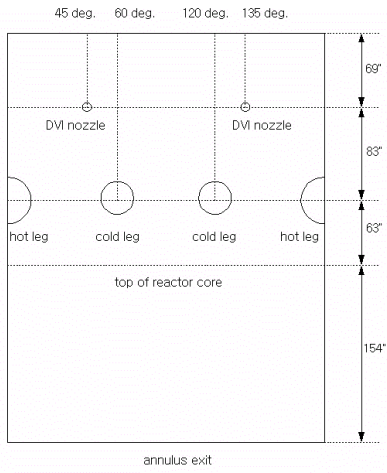


그림 1. System 80+ 원자로용기 형상

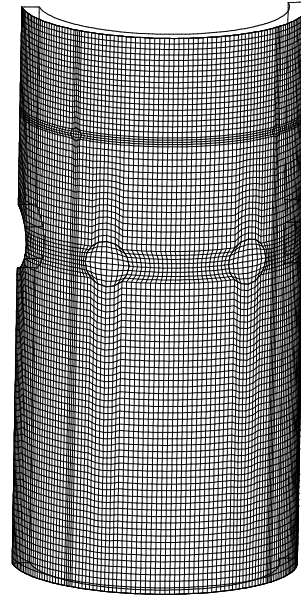


그림 2. 격자구조 (Case 1)

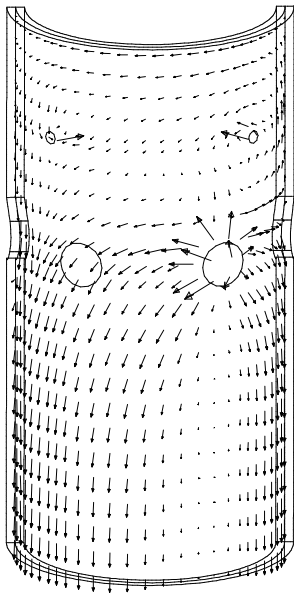


그림 3. 유동장 속도 Vector (Case 1)

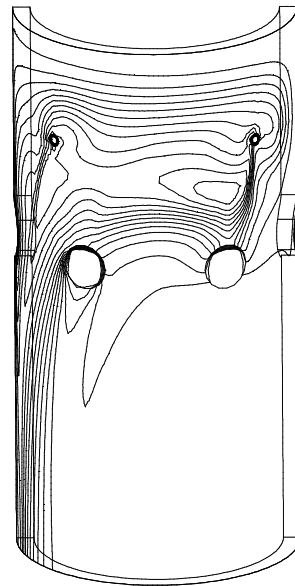


그림 4. 원자로용기 내벽의 등온선 분포 (Case 1)  
( $T_{\max}=317.8^{\circ}\text{F}$ ,  $T_{\min}=50^{\circ}\text{F}$ , 온도간격= $5^{\circ}\text{F}$ )

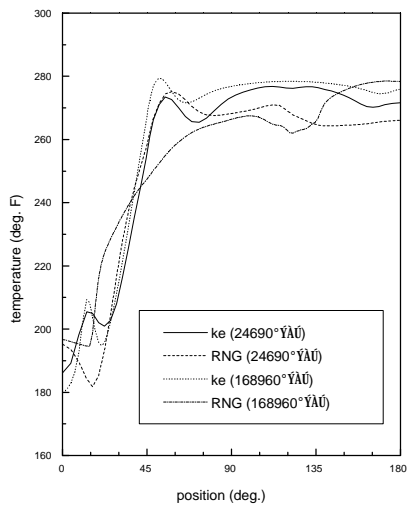


그림 5. 원주방향 온도분포 (Case 1, 높이 154 inch)

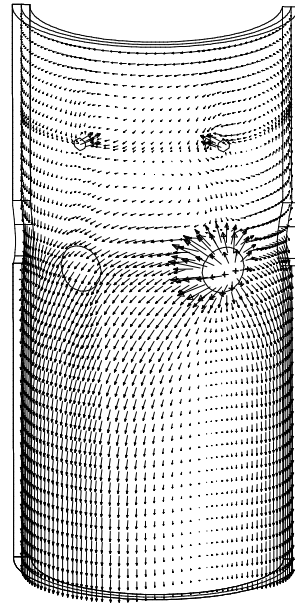


그림 6. 유동장 속도 Vector (Case 2)

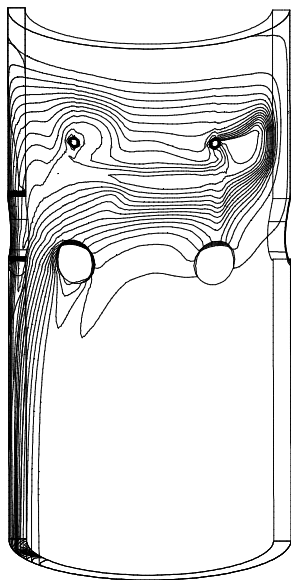


그림 7. 원자로용기 내벽의 등온선 분포 (Case 2)  
( $T_{\max}=317.8^{\circ}\text{F}$ ,  $T_{\min}=50^{\circ}\text{F}$ , 온도간격= $5^{\circ}\text{F}$ )

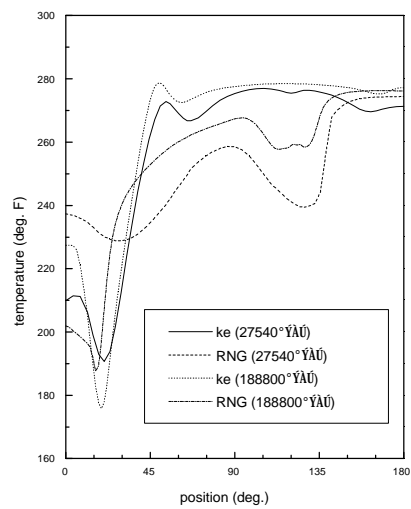


그림 8. 원주방향 온도분포 (Case 2, 높이 154 inch)



