'97 추계학술발표회 논문집
한국원자력학회

DVI적용시 원자로용기 Downcomer 지역의 온도분포 해석

김 대웅, 김 인환, 박 치용, 정 우태
전력연구원

요 약

현재 국내외 대부분 원자력발전소(이하 원전)의 안전주입방식은 저온관 주입방식을 채택하고 있으며, 안전주입시 노심의 온도와 압력분포가 주요 관심 대상이었다. 하지만 향후 개발될 원전의 안전주입방식은 저온관주입이 아닌 안전주입의 신뢰성을 한단계 높인 원자로용기 직접주입방식인 DVI(Direct Vessel Injection)방식을 채택하고 있는 추세인데, 이 경우 관심분야는 원자로용기 dowmcomer지역까지 확대된다. 즉 저온의 안전주입수가 고온 고압의 원자로용기 downcomer지역으로 직접 주입됨으로 인해 이 지역의 유체유동과 혼합상태 및 온도분포가 주요관심 대상이 되며 이는 원자로용기의 PTS(Pressurized Thermal Shock)해석에 연결된다. 본 연구에서는 LOCA 사고시 DVI방식을 적용한 안전주입수 유입에 의한 원자로용기 downcomer지역의 유체유동과 유체혼합상태 및 온도분포를 열유체 해석 code인 FLUENT를 이용하여 해석하였다. 해석결과에 의하면 사고시 DVI에 의해 유입되는 약55°F인 저온 안전주입수는 유입과 동시에 넓은 지역으로 퍼지면서 dowmcomer지역의 고온 원자로냉각재와 적절히 혼합되어 하향유로를 따라 흐르며 PTS의 발생 원인인 국부적 유체비혼합 현상이나 온도급하강현상은 발생하지 않는 것으로 나타났다.

1. 서 론

선행호기로서 Westinghouse형 발전소의 경우 일찍이 DVI개념에 대한 연구를 수행해왔으며, 국내에는 고리 1.2호기가 DVI방식의 안전주입을 비상시 사용개념으로 적용하고 있으며, 현재 원자력 선진국에 의해 개발 되고 있는 차세대개념의 원전에도 DVI개념이 채택되고 있는 추세이다.

표 1. 국내.외 발전소의 안전주입방식

	주 입 방 법
고리 1호기	cold leg injection/core 상부 주입
고리 2호기	cold/hot leg injection/reactor vessel injection
울진 3.4호기	cold leg injection/hot leg injection
Sys80+	direct vessel injection
KNGR	direct vessel injection
N4(Framatome)	cold leg injection/hot leg injection
MSsss300/600 (미쯔비시)	pump : cold leg injection accumulator : direct vessel injection
AP600	direct vessel injection
APWR (Japan/WH)	pump : direct vessel injection accumulator : cold leg injection

DVI방식은 저온관 파단에 의한 안전주입수의 유실 방지와 노심의 냉각효과 향상 측면에서는 우수하나, 저온관주입이 원자로용기로 주입전에 저온관에서 충분한 열혼합이 이루어지는 반면에 DVI의 경우 차가운 주입수가 원자로용기에 직접주입됨으로써 원자로용기에 가압열충격(PTS)문제를 야기시킬수 있다. 즉 저온의 안전주입수가 유입됨으로 원자로dowmcomer지역의 원자로냉각재 온도가 급격히 감소하여 원자로내벽은 외벽에 비해 낮은 온도상태가 되어 원자로용기 내벽에는 인장응력이 발생하고 외벽에는 압축응력이 발생하여 서로 상반되는 열응력이 발생하는데, 특히 원자로용기 내벽이 고압인 상태에서는 열응력에 의한 인장응력에 압력에 의한 인장응력이 더 해지게되어 원자로용기에 심각한 충격을 주게된다. 재질측면에서는 원자로용기 제작당시 원자로용기의 온도가 취성천이점 이상에서는 이와같은 파도상태를 충분히 흡수할수 있도록 제작이 되나 원자로용기의 온도가 취성천이점 이하로 감소되면 용기의 강도가 급격히 감소된다. DVI의 경우 안전주입수의 혼합이 원활하지 못할 경우 downcomer지역이 부분적으로 취성천이점 이하로 감소될 경우를 가정할수 있는데 이는 하향유로의 유동형태에 의해서 결정된다. 미국의 원자력 규제기관에서는 운전허가를 얻기 위한 발전소는 수명기간 동안의 원자로 beltline materials의 RT_{PTS} 값을 제출할 것을 요구하고 있으며 PTS screening criterion으로 평판, 단조물 및 축방향 용접물은 270°F를 원주방향 용접물은 300°F를 적용하고 이 값보다 낮으면 PTS의 위험성이 없는 것으로 보고 있으며 자세한 규제내용 및 PTS 평가절차는 10CFR50.61에 기술되어 있다. 본 해석에서는 안전주입 발생시 downcomer지역의 시간과 유량변화에 따른 열혼합현상을 규명하고 온도분포값을 구하여 PTS해석에 필요한 자료를 제공하고 이를 바탕으로 설계최적화 관점에서 PTS 영향이 최소화 될 수 있는 DVI설계를 달성하는 모델링을 제시한다.

2. 해석 방법 및 가정

해석 대상은 안전주입을 유발하는 대표적 사고인 LOCA(Loss of Coolant Accident)중에서 파단의 크기가 각각 0.5ft^2 및 1ft^{2}인 파단을 가정하여 미국의 ABB-CE에서 수행한 Sys80+의 LOCA사고해석 자료를 사용하여 시간변화에 따른 노심의 온도 및 압력변화, 안전주입수 유량 등 해석에 필요한 변수값을 얻었다. 원자로용기 외벽은 단열되었으므로 이 부분의 열전달은 무시하며, 또한 유체유동과 온도분포에 있어서 파단부위의 영향은 고려하지 않았다. 단계적 해석방법을 알아보면 먼저 Small LOCA의 경우1단계에서는 사고발생후 약50초가 경과하고 원자로냉각재압력이 1250psig까지 떨어진 시점에서 안전주입유량을 750gpm으로 가정하여 이후 50초 시간경과까지의 해석을 수행하고, 2단계 해석에서는 1단계가 끝난 시점에서 유량을 안전주입펌프의 최대유량에 근접하는 1000gpm으로 증가시켜서 다시 50초 시간경과까지 해석을 수행하였다. 3단계에서는 안전주입탱크에 의한 안전주입수 유입으로 유량이 급격히 증가한 경우를 가정하여 유량을 8800gpm으로 증가시켜 50초동안 해석을 수행하였다. 각 단계에 사용된 dowmcomer 지역의 초기온도는 1단계의 경우 안전주입이 발생하기전의 원자로냉각재온도을 사용하고 2단계의 경우 1단계해석 수행후 생산된 downcomer지역의 온도값중 원자로용기Belt line상부에 해당되는 값들의 평균값을 취하여 사용하는 것이 여러번의 계산결과 타당한 것으로 나타나며, 3단계의 경우도 이와 같은 방법으로 초기 온도값을 가정한다. Large LOCA의 경우는 사고초기부터 안전주입탱크가 동작하는데 1단계 10초동안은 유량이 형성되는 단계로 보고 약 4000gpm의 안전주입수를 가정하였고, 2단계에서는 정격유량인 8800gpm을 가정하여 안전주입탱크의 주입이 완료되는 75초동안을 해석하였다. 또한 해석 대상인 원자로용기 형상은 실제로는 원통형 모양이나 원통중심에서 각각 90° 씩 절개할 경우 서로 대칭적으로 나누어지고 또한 4개의 DVI 배관은 일정한 간격으로 원자로용기 원통에 배치되므로 해석의 편의성을 고려하여 실제 원자로용기의 1/4만을 control volume로 선정하여 모델링하였다. 원자로용기 dowmcomer의 원주길이는 6.825m, Reactor vessel internal로 불리는 내부원통외벽과 원자로용기 내벽사이의 길이로 이루어지는 downcomer의 폭은 0.285m, downcomer의 높이는9.37m

로 가정하여 서로 비교해보면 폭에 비해 원주길이와 높이가 상당히 길어 원주모양의 원자로용기 형상을 직육면체로 단순화시켜도 해석에 무방할것으로 예상된다. 안전주입수의 온도는 안전주입수원인 IRWST (In-containment Refueling Water Storage Tank)의 최소온도인 55°F로 가정한다.

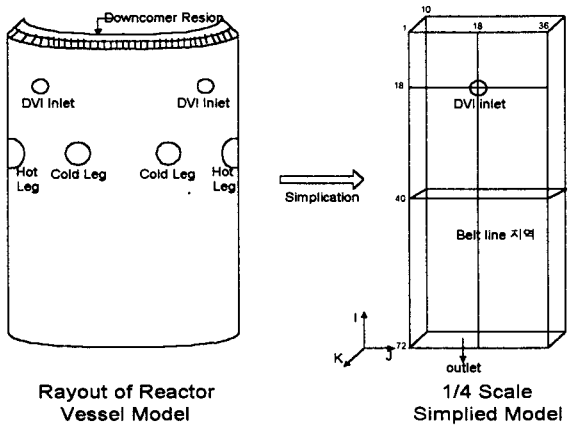


그림1. 원자로용기 Downcomer지역의 단순화 모델

3. 이론적 고찰

3.1 격자구조

원자로용기 downcomer지역의 단순화된 형상을 3차원격자로 구성하였으며, 직육면체의 길이방향을 I방향, 너비방향을 J방향, 폭방향을 K방향으로하여 각각 72 X 36 X 10선으로 구성되어 있다. 총 격자의 수는 25560개이며, 특히 주입구 부분의 유동형태를 정밀관찰하기 위해 이 부분의 격자수를 밀집시켰으며, belt line지역은 I방향 45에서 70까지로 구성되어 있다.

3.2 해석모델

FLUENT에는 난류유동해석에 있어서 $\kappa-\varepsilon$ 모델을 기본적으로 사용하고, RSM(Reynolds stress model)과 RNG(Renormalization group) 모델을 선택적으로 사용할수 있다. 본 해석에서는 일반적으로 널리 사용되며, 상대적으로 정확성과 수렴성이 뛰어난 $\kappa-\varepsilon$ 모델을 사용한다. 난류모델에 대한 운동에너지(κ)값을 위해 난류강도(turbulent density)는 5%를 주었고 난류소산율(ε)을 위한 특성길이(characteristic length)는 DVI배관의 내경인 8.5inch를 주었다.

3.3 지배방정식

일반형 미분방정식은 다음과 같다.

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho\phi) + \frac{\partial}{\partial x_j}(\rho u_j\phi) = \frac{\partial}{\partial x_j}(\Gamma_\phi \frac{\partial\phi}{\partial x_j}) + S_\phi$$

$\kappa-\varepsilon$ model은 Spalding과 Launder에 의해 제시된 현재 보편화된 난류계산의 2-방정식 모델로서, $\nu_T = C_\mu\sqrt{k}l$ 로 표현되는 Prandtl-Kolmogoroff의 난류점성 공식의 k와 l을 모두 수송방정식으로 주는 것이 2방정식 모델이다. Navia-stokes 방정식을 조작하여 l의 수송방정식을 유도하는 것은 어려우므로 l을 dissipation rate ε로 대체하여 모델화한다. 즉 $l \equiv k^{3/2}/\varepsilon$ 로 나타나므로 $\nu_T = C_\mu k^2/\varepsilon$ 로 나타낼수 있다.

따라서 모델화한 k와 ε의 수송방정식을 풀면 ν_T가 구해진다.
난류에너지 k의 수송방정식 최종형태는 다음과 같다.

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho k) + \frac{\partial}{\partial x_j}\rho u_j k = \frac{\partial}{\partial x_j}(\frac{\mu_t}{\sigma_k}\frac{\partial k}{\partial x_j} + \rho(P-\varepsilon)$$

소산율 ε의 수송방정식 최종형태는 다음과 같다.

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho\varepsilon) + \frac{\partial}{\partial x_j}\rho u_j\varepsilon = \frac{\partial}{\partial x_j}(\frac{\mu_t}{\sigma_\varepsilon}\frac{\partial \varepsilon}{\partial x_j} + \rho\frac{\varepsilon}{k}(C_1P-C_2\varepsilon)$$

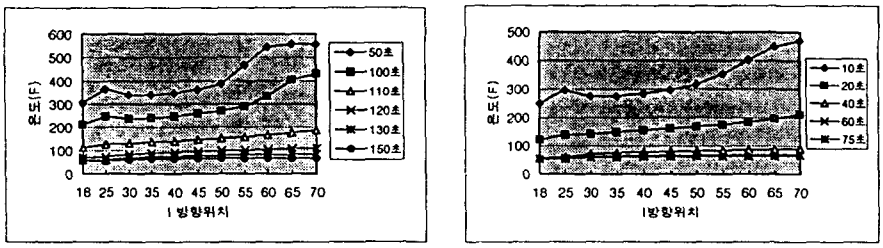
위의 수송방정에 사용되는 모델상수는 실험값이 사용되며 보통 아래의 값들이 자주 사용된다.

$\sigma_k = 1.0,\ \sigma_\varepsilon = 1.3,\ C_1 = 1.45,\ C_2 = 1.9,\ C_\mu = 0.09$

4. 해석결과 및 분석

4.1 유체유동 및 온도분포

안전주입수가 downcomer지역으로 주입되면 downcomer의 폭이 좁아 주입수의 상당량은 원자로용기 internal외벽에 부딪히게되고 나비날개 모양의 유동을 형성하며 퍼져나가는데 이런 이유로 유체는 주입구에서 먼곳까지 상당유량 혼합되고 주입구 바로 아래부분을 따라 형성되는 하향유로는 가장 유체혼합이 적은 것으로 나타난다.(그림4.5.6참조) 온도분포도 나비날개 모양의 유체유동에 영향을 받아 주입구에서 먼곳이 낮은 온도분포를 보이고 주입구 아래 하향유로에서 가장 높은 온도분포를 보인다.(그림7.8.9참조) 또한 주입구 주위로 와류가 형성되어 이 부분의 혼합이 가장 활발하게 나타나고 하부로 내려갈수록 와류의 영향은 줄어들면서 하향유로를 따라 주 관심지역인 belt line지역으로 적절히 혼합되어 어느지역에서도 국부적인 온도 급강하 현상이나 유체유동의 정체현상이 나타나지 않는다. DVI주입구의 위치는 기존 저온관 상부에 위치하였으므로 belt line에 이르기전에 어느정도 유체혼합이 이루어진 상태로 이지역에 도달하게되고 따라서 belt line지역의 PTS가능성을 낮게하는데 도움이 된다. 안전주입탱크의 작동으로 가장 많은 유량이 주입되는 3단계에서 온도가 비교적 급하강 현상을 보이지만 이때는 압력도 많이 떨어진 상태이므로 PTS의 발생가능성은 없는 것으로 해석된다. Large LOCA의 경우도 Small LOCA의 해석현상과 유사하나 그 진행속도는 훨씬 빠르게 나타난다.(그림.10,11,12참조)



(Small LOCA) (Large LOCA)

그림2. 최소온도분포지역의 시간변화에 따른 온도변화(J=3, K=9)

4.2 PTS 해석

PTS해석은 위의 해석에서 얻어진 온도분포와 금속 표면의 열전달계수를 적절히 가정하여 응력해석을 수행하여야 하며, 전반적인 규제와 내용은 10CFR50.61의 fracture toughness요건에 기술되어 있다. 선별기준은 RT_{PTS} = I + M + $\triangle RT_{PTS}$에 따르며, 여기서 I는 초기의 RT_{NDT}값, M은 불확실성에 대한 여유값, $\triangle RT_{PTS}$는 중성자 조사에의한 영향값을 각각 나타내며 위의 계산에 의해 수명말기 가압열충격 기준온도는 평판 및 단조, 축방향 용접재의 경우는 270°F, 원주방향 용접재의 경우는 300°F로 규제되어 있다. 본 해석의 대상인 Sys80+의 경우 RT_{PTS}의 계산값은 89°F로 규제치보다 월등히 낮게 나타나 PTS의 가능성은 희박할것으로 예상되며, 참고로 Reference 1.에 설정된 응력해석 수행결과 얻어진 원자로냉각재계통의 압력과 (T_f - RT_{NDT})사이의 관계곡선에 본 해석에서 얻어진 온도분포를 적용한 PTS해석결과는 다음과 같다.(그림3.참조)

표2. Small LOCA

시간	온도(°F)	압력(psig)	PTS가능성
50초	361	1000	없음
100초	257	620	없음
110초	145	480	없음
130초	77	250	없음
150초	65	150	없음

표3. Large LOCA

시간	온도(°F)	압력(psig)	PTS가능성
10초	297	130	없음
20초	160	100	없음
40초	81	100이하	없음
60초	66	100이하	없음
75초	61	100이하	없음

(RT_{NDT}는 Sys80+값인 89°F 적용)

5. 결론 및 향후과제

FLUENT는 현재 널리 사용되고 있는 열유체해석 전산프로그램으로 고온,고압의 유체해석에도 적합하여 downcomer지역의 온도분포와 유체유동을 비교적 상세히 밝힐수가 있었다. 해석결과에서 나타난것처럼 downcomer지역은 PTS로부터 안전한 온도분포를 보이고 있는것으로 해석된다. 차후 해석이 필요한 부분은 저온관 파단부위로의 유출유량 해석과 이 경우 유체유동에 미치는 영향, 국부적인 유체집결현상 등을 파악할 필요가 있으며, 설계 최적화 관점에서는 DVI노즐의 위치를 변화시켜가면서 가장 열혼합이 잘되는 위치를 찾아야 할것이다.

REFERENCE

1. 차세대원전 기술개발 사업단 "Top-tier Design Requirements of the Next Generation Nuclear Power Plant Vol. II", 통상산업부, 과학기술처 연구보고서, 1994.
2. "System 80+ CE-SSAR DC
3. "3-D Computational Fluid Dynamics Model of Reactor Vessel Annulus Direct Vessel Injectiojn", C.P.Litke/B.T.Lubin/F.L.Carpentino, ABB-CE, USA.
4. NSAC-63, "Analysis of Mixing with Direct Safety Injection into the Downcomer Region of a W/H 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. 10CFR50 50.61 "Fracture Toughness Requirements for Protection against Pressurized Thermal Shock Events"
7. 10CFR50 50.46 "Acceptance Criteria for Emergency Core Cooling System for Light Water Nuclear Power Reactors."
8. "FLUENT User's Guide/Tutorial Guide/Technical Overview Version 4.3" 1995
9. "Numerical Heat Transfer and Fluid Flow", Suhas V.Patankar, Hemisphere Pub. Co.1980.
10. "Fundamentals of Computational Fluid Dynamics", 일본기계학회, Corona Pub. Co. 1991.
11. "Computational Fluid Dynamics for Engineering", Chuichi Arakawa, University of Tokyo Press, 1994.

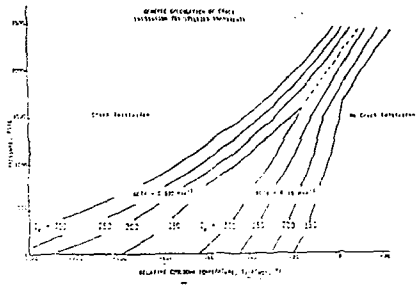


그림3. Crack 발생선도

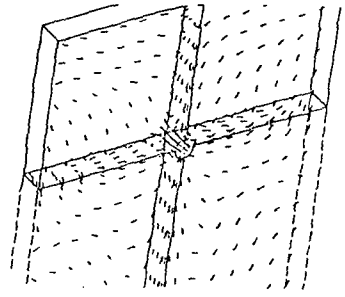


그림4. 유동분포(주입구주변)

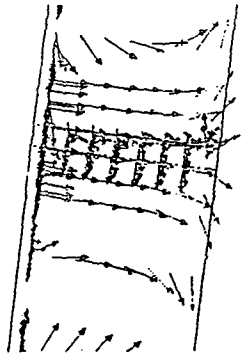


그림5. 유동분포(측면)

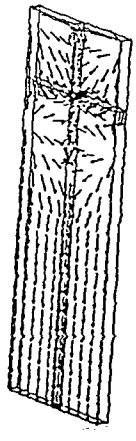


그림6. 유동분포(전체)

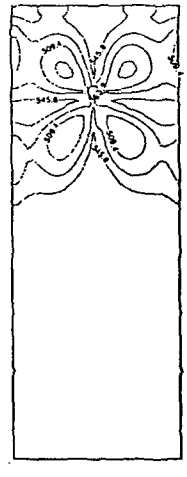


그림7. 온도분포(초기SL)

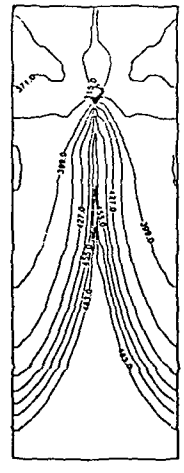


그림8.온도분포(SL)

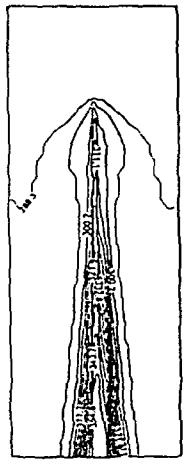


그림9. 온도분포(SL)

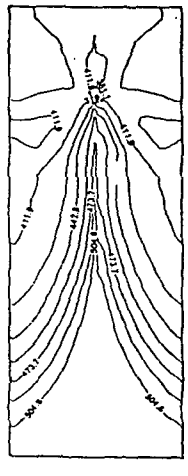


그림10. 온도분포(LL)

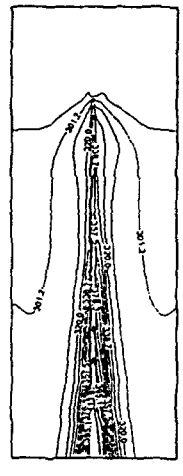


그림11. 온도분포(LL)

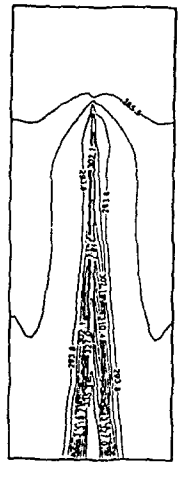


그림12.온도분포(LL)