

전산해석을 이용한 원자로 노심 용융물의 노외 거동 및 열전달 특성 분석[§]

에인수*, 류창국*†, 하광순**, 송진호**

* 성균관대학교 기계공학부, ** 한국원자력연구원 열수력안전연구부

Numerical Simulation on the Spreading and Heat Transfer of Ex-Vessel Core Melt in a Channel

In-Soo Ye*, Changkook Ryu*†, Kwang Soon Ha** and Jin Ho Song**

* School of Mechanical Engineering, Sungkyunkwan Univ.,

** Dept. of Nuclear Safety Research, Korea Atomic Energy Research Institute

(Received December 16 2010 ; Revised January 7, 2011 ; Accepted January 7, 2011)

Key Words: Core Melt(노심용융물), Core-Catcher(코어캐처), Heat Transfer(열전달), Numerical Simulation(전산해석), Two-Phase Flow(이상유동)

초록: 원자로의 노심 손상에 따른 노심 용융물의 노외 유출시 코어캐처라고 불리는 설비를 통해 용융물을 억제하고 냉각시키게 된다. 이 때 노외 노심용융물의 거동은 희생물질과의 반응을 포함한 복잡한 물리적, 화학적 현상에 의해 결정된다. 이 연구는 기존의 용융물 거동 실험결과에 대해 용융물의 유동과 열전달의 세부적인 특성을 상용코드를 이용해 해석하여 검증함으로써 코어캐처의 설계에 활용할 수 있도록 하기 위한 것이다. 단순화된 채널에서 시간에 따른 용융물과 공기의 이상유동과 복사열전달을 VOF 모델과 구분종좌법을 적용하여 비정상상태에서 해석한 결과, 열전달에 따른 용융물 내부의 온도 변화 및 이에 따른 점성 변화 등을 예측할 수 있음을 확인하였다. 이러한 접근방식을 기초로 향후 용융물의 조성, 유량 및 온도 등의 조건에 따른 용융물의 거동에 대한 자세한 평가가 필요하다.

Abstract: In the unlikely of nuclear reactor meltdown, the leaked core melt or corium must be contained in a device called core-catcher so that the corium can be cooled and stabilized. The ex-vessel behavior of corium involves complex physical and chemical mechanisms of flow propagation, heat transfer, and reactions with sacrificial substrates. In this study, the detailed characteristics of corium flow and heat transfer were investigated by using a commercial CFD code for VULCANO VE-U7 test reported in the literature. The volume-of-fluid (VOF) model was used to predict the interfacial surface formation of corium and the surrounding air, and the discrete ordinate model was adopted to calculate radiation between corium and the surroundings. It was found that cooling via radiation through the top surface of corium had a dominant effect on the temperature and viscosity profiles at the front of the corium flow.

1. 서론

중대사고란 원자력 발전소의 설계기준을 초과하여 원자로 노심의 손상을 수반하는 사고이다. 중대사고로 인해 원자로 내 연료봉이 붕괴되면서 온도가 상승하게 되면, 노내는 물론 지지 구조물 또한 녹아내려 외부로 유출된다.⁽¹⁾ 코어캐처(core

catcher)는 노외 노심용융물을 원자로 내부에서 억제하여 냉각시키기 위한 설비로서, 해외의 경우 US-EPR, VVER-1000, COMET 등으로 상용화되었거나 개념적으로 제시된 사례가 있다.⁽²⁾ 코어캐처의 설계를 위해서는 노심 용융물의 물리화학적 특성과 거동특성, 열전달 및 희생물질과의 반응 등에 대한 연구가 필요하다. 실제 용융물을 대상으로 한 실험적인 연구의 경우 이에 필요한 용융물의 양과 고온조건 등으로 인해 제한적으로 실험이 이루어져 왔고, CORFLOW, THEMA 등과 같이 용융물 거동에 특화된 해석코드도 함께 활

§ 이 논문은 대한기계학회 2010년도 추계학술대회 (2010. 11. 3.-5., ICC제주) 발표논문임

† Corresponding Author, cryu@me.skku.ac.kr

© 2011 The Korean Society of Mechanical Engineers

용되고 있다.⁽³⁻⁷⁾ 이와 같은 코드는 노심 용융물의 물리화학적 특성을 고려할 수 있다는 장점이 있으나 단순화된 전산유동해석 기법이 적용되어 자세한 용융물 내부 유동이나 열전달 등을 모사하는 데에 한계가 있다.

본 연구에서는 노심 용융물의 거동에 대한 문헌자료를 바탕으로 상용 CFD코드를 적용하여 용융물 전단의 퍼짐 및 열전달에 따른 내부 온도 및 물성치 변화 등을 분석하였다.

2. 연구 방법

2.1 용융물 거동 실험(VULCANO VE-U7)

이 연구에서 대상으로 적용한 노심 용융물의 거동 관련 실험은 EU의 ECOSTAR 프로젝트에서 이루어진 VULCANO VE-U7이다.⁽³⁾ 플라즈마로 가열하여 만든 고온(2450K)의 용융물 40.8 kg을 Fig. 1과 같은 1 m 길이의 채널 형태 구조물 위로 총 4.3 kg/s의 유량으로 공급하고 시간에 따른 용융물 전단(front)의 위치를 측정하였다. 채널은 바닥면이 각각 콘크리트와 세라믹으로 나누어져 희생물질의 영향을 비교하였다.

2.2 전산유동해석

2.2.1 해석 모델 및 물성치 구성

위 실험 내용을 대상으로 상용 CFD코드인 FLUENT v6.3을 이용하여 해석하였다.⁽⁸⁾ 이 때 작동 유체는 액체(용융물)와 기체(공기)로 자유표면이 형성되는 이상유동(two phase flow)이 된다. 따

Table 1 Properties of corium used in the simulation

Density	7140 kg/m ³
Specific heat	750 J/kg · K
Thermal conductivity	3 W/m · K
Viscosity	Shown in Fig. 2
Emissivity	0.8
Absorption coefficient	10000 m ⁻¹
Surface tension	0.5
Contact angle	50°

Table 2 Heat transfer condition at the bottom wall

Thermal conductivity	50 W/m · K
Emissivity	0.8
Wall thickness	0.2 m
Outerwall Temperature	323 K

라서, 여기에 적절한 Volume-of-fluid(VOF) 모델을 적용하고 Geo-construct 기법을 통해 자유표면을 추적하였다. 그리고 고온 용융물로 인해 기체의 대류 현상이 일어나므로 난류 계산을 위해 standard k-ε 모델을 적용하였다. 고온의 용융물에 의한 복사열전달은 구분종좌법(Discrete ordinate method)를 적용하였다. 이 때 용융물의 흡수계수는 임의적이지만 10000 m⁻¹로 설정하여 용융물 내부가 아닌 표면에서 주변과의 복사열교환이 이루어지도록 하였다.

용융물의 주요 물성치는 Table 1과 같다. 이 중 점성은 퍼짐 해석에 가장 중요한 조건이나, 기존의 예측모델 별로 용융물의 조성이나 온도에 따라 크게 다르게 나타난다. 이 연구에서는 입구 온도인 2450K이하의 온도에 대해 기존 모델의 예측 범위 내에서 Fig. 2와 같은 형태로 가정하여 적용하였다. 바닥면의 열전도 계수는 희생물질의 용융과 반응을 고려할 때 ~500kw/m²의 열유속⁽³⁾에 해당하므로, 희생물질의 두께(0.2m)와 온도차(2450K- 323K)를 고려하여 50 W/m · K로 설정하였다.

2.2.2 해석 방법

Fig. 3 은 해석에 쓰인 형상으로, Fig. 1의 중앙벽을 중심으로 대칭 형태로서 80,910개의 육면체 셀로 격자를 구성하였다. 용융물의 입구는 실험 결과에서 정확히 제시되지 않았으나 4 cm 높이로 보았고, 입구 온도는 2450K이다. 이 때 실험시의 유량이 2.15 kg/s이므로 속도는 0.0627m/s가 된다. 입구의 온도 2450K는 실제 실험에서 얻어진 용융물의 액상 온도(liquidus temperature)와 고

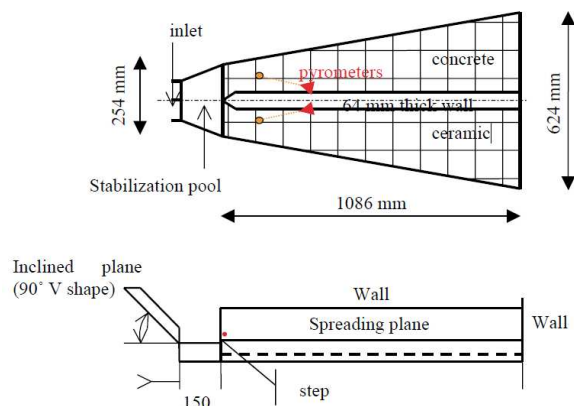


Fig. 1 The VULCANO VE-U7 test geometry⁽²⁾

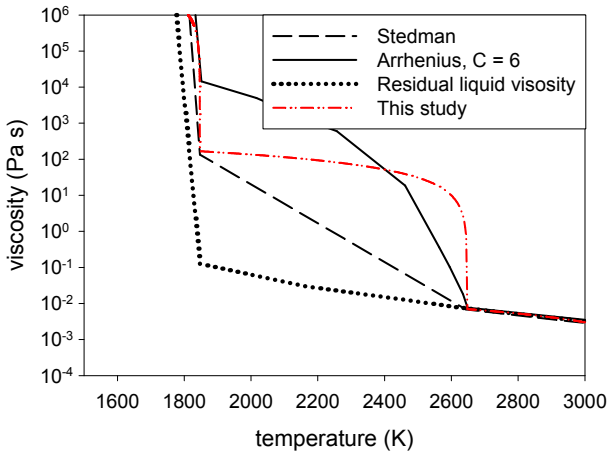


Fig. 2 Viscosity of corium in different prediction models and the model used in this study

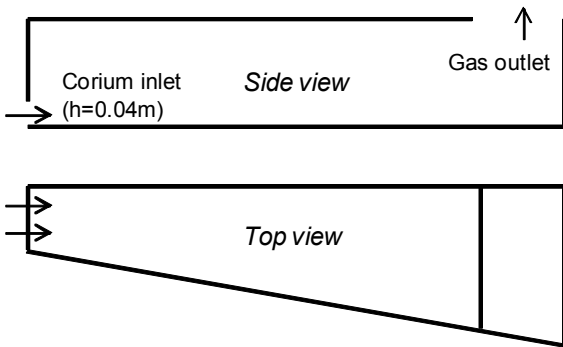


Fig. 3 Geometry of the channel in the simulation

상 온도(solidus temperature)로부터 용융물의 고체, 액체간의 부피비를 계산하여 이에 해당하는 값이 50%인 지점의 온도이다. 계산 시 대류에 의한 가스 유동이 해석의 안정성에 영향을 주지 않도록 위쪽 벽은 단열조건으로 하였고 가스의 출구는 채널 후단에 위치한다. 상부 벽면은 온도 323K, 방사율 1로 설정하여 주위로의 복사열손실을 모사하였다. 계산 시간 간격은 0.001초로 용융물이 공급된 총 10초 동안 진행하였다.

3. 결과 및 토의

3.1 용융물 퍼짐

Fig. 4는 용융물의 전단 위치를 시간에 따라 나타낸 것이다. 전체적으로는 시간이 지날수록 용융물의 퍼짐이 느려지는 경향은 같으나 용융물 공급이 끝난 t=10sec에서 전산해석 결과와 실험 결과의 차이가 약 0.12m 가량 나는 것을 확인할 수

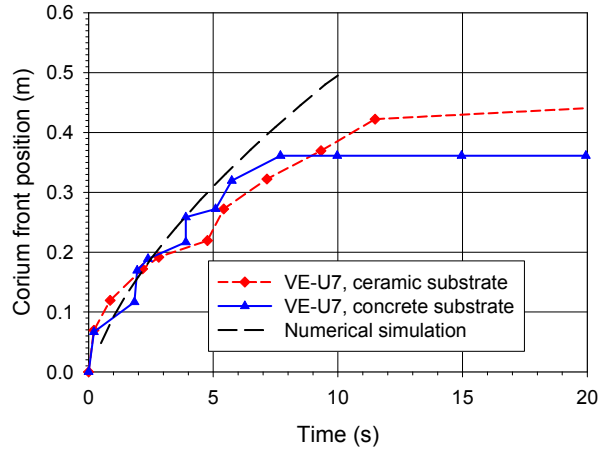


Fig. 4 Measured and predicted front position of corium

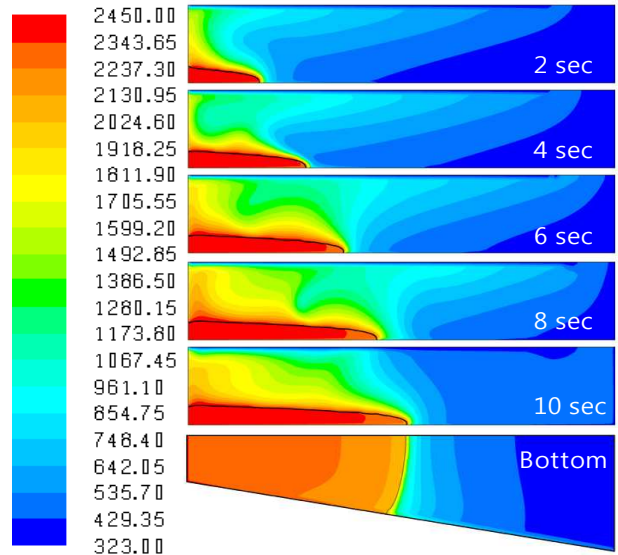


Fig. 5 Temperature distribution (K) at the cross-section (t=2, 4, 6, 8 and 10 sec) and at the bottom wall (t=10 sec)

있었다. 이러한 결과는 물성치의 불확실성도 있으나 실험자료에서 입구 높이와 용융물의 유속이 명확히 측정되지 않아 발생한 것으로서 전산해석 방식 자체의 오차로 판단되지 않는다. 이 결과를 기초로 점성모델, 복사열전달 등 용융물의 거동과 관련된 인자의 영향에 대한 세부적인 평가 연구가 필요하다.

3.2 온도 및 점성 분포

Fig. 5는 시간에 따른 용융물과 주변 공기의 온도 분포이다. 용융물 전단의 온도는 시간이 지날수록 조금씩 낮아져 t=10sec일 때 2000~2100K까

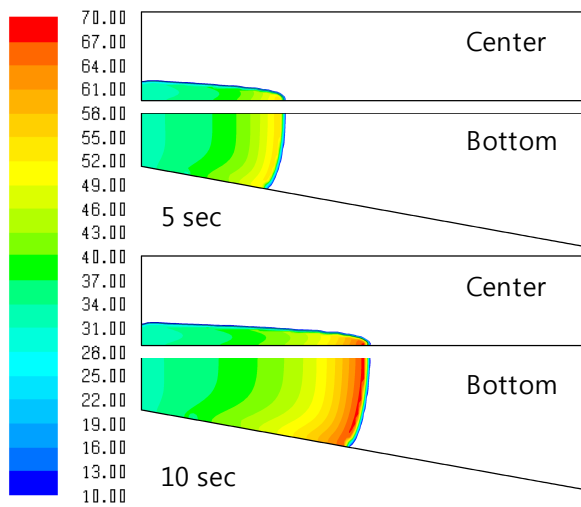


Fig. 6 Dynamic viscosity ($\text{kg/m} \cdot \text{s}$) of corium at the center and bottom ($t=5$ and 10 sec)

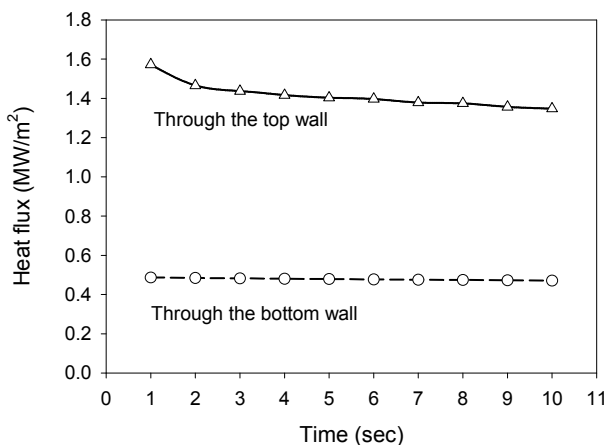


Fig. 7 Heat loss per corium cross-sectional area through the top wall by radiation and through the bottom wall by conduction

지 하락하였다. 용융물 전단에서 수직 방향의 분포에서는 중앙부의 온도가 높고 상부와 하부로 갈수록 온도가 낮아지므로, 주로 바닥면으로의 전도와 벽면으로의 복사열손실에 의한 것이고 가스의 대류열손실에 따른 영향은 미미하였다.

용융물 전단에서의 온도 하락은 점성의 변화에 직접적으로 영향을 주게 된다. Fig. 6은 5초와 10초에서의 점성 분포를 나타낸 것으로 용융물 전단에서 최대 $70 \text{ kg/m}\cdot\text{s}$ 이며 시간이 지날수록 낮아지는 온도에 맞추어 점성 또한 증가하여 용융물의 퍼짐을 느리게 만든다.

3.3 열손실 분석

Fig. 7은 상부 벽면으로의 복사열손실량과 바다

면으로의 전도열손실을 용융물 단면적으로 나누어 열유속을 비교한 것이다. 바닥면으로의 전도열손실은 실험치로부터 설정된 열전도도에 의해 결정된 값($\sim 500 \text{ kW/m}^2$)으로서 전단면의 온도 하락에 따른 영향이 미미하다. 그러나 복사열유속의 경우 온도의 4승에 비례하므로 그 영향이 시간에 따라 확연히 나타나 초기에 1.6 MW/m^2 에서 $t=10\text{sec}$ 일 때 1.4 MW/m^2 수준까지 감소하게 된다.

4. 결론

노외 노심 용융물의 거동 및 냉각과정은 점성을 비롯한 물성치가 온도에 따라 급격히 변하므로 적절한 열전달 해석 모델과 결합된 이상유동의 신뢰성 있는 해석이 필수적이다. 이 연구에서는 상용코드를 이용하여 3차원 형상에서의 복사열전달을 포함한 비정상상태의 거동에 대한 해석을 진행한 결과 용융물 내부의 온도분포와 이에 따른 점성변화의 예측, 용융물의 퍼짐 현상의 복합적인 고려가 가능함을 확인하였다. 향후 이 모델을 기초로 한 세부적인 물성치 변화의 영향을 평가하고, 코어캐처의 설계에 적용하는 과정이 필요하다.

후 기

본 연구는 지식경제부의 2009년 원자력기술개발 사업(과제번호:1415101207)의 지원으로 수행되었으며 이에 감사드립니다.

참고문헌

- (1) Jeong, H. W., Kim, D. H., Lee, K.-J., Kim, S. B., Park, R. J. and Kim, H. D., 2000, "Simulated Experiments on High Pressure Melt Ejection in the Reactor Cavity during Severe Accident," *Trans. of the KSME(B)*, Vol. 24, No. 11, pp. 1447~1456.
- (2) Ha, K. S., Kim J. T. and Kim, H. W., 2009, "Concept and Evaluation Method of Ex-Vessel Core Catcher," KAERI/TR-3925/2009, Korea Atomic Energy Research Institute.
- (3) Journeau, C., Haquet, J., Spindler, B., Spengler, C. and Foit, J., 2006, "The VULCANO VE-U7 Corium Spreading Benchmark," *Progress in Nuclear Energy*, Vol. 48, No. 3, pp. 215~234.

- (4) Cognet, G., Alsmeyer, H., Tromm, W., Magallon, D., Wittmaack, R., Sehgal, B. R., Widmamm, W., De Cecco, L., Ocelli, R., Azarian, G., Pineau, D., Spindler, B., Fieg, G., Werle, H., Journeau, C., Cranga, M. and Laffont, G., 2001, "Corium Spreading and Coolability CSC Project," *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 209(1-3), pp. 127~138.
- (5) Foit, J. J., 2004, "Spreading Under Variable Viscosity and Time-Dependent Boundary Conditions: Estimate of Viscosity from Spreading Experiments," *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 227, No. 2, pp. 239~253.
- (6) Martin, R. P., Duncan-Whiteman, P. W. and Williams, E. S., 2009, "Core Melt Stabilization System Evaluation for the U.S. EPR™," *The 13th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics*.
- (7) Dinh, T. N., Konovalikhin, M. J. and Sehgal, B. R., 2000, "Core Melt Spreading on a Reactor Containment Floor," *Progress in Nuclear Energy*, Vol. 36, No. 4, pp. 405~468.
- (8) Fluent Inc., 2006, "Fluent 6.3 User's Guide". Lebanon, New Hampshire, USA, 2006.