2001 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

MELCOR 코드의 노외 용융물층과 상부냉각수 사이에서의 열전달모델 개선

Modification of MELCOR Code on Heat Transfer between Ex-vessel Corium and Overlying Water Pool

박수용, 김동하

한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

원전의 중대사고 현상을 종합적으로 모의하고 있는 MELCOR 코드에서 원자로 외부로 방출된 노심용융물과 상부냉각수 사이의 열전달 모델을 개선하였다. 관련모델은 중대사고시 중요하게 다루어지는 노심용융물- 콘크리트의 상호반응과 격납건물에서의 압력거동에 영향을 미친다. 기존의 모델은 용융물의 파쇄층 형성과 이 파쇄층으로의 냉각수 침투성을 고려하지 않고 있기 때문에 노심용융물과 상부냉각수 사이의 열속 계산시 실제 원자로 물질을 이용하여 수행한 대형 실험에서 계측되는 열속보다 낮게 예측하고 있다. 개선 모델에서는 이 현상을 고려하기 위해 드라이 아웃 열유속 모델을 채택하였으며 이때 주요 불확실 변수인 파쇄층의 입자크기와 공극률에 대한 민감도 계산을 수행하고 MACE 실험결과와 비교하였다.

Abstract

The modification of the MELCOR code, the integrated severe accident analysis program, has been performed for the heat transfer model between ex-vessel molten corium and overlying water pool. This model impacts on the corium-concrete interaction and the containment pressure behavior which are considered to be very important during severe accidents. Since the existing model do not consider debris particulation and water penetration in the ex-vessel debris cooling, the predicted heat flux is low compared to the measured value from the large scale experiments using real reactor materials. A dryout heat flux model has been employed in determining the heat removal from a debris bed by water penetration. Sensitivity analyses for debris particulate sizes and porosities are also performed and compared to MACE experiments.

1. 개요

원전 중대사고시 발생할 수 있는 주요 현상중의 하나인 노심용융물과 콘크리트의 상호반응을 모사하기 위해 전산코드들이 개발되어 있으나 현상 자체의 불확실성이 매우 크기 때문에 각 코드들이 채택하고 있는 현상학적 모델은 많은 차이를 보이고 있다. 대표적인 중대사고 해석코드 중 하나인 MELCOR 코드도 이 현상을 다루고 있으며 원자로용기 파손시 노심용융물이 원자로공동으로 재배치 되고 나서 일어날 수 있는 다양한 현상들에 대한 모델링이 가능하다. 즉, 원자로공동 노심용융물 내부의 열전달, 노심용융물과 콘크리트 사이의 열전달, 노심용융물과 상부냉각수 또는 대기와의 열전달, 노심용융물의 혼합/층분리 모델 및 콘크리트 침식반응 등을 모의하고 있다. 이

중에서 격납건물 공동에서의 용융물과 상부냉각수 사이의 열속모델은 중대사고 주요 쟁점현상 중의 하나인 노심용융물 냉각가능성과 밀접한 관계가 있으며 노심용융물- 콘크리트 상호반응과 격납건물에서의 압력거동에 미치는 영향이 크다.

기존 MELCOR코드로 계산되는 용융물과 상부냉각수 사이의 열속은 MACE[1]와 같은 실제 원자로 물질을 이용하여 수행한 대형 실험에서 계측되는 열속보다 낮게 예측되고 있다. 이는 원자로용기 파손 후 노심용융물이 원자로 공동으로 재배치될 때 용융물의 일부 중 파편층이 형성될 수 있고 이 파편층에 냉각수가 침투하여 열전달을 증진시키는 효과를 고려하지 않기 때문으로 판단된다. 따라서, 본 논문에서는 노심용융물과 상부냉각수 사이의 열전달 계산시 현상적으로 가능한 파편층의 형성과 이 파편층에 냉각수가 침투되는 효과를 고려하여 결과적으로 노심용융물과 상부냉각수 사이의 열전달이 증가되는 모델을 추가하였다. 즉, 파편층 일부를 냉각수가 채우고 나머지는 Dryout 상태를 유지하는 Lipinski Dryout 열유속 모델을 이용하여 MELCOR코드의 노심용융물과 상부냉각수 사이 열전달 모델을 개선하고자 하였다.

2. 기존 MELCOR코드의 열전달모델

MELCOR 내에서 고온의 노심용융물과 원자로공동 바닥 콘크리트의 반응은 Cavity(CAV) Package에 모델되어 있다. 모델링 내용은 관련된 열전달현상과 콘크리트 침식, 가스생성 등이며, CORCON-Mod3 코드의 모델들을 대부분 포함하고 있고 MELCOR Framework에 통합하기 위한 연계부분이 수정되었다. 노심용융물 풀은 다층구조(Multi-Layered Pool Model)를 이루고 각 층의 상태는 완전용융(Completely Molten), 부분고화(Partially Solidified), 또는 완전고화 (Completely Solid) 상태로 존재할 수 있으며, 여기서는 완전용융층과 부분고화층의 용융부분 내에서의 열전달에 대하여 기술하였다. 층 구조가 원형실린더인 경우 용융물 상부, 하부 및 반경방향 표면으로의 열전달계수를 계산하고 이때 용융물 바닥표면에서의 가스유입과 측면에서의 Gas Agitation도 고려된다. 각 용융물층에서는 에너지 보존식 계산시 단일(평균) 온도를 갖는 Lumped Mass로 처리되며 각 층의 내부와 그 경계면 (다른 용융물층, 콘크리트, 냉각수 풀 또는 대기) 사이의 열속은 별도로 계산되고, 열속의 연속성에 의해 각 경계면의 온도가 결정된다. 각 용융물층 내에서는 기존의 상관식을 이용한 전도, 자연대류와 Kutateladze[2]와 Surface Renewal[3] 모델을 이용하여 기포를 포함한 대류 열전달이 가능하다. 모델링은 각 층의 내부가 유체일 경우 대류에 의한 열전달과, 축방향 또는 반경방향의 표면이 고체상태의 각질층으로 덮여 있을 경우 전도[4]에 의한 열전달을 계산할 수 있으며, 모든 경우에 일차원적 효과만 고려하고 Quasi-Steady로 가정한다.

용융물풀의 바닥표면에서의 열전달계수는 콘크리트가 녹아 들어올때 동반되는 기포(Gas Bubble)를 고려하게 되며 Kutateladze에 의해 고안된 다음 상관식을 이용한다.[5]

$$Nu_a = 1.5 \times 10^{-3} Ku^{2/3} f(h) \qquad (2\text{-}1)$$

여기서 Nu_a는 Nusselt 수 이고 Ku는 무차원 수이며 η는 무차원 기체속도 (Dimensionless Gas Velocity) 이다.

용융물풀 내의 각 용융층에서의 열전달 계수는 Greene에 의해 제안된 상관식이 사용된다.[3]

$$h = 1.95 k (\mathrm{Re}\ \mathrm{Pr})^{0.72} / r_b \qquad (2\text{-}2)$$

여기서 k 는 열전도도 (Thermal Conductivity) 이고, Re 는 Characteristic Length R_b 와 Superficial Gas Velocity J_g 를 가지는 Liquid 에 대한 Reynolds 수 이며, Pr 는 Liquid에 대한 Prandtl 수이고 r_b 는 그 층에서의 평균 기포반경이 된다.

대기 또는 냉각수에 인접한 최상부 용융층에서는 Kutateladze 상관식을 수정하여 열전달계수를 계산하는데 불안정한 표면 (Unstable Surface) 에서의 표면적이 증가하는 효과를 고려한다. 즉, 최상부층에서는 Kutateladze 상관식에 Farmer,M.T.[6]가 유도한 Area Enhancement Factor, A 를 곱하여 계산한다 :

$$A = 1 + 4.5\frac{j_g}{U_b} \quad (2\text{-}3)$$

여기서 j_g 는 Superficial Gas Velocity 이고, U_b 는 기포의 상승속도 (Bubble Rise Velocity) 이다.

노심용융물층과 상부냉각수의 열전달 계산시에는 위에 냉각수가 없을 경우에는 복사나 대류에 의해, 냉각수가 있을 경우에는 풀 비등 곡선(Pool Boiling Curve)을 이용하여 표면에서 열손실을 계산한다. 비등곡선은 CORCON[7]에서 사용되는 것과 같으며 대류, 핵비등(Nucleate Boiling), 전이비등 (Transition Boiling) 및 막비등(Film Boiling) 영역을 포함한다. 노심용융물과 상부냉각수 사이의 열전달 계산시 현상적으로 가능한 파편층의 형성과 이 파편층에 냉각수가 침투되는 효과를 고려하고 있지 않고 있으며, 따라서 기존 MELCOR코드로 계산되는 용융물과 상부냉각수 사이의 열속은 MACE[1]와 같은 실제 원자로 물질을 이용한 실험치 보다 낮게 예측되고 있는 것으로 판단된다.

3. Dryout 열유속모델

원자로 용기가 손상된 후 용기 하반구의 노심용융물이 원자로공동으로 분출되고 나면 사고경위에 따라 원자로공동에는 용융 노심용융물과 냉각수가 공존할 수 있다. 이 경우 노심용융물은 파편층을 포함할 수 있으며 파편층 냉각효과는 상부 냉각수가 파편층속으로 얼마만큼 침투되는가에 의하여 결정되는 데, 이에 따른 냉각효과는 주로 파편층 공극율 또는 제어체적 빈공간 정도에 의존한다. 실제 노심용융 사고시 파편층 공극율은 사고진행 및 파편층 각 구역에 따라 불규칙하게 분포되어 있어 큰 편차를 보인다. 따라서, 실제 상황과 유사하게 분석하려면 공극율을 결정하는 인자들, 즉 파편층 국부적 형상, 파편입자 분포 및 모양, 질량분율 등을 총제적으로 고려해야 하나, 이들에 대한 정보를 추적하기 매우 어렵기 때문에 개선모델에서는 사용자가 지정한 파편입자의 크기와 공극율을 가지고 Dryout 열유속을 계산한다. 따라서 개선모델에서는 앞에서 열거한 MELCOR의 기존 열전달 모델과 Dryout 열유속 모델을 같이 사용하여 노심용융물과 상부냉각수 사이의 열전달을 모의하게 된다.

파편층내부의 열전달과정은 다음과 같다[8, 9]. 즉, 과냉각 상태인 냉각수가 파편층으로 유입되면 파편층내에 존재하는 증기가 응축되면서 냉각수가 파편층의 빈공간 속으로 급속히 침투한다. 그러나 이러한 초기 물방울 유입은 급격히 증발되고 상향 증기와 하향하는 물방울간 역류 (Countercurrent Flow)가 형성된다. 이때 파편층속으로 침투하는 냉각수는 파편층 단면적에 걸쳐 균일하지 않고, 파편들 사이의 공간에서 냉각수 유로의 형태를 취하게 된다[10]. 이 경우 냉각수에 의한 파편층 급냉 및 증기발생율은 파편층 입자와 냉각수간 열전달 보다는 유동특성에 의하여 제한된다고 본다. 그러나 파편층속으로의 냉각수 유입이 이러한 역류 이상유동의 수력학적 거동에 의하여 조절된다고 볼때, 냉각수 침투형태를 고려하지 않고도 1 차원 Dryout 열유속 모델에 의하여 적절한 수준에서 파편층 평균 급냉율(Average Quench Rate)은 계산할 수 있다[11]. 따라서 Dryout 열속은 파편층속으로 냉각수 침투정도를 상세히 계산하지는 않고 단지 파편층의 평균냉각률을 다룬다.

파편층속으로 침투된 냉각수에 의한 열제거 계산시 개선모델에서는 Lipinski[12] Dryout 열유속 모델을 사용하는 데, 이 경우 각 파편층 제어체적 상부표면에서 하향 포화냉각수와 상승 포화증기를 통한 비등열전달(Boiling Heat Transfer) 에 의하여 제거될 수 있는 최대 열량은 다음과 같이 주어진다.

$$Q^u = A^u \times q''^{dry} \quad (2\text{-}4)$$

$$q''^{dry} = q_T\left[\sqrt{1.0 + \left(\frac{q_T}{2q_L}\right)^2} - \frac{q_T}{2q_L}\right] \quad (2\text{-}5)$$

$$q_T = q'_T\left(\frac{e^3}{\mathbf{1} - e}\right)^{1/2} \quad (2\text{-}6)$$

$$q_T' = h_{fg}\left(\frac{r_s r_\ell (r_\ell - r_s) g d}{F_6}\right)^{1/2} \tag{2-7}$$

$$F_6 = 1.75(r_s^{1/6} + r_\ell^{1/6})^6 \tag{2-8}$$

$$q_L = q_L' \frac{e^3}{(1-e)^2} \tag{2-9}$$

$$q_L' = h_{fg}\frac{(r_\ell - r_s) g d^2}{F_4} \tag{2-10}$$

$$F_4 = 150(m_s^{1/4} + m_\ell^{1/4})^4 \tag{2-11}$$

여기서 q''^{dry} 는 Dryout 열유속, A^u 는 용융물층의 상부표면적, e 은 파편층 공극율, d 는 파편층 입자직경, g 는 중력가속도, r_s, r_ℓ 은 증기 및 물의 밀도, m_s, m_ℓ 은 증기 및 물의 점성도, h_{fg} 는 물에 대한 증발열을 나타낸다.

4. 예제계산

MELCOR에서의 열전달 모델에서 제시하고 있는 용융풀과 상부 냉각수 사이의 열속은 실제 실험에서의 열속보다 낮아 이를 보완하기 위해 Lipinski Dryout 열속 효과를 추가로 고려하였고, 그 영향이 고려된 MELCOR 계산 결과가 그림 1부터 그림 4에 제시되어 있다. 그림에서 Base Case는 기존 MELCOR의 코드 계산 결과이고 Case 1 부터 Case 3까지는 Dryout 열유속 모델을 추가한 경우로 공극율과 입자크기에 따른 세 가지 경우 를 비교하였는데 Case 1은 ε =0.2, d=0.3 cm, Case 2는 ε =0.1, d=0.3 cm; 그리고 Case 3는 ε =0.2, d=0.1 cm인 경우이다. 그림에서 보는 바와 같이 기존 모델은 상부로의 열속이 낮아 콘크리트 침식이 다른 경우에 비하여 많고 (그림 1 및 그림 2 참조) 용융물 온도도 높게 예측하고 있음을 알 수 있다 (그림 3 참조). 한편 실제 원자로 물질을 이용하여 수행된 MACE1b 실험에서는 실험용기의 단면적이 작아서 (50cmx50cm) 피막층이 용기에 들러붙음으로써 완전 용융상태의 물질과 피막층사이에 공간(Gap)이 생기고 따라서 냉각효과가 감소하였음에도 불구하고 장시간(약 10000초) 후에도 200 kW/m^2 정도의 열속이 유지될 수 있음을 보여 주었다[1]. 실제 원전에서는 원자로공동에서 벽체간의 거리가 멀기 때문에(~ 수m) 용융물과 피막층사이에 공간이 생기지 않을 것으로 예상되며 따라서 냉각효과도 증가될 것으로 예상된다. Case 4에서는 Dryout 열유속 모델을 추가하고 입자직경을 0.17 cm, 공극률을 0.2로 계산할 경우, 용융물이 원자로 공동으로 방출되고 나서 장시간이 경과한 후에 제거열속이 200 kW/m^2 정도로 유지되는 것을 보여주고 있다. 즉, 용융물 층이 상부냉각수와 반응 후 약 10,000초가 경과되었을 때(그림 4 에서는 28,000초에 해당됨) 상부냉각수로 제거되는 열속이 약 200 kW/m^{2}가 된다. 기존 MELCOR 결과에서는 약 150 kW/ m^2 이며, Dryout 열유속 모델을 추가하고 입자직경 0.17 cm, 공극률 0.2로 계산한 Case 4 에서는 MACE1b 실험결과와 유사한 값을 보여준다.

5. 결론

본 논문에서는 중대사고 종합 분석코드인 MELCOR 코드가, 원자로 외부로 방출된 노심용융물과 상부냉각수 사이의 열전달 계산시 실제 원자로 물질을 이용하여 수행한 실험치보다 낮게 예측하여, 관련 모델을 개선하고자 하였다. 관련모델은 중대사고시 중요하게 다루어지는 노심용융물-콘크리트의 상호반응과 격납건물에서의 압력거동에 영향을 미친다. 기존의 모델은 용융물의 파쇄층 형성과 이 파쇄층으로의 냉각수 침투성을 고려하지 않고 있기 때문에 개선 모델에서는 이 현상을 고려하기 위해 드라이 아웃 열유속 모델을 채택하였고 이때 주요 불확실 변수인 파쇄층의 입자크기와 공극률에 대한 민감도 계산을 수행하였다. 또한 개선모델에서 파쇄층 입자직경을 0.17 cm, 공극률을 0.2로 계산할 경우, 용융물이 원자로 공동으로 방출되고 장시간 경과한 후에 제거열속이 200 kW/m^2

정도로 유지됨을 보여 주며 이는 MACE1b 실험에서 입증된 최소한의 제거 열속량으로 볼 수 있다. 기존의 모델에서는 용융물이 방출되고 장시간 경과 후에도(용융물온도>1900 K) 제거열속이 150 kW/m^2 정도이며 이 차이는 원자로 외부 노심용융물의 냉각 가능성을 판단하는데 많은 영향을 미칠 것으로 판단된다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력연구개발 사업의 일환으로 수행되었습니다.

참고문헌

[1] M.T. Farmer et al.,"Results of MACE Core Coolability Experiments M0 and M1b," Proceedings of ICONE8, April (2000)

[2] S.S. Kutateladze and I.G. Malenkov,"Boiling and Bubbling Heat Transfer Between a Gas-Liquid System and a Heat Exchange Element," Zhurnal Prikladnoi Khimii (Journal of Applied Chemistry of the USSR)Vol.35, No.11(1662).

[3] G. A. Greene and T. F. Irvine, "Heat Transfer Between Stratified Immiscible Liquid Layers Driven by Gas Bubbling Across the Interface," in ANS Proceedings of the 1988 National Heat Transfer Conference, Houston, TX, July 24-27 (1988).

[4] R. K. Cole, Jr., "A Crust Formation and Refreezing Model for Molten-Fuel/Concrete Interaction Codes," Paper 12.5 in Proceedings, International Meeting on Light Water Reactor Severe Accident Evaluation, Cambridge, MA (1983).

[5] S.S. Kutateladze, and I.G.Malenkov,"Boiling and Bubbling Heat Transfer Under Conditions of Free anf Forced Convection," 6th Internal Heat Transfer Conference, Toronto, Canada (1978)

[6] M.T. Farmer, J.J.Sienicki, and B.W.Spencer, "CORQUENCH: A Model for Gas Sparging-Enhanced Melt-Water, Film Boiling Heat Transfer," ANS Special Session on Thermal Hydrolics of Severe Accidents, November 11-15 (1990)

[7] D. R. Bradley and D. R. Gardner, "CORCON-MOD3: An Integrated Computer Model for Analysis of Molten Core-Concrete Interactions. User's Manual," NUREG/CR-5843, SAND92-0167, Sandia National Laboratories, Albuquerque, NM . October (1993).

[8] R.O.Gauntt et al.,"MELCOR Computer Code Manuals," BH Package, NUREC/CR-6119, July 1997.

[9] K.I.Ahn et al.,"A Comparative Analysis of Reactor Lower Head Debris Cooling Models Employed in the Existing Severe Accident Analysis Code," KAERI/TR-1125/98, August 1998.

[10] D.H.Cho et al.,"On the Pattern of Water Peneration into a Hot Paticle Bed," Nuclear Technology, 65, April 1984

[11] T.Ginsberg et al.,"An Experimental and Analytical Investigation of Quenching of Superheated Debris Beds under Top-reflood Condition," NUREG/CR-4493, BNL-NUREG-51951, January 1986.

[12] R.J.Lipinski,"A Coolability Model for Post Accident Nuclear Reactor Debris," Nuclear Technology,65, April 1984.

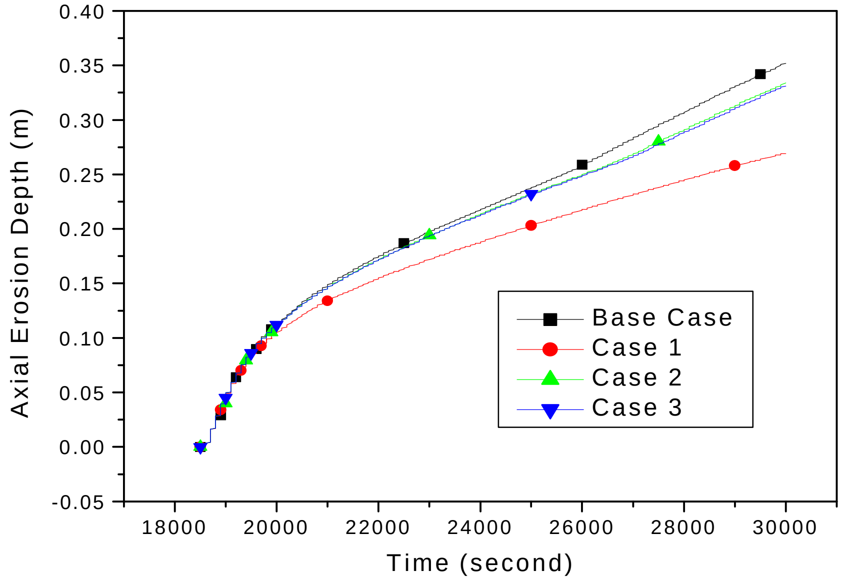

그림 1. 축방향 콘크리트 침식깊이 비교

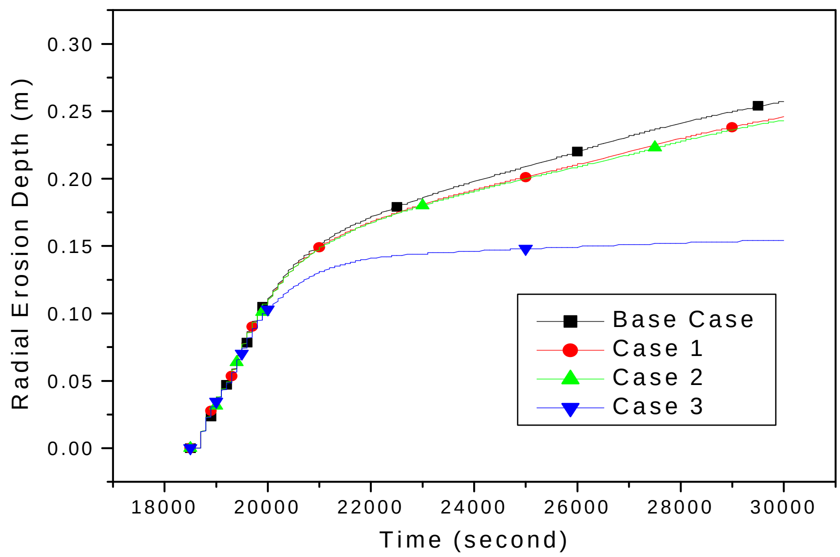

그림 2. 반경방향 콘크리트 침식깊이 비교

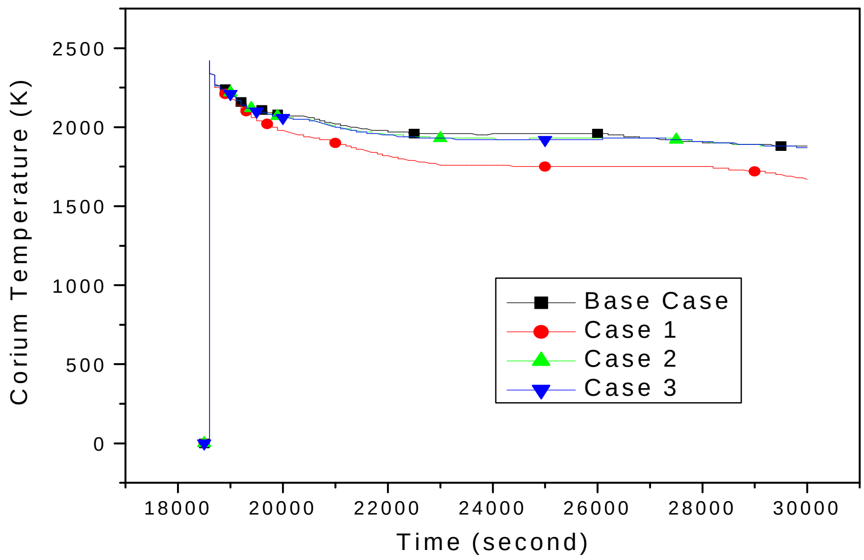

그림 3. 노심용융물의 평균온도 비교

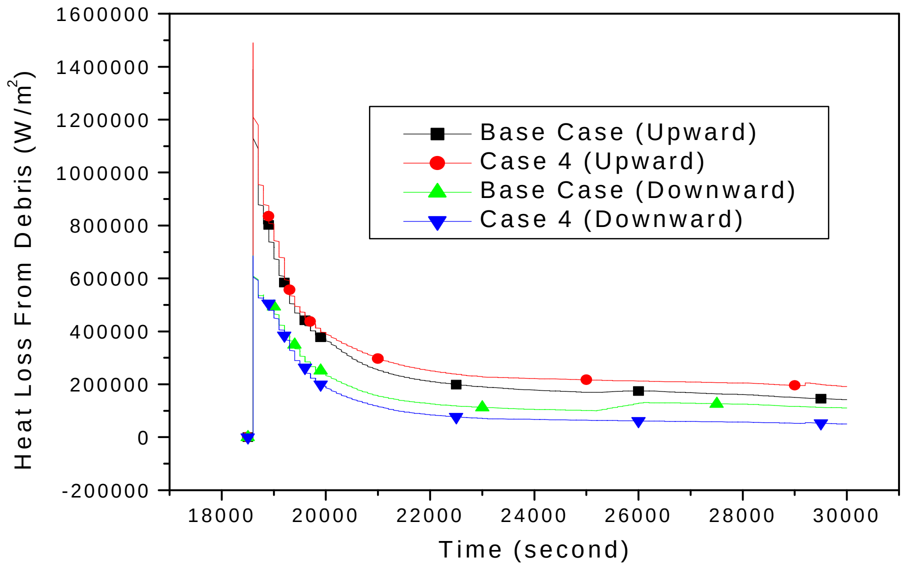

그림 4. 노심용융물로부터 상부냉각수 및 콘크리트로의 열속 비교