

MELCOR 1.8.2 코드를 이용한 CORA-13 실험 분석

허철 · 김무환

포항공과대학교

경북 포항시 남구 효자동 산 31

요약

경수로형 원자로의 중대사고 진행시 압력용기내 노심의 용융현상 및 재배치과정 등에 대한 MELCOR 코드내 노심손상모델의 예측 및 분석능력을 검증하고자 하였다. 이를 위하여 노심손상 모의실험중 하나인 독일의 KfK에서 실시된 CORA-13 실험을 선정후 이 실험을 MELCOR 1.8.2 코드를 이용하여 계산하였다. 실험결과와 계산결과를 비교분석하고 또한, MELCOR 코드에 대한 민감도분석을 수행함으로써 MELCOR 코드내 손상된 노심의 거동에 대한 열수력모델들을 검증하였다.

1. 서론

TMI 2 사고와 같은 경수로형 원자력 발전소의 중대사고시 원자로 압력용기내의 노심은 온도가 구성물질들의 용융점에 도달함에 따라 급격하고도 매우 복잡한 양상을 띠는 노심손상현상이 일어난다. 즉, 공정반응등과 같은 노심 구성물질들간의 상호작용, 노심 구성물질들의 용융 그리고 용융된 물질들로 인한 노심 구성물질의 재배치, 유로봉쇄, quenching과 같은 reflooding으로 인한 핵연료봉 피복재의 파쇄, 그리고 산화반응 및 이로 인한 수소생성과 같은 현상들이 일어난다. 이러한 중대사고시 노심의 거동은 다른 중대사고와 관련된 현상들보다 그 현상에 대한 원리 및 진행과정등이 비교적 파악되지 않은 상태이다. 이에 따라 OECD-CSNI에서는 위와 같은 중대사고시 노심의 거동을 조사하고, 이를 예측할 수 있는 전산코드를 개발 및 검증하기 위하여 가압경수로형 핵연료봉의 용융 및 quenching을 모의하고자 독일의 KfK에서 수행된 CORA-13 실험을 ISP-31로 지정하여 국제적인 공동연구과제로서 수행하였다. 본 연구에서는 미국의 SNL에서 개발된 2세대 전산코드인 MELCOR 코드를 이용하여 CORA-13 실험을 모사함으로써 MELCOR 코드내 중대사고시 노심의 거동을 모사하는 COR package의 열수력모델들을 검증하고 또한 노심 손상 사고와 같은 압력용기내 중대사고 현상을 이해하고자 하였다.

2. CORA-13 실험과 MELCOR 모델

2.1 CORA-13 실험

CORA-13 실험은 경수로형 원자로에서 발생하는 노심손상과 같은 중대사고시 사고진행 초기의 심각한 핵연료 손상에 관한 연구를 수행하기 위한 일련의 전기적 가열 out-of-pile 실험으로서 수행되었다. 실험의 초기조건과 경계조건으로 초기 가열율은 약 1 kW/s, 수증기 주입율은 6 g/s, reflooding rate는 약 1 cm/s 정

도로 조절되고 있다. 그리고, 압력은 약 0.2 MPa 정도로 유지되었다. 그림 2는 CORA-13 실험의 핵연료봉 집합체에서 각 봉들의 배열 상태를 보여주고 있다. 실험에서 노심손상 사고시 압력용기내 대기조건을 모의하기 위하여 고온의 수증기와 아르곤을 주입하였으며, quenching으로 인한 취화된 핵연료봉의 파손을 모의하기 위하여 핵연료봉 하부에 quench cylinder를 위치시켰다. 그리고 CORA-13 실험은 다음과 같은 세단계로 진행되었다.

i) 기체에열단계 (0 ~ 3000sec)

예열된 아르곤이 8 g/s로 주입되고 약 0.65 kW의 저출력으로 전기적 가열이 행해진다. 이러한 초기 기체에열단계는 검사연료봉 및 각 단열구조물의 표면에서 발생할 가능성이 있는 수증기의 응축현상을 사전에 방지하기 위한 시기이다.

ii) 천이단계 (3000 ~ 4900sec)

천이단계동안 온도증가는 전기출력을 6 kW에서 27 kW로 일정증가율로 상승시킴으로써 이루어지며 3300초부터 6 g/s의 수증기가 검사연료봉으로 주입된다. 이 시기는 높은 온도상승과 수증기로서 노심손상 사고시 예상되는 붕괴열 모의가 본격적으로 이루어진다.

iii) 냉각단계 (4900sec 이후)

검사연료봉 하단부에 위치한 quench cylinder가 4870초부터 1 cm/s의 속도로 상승하기 시작하며 4900초에서 전기출력은 중단된다. 그러나 실험상의 어려움으로 인하여 quench cylinder는 일정한 속도로 상승하는 것이 아니라 단계적으로 상승한다.

## 2.2 CORA-13 실험에 대한 MELCOR 모델

CORA-13 실험을 MELCOR 코드로 모사하는데 있어서 실험장치를 그림 3과 같이 12개의 검사체적으로 분할하였고 이를 다시 16개의 heat structure로 분할하였다. 그리고 핵연료봉을 중심으로 하여 4개의 concentric ring과 19개의 axial segment 즉, 총 76개의 COR cell로 분할하였다. MELCOR 코드는 CORA-13 실험과 달리 전기적인 핵연료봉 가열을 모사하지 못한다. 이를 위하여 적절한 초기온도를 이용하여 가열봉들의 저항을 계산한 후 이를 다시 가열봉들에 대한 전기적인 열원으로 제공시켜주는 4개의 부프로그램을 추가시킴으로써 MELCOR 코드를 보강하였다.

## 3. CORA-13 실험에 대한 MELCOR 계산결과

### 3.1 MELCOR 기본모델 계산결과

실험에 대한 MELCOR 모델의 각 민감도계수를 기본값으로 지정한 후 실험결과와 계산결과를 비교하였다. 그림 4는 실험 모사시 MELCOR 모델에 대한 rescale factor를 보여주고 있다. Rescale factor란 아래와 같이 저항비로 정의되며, 이는 노심의 온도변화에 대한 MELCOR 코드내 모델의 열적 추종성을 의미한다. 전체적으로 수정계수가 약 1.1 정도 부근에서 유지되므로 이를 근거로 하여 MELCOR 코드는 노심의 온도변화에 대하여 약 10% 정도의 오차범위 이내에서 정확성을 유지하는 것으로 판단된다. 그림 5는 노심내 연료봉과 shroud에서 생성된 수소생성량을 보여주고 있다. 그림으로부터 MELCOR 코드는 사고 초기의 산화반응을 매우 이른 시기에 과대평가하고 있으며, 사고 후반부의 산화반응은 매우 낮게 평가함을 알 수 있다. 그림 6

은 가열봉 중간부분(550mm)의 온도변화를 보여주고 있는데, MELCOR 코드는 노심내 온도변화를 비교적 잘 묘사하고 있음을 알 수 있다. 그림 7은 노심손상 사고시 용융된 노심 구성물질들이 연료봉 하부로 흘러내림으로써 재배치되어 있는 상태를 보여주고 있다. 그림에서 보여진 core blockage 현상은 quenching이 일어나기 직전인 4750초 전후의 노심의 구성 상태이다. 그림으로부터 실험이 축방향 높이 450 mm 정도에서 core blockage 현상이 급격한 것을 보여주는 반면에, MELCOR 계산결과는 그보다 상층부에서 core blockage 현상이 심화된 것으로 보여주고 있다. 이는 MELCOR 코드내의 용융된 노심 구성물질의 재배치에 관한 모델이 semi-mechanical 모델로서 갖는 근본적인 문제와 이러한 노심 구성물질 재배치 현상에 관한 grid spacer의 역할을 적절히 묘사하지 못하는 것이 원인이라고 판단된다.

### 3.2 MELCOR 민감도분석결과

MELCOR 기본모델의 계산결과를 토대로 하여 다양한 종류의 민감도계수를 변화시켜 가며 CORA-13 실험에 대한 MELCOR 모델을 계산해 보았다. 이 중 특히 중요한 변수인 산화반응 천이온도와 candling 열전달계수에 대해 수행한 민감도분석결과를 언급하고자 한다. 먼저 MELCOR 모델 산화반응의 반응정도를 제어하는 반응율상수에 대한 천이온도를 이용하여 민감도분석을 수행하였다. MELCOR 코드에서 산화반응은 parabolic rate equation에 의해 모의된다. 이러한 parabolic rate equation에 사용되는 Zircaloy-H<sub>2</sub>O 반응에 대한 반응율상수는 Urbanic-Heidrick 상관관계식에 의해 표현되는데, 천이온도에 의해 완만한 산화반응과 급격한 산화반응으로 분류된다. 따라서 본 연구에서는 상관관계식이 유도된 Urbanic-Heidrick의 data graph를 분석하여 천이온도를 기본값인 1853 K 외에 1883 K와 1753 K로 도출해 내었다. 그리고 이렇게 새로이 도출된 천이온도에 대해 민감도 분석을 수행하였다. 그림 8은 계산결과 노심내 연료봉과 shroud에서의 수소생성량을 보여주고 있다. 그림으로부터 급격한 산화반응으로의 천이온도가 낮아질수록 초기의 수소생성 시기가 빨라짐을 볼 수 있고, 후반부의 급격한 산화반응도 시기가 앞당겨 졌음을 볼 수 있다. 그러나 높은 천이온도에서 총 수소생성량이 낮게 평가돼 있음을 볼 수 있는데, 이는 높은 천이온도는 산화반응 천이시기를 지나치게 늦게 평가함으로 인하여 전체적인 수소생성량이 감소된 것으로 판단된다.

두 번째 변수로 물질재배치모델 중 candling 현상에 중요한 영향을 미치는 candling 열전달계수는 candling된 물질과 물질이 접하고 있는 구조물간의 열전달정도를 나타내며, MELCOR 기본모델에서는 제어봉 구성물질(Ag-In-Cd)의 낮은 용융온도를 고려하여 기본값 1000에서 100000으로 상향 조정된 값이 사용되었다. 물질들의 용융잠열을 근거하여 용융잠열이 가장 적은 제어봉 구성물질을 기준으로 하여 각각의 물질들에 대한 비를 multiplication함으로써 candling 열전달계수를 도출해 내고 이를 기본값을 사용한 결과와 비교함으로써 민감도분석을 수행하였다. 그림 9는 quenching이 일어나기 직전인 4750초 전후에서 core blockage 정도를 보여 주고 있다. 기본 모델에서 비교된 바와 마찬가지로 MELCOR가 계산한 core blockage peak는 실험보다 높은 위치에서 예측되었고 candling 열전달계수가 낮을수록 core blockage peak를 실험과 비슷한 위치에서 예측하고 있음을 볼 수 있다. 그러나 전반적으로 실험결과와 큰 차이를 보이고 있는데 이는 단순히 candling 열전달계수의 변화만으로는 MELCOR 물질재배치모델의 취약점을 극복할 수 없음을 의미한다.

## 4. 결론

첫째, 노심손상과 같은 중대사고시 노심의 열적거동을 예측하는 MELCOR 모델은 전반적으로 온도를 약간 높게 평가하는 경향이 있으며, 노심내 반경방향에 대한 온도구배 또한 과대평가하고 있다. 그러나 전체적

으로 수정계수를 1.1 부근에서 유지함으로써 MELCOR 모델의 노심의 열적거동에 대한 추종성은 약 10 % 정도의 오차범위 이내에서 정확성을 갖는다고 평가된다.

둘째, MELCOR 코드내 산화반응모델은 초기 산화반응을 매우 빠른 시기에 매우 높게 평가하고, 실험 후반부에 예상되는 thermal stress 등으로 인한 피복재의 손상 이후에 발생하는 추가적인 산화반응을 모사하지 못하고 있다. 이러한 이유로 인하여 MELCOR 산화반응모델에 의한 수소생성 예측치는 사고 초반부에는 높게 평가되고, 사고 후반부에는 낮게 평가되는 문제점이 있는 것으로 생각된다. 따라서 적절한 산화반응을 제어와 노심손상시 발생하는 피복재의 ballooning, cracking 그리고 embrittlement 등의 현상에 대한 모델이 추가되어야 할 것이다.

셋째, 노심손상과 같은 중대사고시 사고 후반부에 발생하는 노심 구성물질의 재배치 현상에 대한 MELCOR 물질재배치모델은 실험결과와 상당한 차이를 보이고 있다. 이는 MELCOR 모델이 semi-mechanical 모델로서 갖는 근본적인 문제점과 MELCOR 모델이 노심내 위치하고 있는 grid spacer를 물리적으로 모델링하지 못하고 단순히 질량추가 정도만으로 모델링하는데 기인한 것으로 판단된다. 따라서 물질재배치모델의 이러한 결함으로 인하여 MELCOR 코드는 core blockage 현상을 실험결과보다 전반적으로 높은 축방향 위치에서 모사하는 문제점을 갖고 있다.

#### 참고문헌

1. R. J. Gross, S. L. Thompson, G. M. Martinez, "MELCOR 1.8.1 Calculation of ISP-31 ; The CORA-13 Experiment", SAND92-2863, June 1993
2. S. Hagen, P. Hofmann, et. al., "Results of SFD Experiment CORA-13" KfK-5054, Feb 1993
3. M. Firnhaber, K. Trambauer, et. al., "CORA-13 Experiment on Severe Fuel Damage", GRS-106, KfK-5287, July 1993
4. V. F. Urbanic, T. R. Heidrick, "High-Temperature Oxidation of Zircaloy-2 and Zircaloy-4 in Steam" *J. of nuclear materials* 75 1978
5. P. Hofmann, S. Hagen, "Reactor Core Materials Interactions at Very High Temperatures" *Nuclear technology* 87 1989
6. W. Hering, K. Minato, "Global Analysis of Bundle Behavior in Pressurized Water Reactor Specific CORA experiments" *Nuclear technology* 102 1993

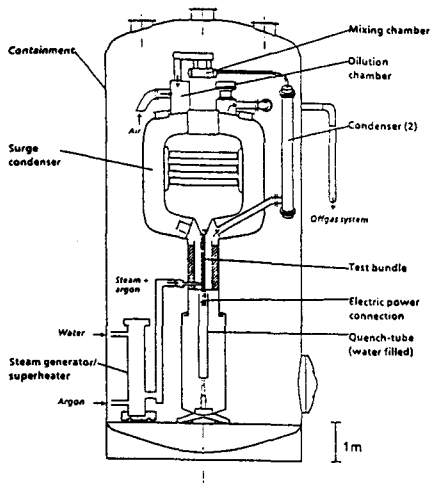


그림 1. CORA 실험장치 개략도

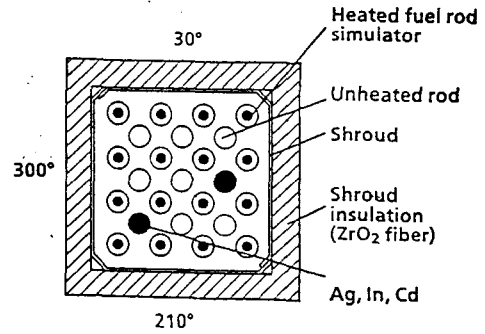


그림 2. 핵연료봉집합체 단면도

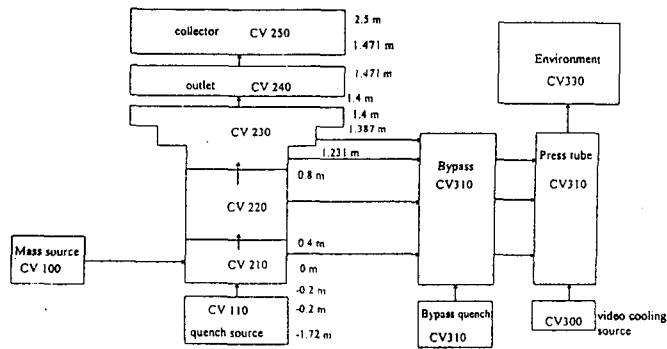


그림 3. MELCOR CVH Nodalization

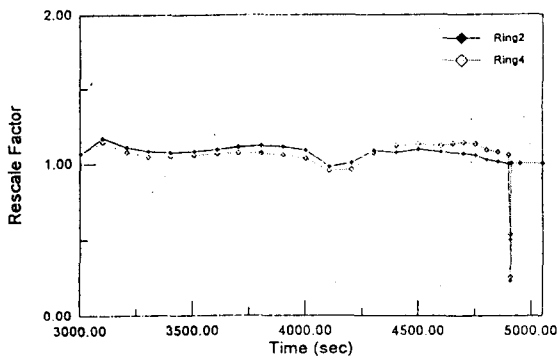


그림 4. 기본모델 Rescale Factor

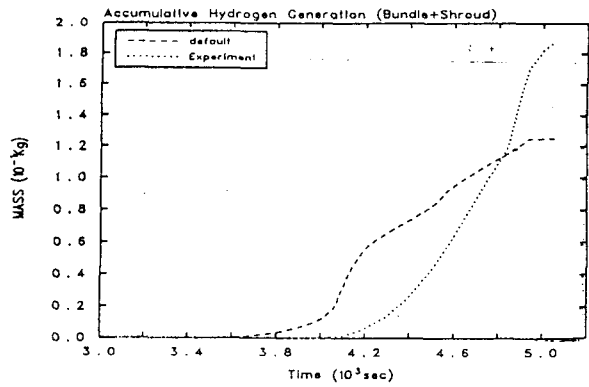


그림 5. 기본모델 수소생성량

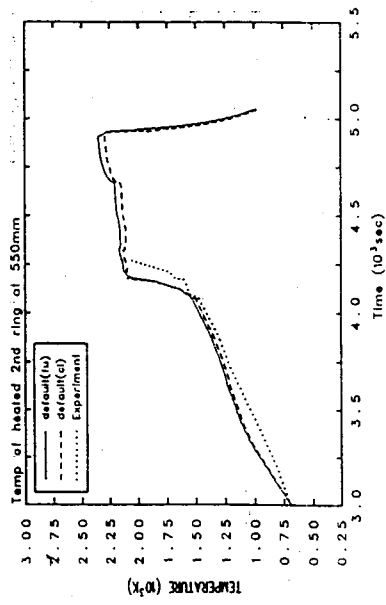


그림 6. 기본모델 가열봉 온도(550mm)

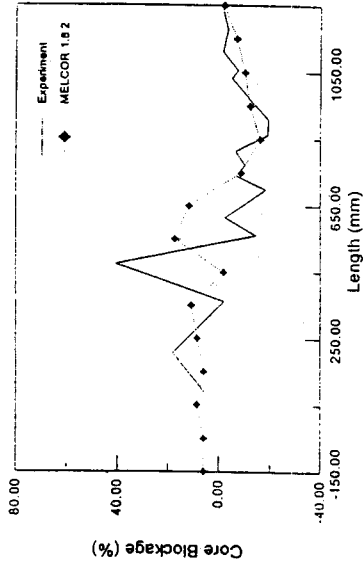


그림 7. 기본모델 Core Blockage

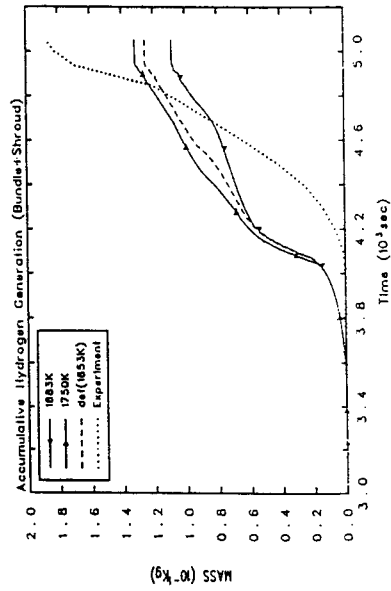


그림 8. 수소생성량 (산화반응 친이온도)

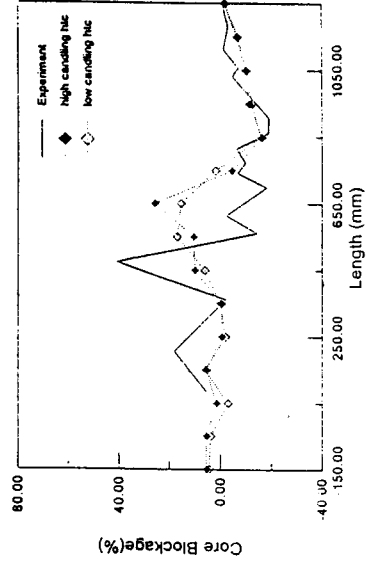


그림 9. Core Blockage (Candling 열전달계수)