

IAEA HTR-10 Benchmark Problem-I에 대한 RELAP5 평가계산

김형석* · 정범진*

RELAP5 Assessment of IAEA HTR-10 Benchmark Problem-I

Hyung-Seok Kim* · Bum-Jin Chung*

ABSTRACT

An IAEA Benchmark problem for HTR-10 was assessed in order to evaluate the capability of RELAP5 code, which is a system thermal-hydraulic safety analysis code for water reactors. Assessment results were compared with the results of THERMIX code, a thermal-hydraulic analysis code for HTGR (High Temperature Gas Cooled Reactor). The calculated results showed good agreement with those obtained by the THERMIX code with a maximum deviation of around 4.5%. This deviation was estimated to originate from the simplification of complicated geometry and from the modeling capability of heat transfer characteristics in the HTGR components such as the water cooler and the air cooler. Especially, it was found that the radiation heat transfer in the reactor cavity played an important role in the after heat removal by the RCCS. Thus, it is concluded that it is necessary to evaluate and improve relevant models both for the convection and radiation heat transfer in order to enhance the code analysis capability to the HTGR.

Key Words : RELAP5 code, THERMIX code, RCCS, HTR-10, Benchmark Problem-1

1. 서론

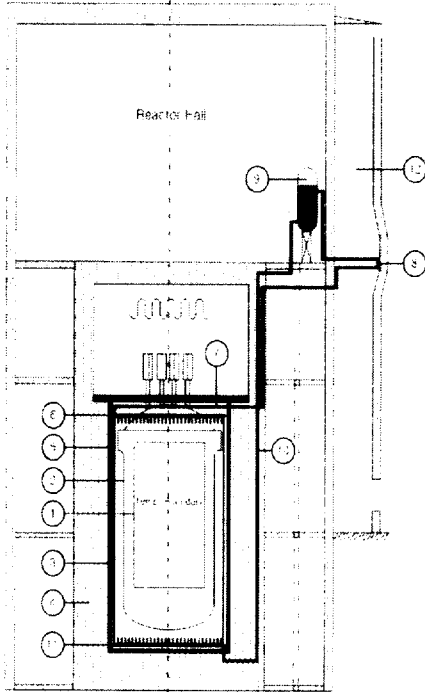
최근 청정한 대체에너지원으로서 수소에 대한 관심이 증대되고 있다. 수소는 NO_x, SO_x 등 대기오염 물

질을 방출하지 않으며 기존의 석유, 천연가스등을 연료로 사용하는 에너지 시스템을 부분적으로 수정하여 활용할 수 있다는 측면에서 대체에너지원으로 주목받고 있다. 원자력을 이용한 수소의 생산은 오래 전부터 그 가능성이 모색되어 왔다. 특히 전기에너지의 저장방법의 일환으로 수소의 생산이 고려된 바 있다. 최근 우리나라에서도 수소생산용 고온가스로 개발 연구에 착수한 바 있다.

한편 우리나라의 원자력 기술은 경수 및 중수로를

* 제주대학교 에너지공학과, 첨단기술연구소
Dep't of Nuclear and Energy Eng., Cheju Nat'l Univ., Res. Inst. of Adv. Tech.

downcoming tube)에 의해 하부 환형관에 연결되어 하나의 루프를 이루게 된다.



NO.	Component name
1	Core vessel
2	Reactor pressure vessel
3	Thermal shield
4	Concrete
5	Water cooling tube
6	Top circular plenum
7	Hot uprising tube
8	Air cooling tube
9	Regulation tank
10	Cold downcoming tube
11	Bottom circular plenum
12	Chimney

Fig. 2. Structure and Arrangement of the RCCS.

원자로 노심의 여열은 RCCS에서 물과 공기의 자연대류에 의해 냉각된다. 원자로 노심으로부터 나온 열은 복사와 대류에 의해 Cavity cooler에 전해지고 Cavity cooler 내의 물의 온도가 상승함에 따라 밀

도는 감소하게 된다. 밀도가 감소한 물은 부력이 발생하여 Hot uprising tube를 따라 Air cooler 까지 올라가게 된다. 그 물은 Air cooler를 지나면서 굴뚝의 찬 공기에 의해 냉각되고 밀도는 증가한다. 밀도가 증가된 물은 Cold downcoming tube를 따라 하부 환형관까지 내려오게 된다.

III. Benchmark Problem-I

IAEA는 IWGGCR(International Working Group on Gas Cooled Reactors)에서 수행된 “사고조건에서 가스냉각로에 대한 열전달과 여열제거”라는 공동연구를 통하여 기존 가스냉각로에 대한 연구결과를 종합하여 TECDOC-1163을 발간하였다.[3] TECDOC-1163에는 RCCS에 의한 여열제거와 관련하여 다양한 Benchmark Problem을 제시하고 있으며, 본 연구에서는 열상승실험 조건에 대한 HTR-10 Benchmark Problem-I을 선정하여 RELAP5 코드의 해석능력을 평가하였다. 본 문제는 Blind 평가계산으로, 노심용기 표면의 온도를 경계조건으로 사용하여 노심에서 생성된 열이 RCCS에 의해 충분히 제거될 수 있는지를 평가하고, 그 결과를 비교한다. 중국은 THERMIX 코드를 일본은 TAC-NC 코드를 사용한 분석 결과를 제시하였으며, 본 연구에서는 중국이 제시한 THERMIX 코드의 결과와 RELAP5로 계산한 결과를 비교하였다. 본 문제의 경계조건과 비교 대상으로 선정된 주요 열수력변수는 아래와 같다.[3]

- 조건 : 1) 두 개의 Water cooler는 모두 작동중이다.
- 2) 헬륨 송풍기는 꺼져있고 일차 계통의 작동압력은 1bar 이다.
- 3) 원자로 출력은 약 200kW이다.
- 4) 노심용기 표면의 온도분포는 Table 1과 같다.
- 해석량 : 1) Reactor vessel, Water cooler, Air cooler에서의 온도장.
- 2) Water cooler에서 물의 질량유량.

IV. 계통 모델링

HTR-10 열상승실험 모의를 위하여, 노심용기로부터 RCCS 계통까지를 Fig. 3과 같이 일차원적으로 모델링 하였다. 계통을 원자로, 원자로공동, Cooling water loop, Chimney 등 4개의 시스템으로 구성 하였으며, 각 시스템간의 열전달은 Heat structure를 사용하여 모델 하였다. 계통을 총 192개의 Volume과 252개의 Junction으로 구성하였으며, 열전달량이 큰 부분은 조밀하게 나누었다. 원자로 반경 방향으로의 대류를 모의하기위해 원자로 공동을 3개의 Annulus component로 모의하였으며, 각각의 Annulus component는 Multiple junction으로 연결하였다.

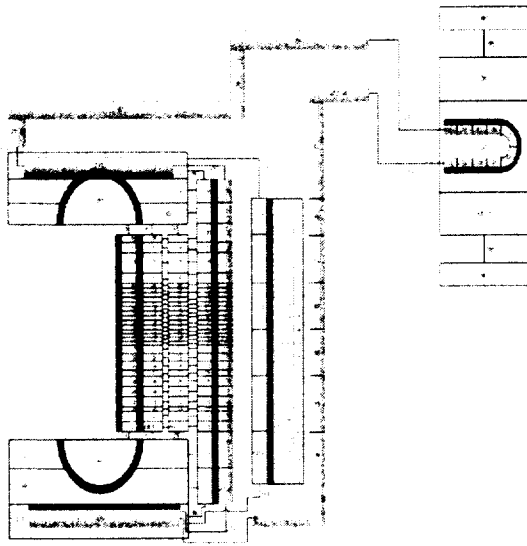


Fig. 3. Nodalization for HTR-10 Heatup Experiment.

현재 RELAP5의 경우 공기를 시스템의 주 유체로 사용할 수 없으므로, 모든 시스템의 주 유체를 경수로 모델하였으며, 공기는 증기와 열적, 기계적 평형상태로 존재하는 비응축 기체로 모델 하였으며, 실제로 헬륨이 존재하는 원자로 내의 유체 역시 공기로 가정 하였다. 경계조건으로 Table 1에 제시된 온도를 노심 용기 Heat structure의 내부 경계조건으로 고정시켰 으며, Chimney로부터 Air cooler로 유입되는 공기의

온도를 30℃로 가정하였다.

Table 1. Surface Temperature Distribution of CV at Heatup Experiment.

노드	높이(m)	온도(K)	노드	높이(m)	온도(K)
1	0.4	449.75	15	0.18	626.7
2	0.4	458.55	16	0.18	631.45
3	0.17	465.0	17	0.18	635.0
4	0.4	475.7	18	0.18	637.25
5	0.4	498.95	19	0.18	638.05
6	0.4	531.55	20	0.18	637.35
7	0.225	556.65	21	0.18	635.25
8	0.35	570.65	22	0.18	631.75
9	0.3	584.5	23	0.18	627.05
10	0.325	596.8	24	0.18	621.35
11	0.15	637.25	25	0.4	609.9
12	0.15	611.35	26	0.8	582.15
13	0.15	616.65	27	0.4	533.1
14	0.15	621.65	28	0.3	498.65

계통의 열전달 모델은 RELAP5 코드의 해석능력 진단을 위하여 코드에 제공된 모델, 즉, 단상기체 열전달 모델 및 Air cooler 2차측의 경우 수평번들 열전달 모델을 적용하였다. Air cooler 2차측의 복잡한 구조에서 발생하는 자연대류 열전달을 비교적 간단한 기하구조로 묘사하기 위하여 열전달계수에 Fouling factor를 적용하였다. 복사열전달을 모의하기 위하여 Enclosure의 개념을 적용하였다. 이 문제에서는 노심 내부표면과 원자로 내부표면으로 구성된 Enclosure와 원자로 외부표면, Water cooling tube 외부표면 그리고 Thermal shield내부표면으로 구성된 총 2개의 Enclosure를 고려하였다. 각각의 표면 방사율(ϵ)을 0.8로 가정하였으며, 관측계수(F)는 기하학적 형상을

고려하여, $A_i F_{ij} = A_j F_{ji}$ 와 $\sum_{j=1}^N F_{ij} = 1.0$ 두 조건을 만족시키도록 모델하였다.

V. 결과 및 토의

Table 1의 노심용기 표면온도를 경계조건으로 한 RELAP5 평가계산 결과, Water cooler에서 물의 질량유량은 6.844kg/s, 입구 및 출구 온도는 각각 50.2℃, 57.2℃로, 이에 따른 RCCS의 총 열제거량은 177.5kW로 계산되었다. Fig 4는 HTR-10의 노심용기, 원자로 압력용기, Water cooling tube의 축 방향 온도장에 대한 RELAP5 코드와 THERMIX 코드의 계산결과를 비교한 것이다. 열린 기호는 THERMIX 코드의 계산결과이고 닫힌 기호는 RELAP5 코드의 계산결과이다. 그림에서 보듯이, RELAP5의 온도분포가 THERMIX 결과와 비교 전체적으로 크게 낮은 것을 알 수 있다. 이는 Fig 4의 □ 기호로 나타낸 바와 같이, TECDOC-1163의 Benchmark Problem-I의 경계조건으로 제시된 노심용기 표면온도가 THERMIX 계산에 사용된 온도에 비하여 낮기 때문이다.

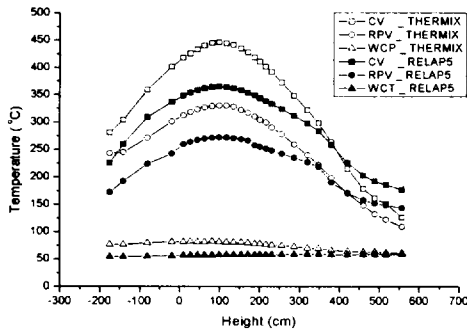


Fig. 4. Temperature field distribution. (boundary-Condition for CV surface Temperature of Table 1)

노심용기 표면온도의 경계조건을 일치시키기 위해서 THERMIX 결과로 제시된 그래프로부터 노심용기 표면온도를 역추적하여 RELAP5 입력을 수정하여 추가계산을 수행하였다. 그 결과 Water cooler에서 유량은 7.821 kg/s, 입구와 출구 온도는 각각 58.5℃, 66.9℃이며, RCCS의 총 열제거량은 218.9 kW로 계산되었다. Fig 5는 수정계산에 대한 RELAP5 온도장 계산결과를 THERMIX 코드의 계산결과를 비교한

것이다. 그림에서 보듯이, RELAP5 코드의 계산결과와 THERMIX 코드의 계산결과는 전체적으로 일치함을 알 수 있다. 원자로용기 표면 온도장의 경우, node를 조밀하게 나눈 중간부분에서는 두 코드의 결과가 일치하나, node의 간격이 큰 상단과 하단 부분은 최대 3.22%의 오차가 있다. Water cooling tube 온도장의 경우, 하단에서 최대 4.49%의 계산 오차가 있으나 높이가 증가됨에 따라 온도가 일치함을 알 수 있다.

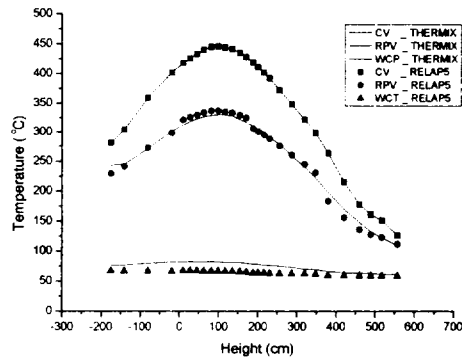


Fig. 5. Temperature field distribution. (boundary-Condition for corrected CV surface Temperature)

이러한 RELAP5와 THERMIX 코드의 온도장 계산 결과의 차이는 각 코드의 원자로 용기 및 공동에서의 복사 및 대류 열전달, 그리고, air cooler 2차측의 열전달 계산 모델의 차이에 기인하는 것으로 평가된다. Air cooler 2차측 열전달의 경우, RELAP5 코드는 열전달계수를 813.2 W/m²-K로, THERMIX 코드는 813.9 W/m²-K로 예측된다. 특히, Water cooling tube 및 Air cooler에서의 열전달 형태는 혼합 또는 자연 대류 형태로, 기존 코드에 내재한 단순화된 열전달 모델로는 예측능력에 문제점이 있음이 이미 밝혀진 바가 있다[2]. 원자로 공동에서 복사 및 대류 열전달량은 RELAP5의 경우 각 169.4 W와 49.5 W로, THERMIX의 경우 194.0 W와 21.0 W로 계산된다. 이러한 차이점 또한 각 코드에 내재한 복사 및 대류 열전달모델과 계통 모델링 방법의 차이에 기인한다.

VI. 결 론

RELAP5 코드를 이용하여 IAEA HTR-10 Benchmark Problem-I에 대한 평가계산을 수행하였다. RELAP5 계산결과는 기 보고된 THERMIX 결과와 비교 최대 오차범위 4.5% 정도로 잘 일치함을 알 수 있었다. 오차는 Water cooling panel과 Air cooler 등 설계자료 미비에 따른 단순화 모델링과 각 Component에서의 대류 및 복사열전달 해석능력의 차이에 기인하는 것으로 평가되었다. 특히, RCCS에 의한 원자로 여열제거에 원자로공동에서의 복사열전달이 매우 중요한 역할을 수행함을 알 수 있었다.

결론적으로, 고온가스로에 대한 코드의 해석능력 향상을 위하여 관련 대류 및 복사열전달 모델의 평가 및 개선이 요구된다.

참고문헌

- 1) Won-Jae Lee, et al, 2002, Development of Realistic Thermal-Hydraulic System Analysis Code, KAERI/RR-2235.
- 2) Won-Jae Lee, et al, 2004, Progress of Accident Analysis Codes Development for Gas-Cooled Reactors, BE-2004, ANS 2004 Embedded Meeting, to be published.
- 3) IAEA (International Atomic Energy Agency), 2000, Heat Transport and Afterheat Removal for Gas Cooled Reactors Under Accident Conditions, TECDOC-1163, Vienna, PP. 64-103.
- 4) Zuying Gao and Baoyan Lee, 1995, Definition and Solution of Benchmark Problem of 200kW Heatup Experiment of HTR-10, Institute of Nuclear Energy Technology, China.
- 5) Gao Zuying, Li Baoyan and Jiang Zhiqiang, 1994, Benchmark Problem Definition of HTR-10, Institute of Nuclear Energy Technology, China.
- 6) INET(Institute of Nuclear Energy Technology), Benchmark Problem of the HTR-10 Steady State Temperature Distribution for Full Power Initial Core. China.
- 7) Yuliang Sun and Yuanhui Xu, Relevant Safety Issues in Designing the HTR-10 Reactor, Institute of Nuclear Energy Technology, China.
- 8) Zuying Gao and Shi Lei, 2002, Thermal Hydraulic Transient analysis of the HTR-10, Institute of Nuclear Energy Technology, Nuclear Engineering and Design, PP. 65-80.
- 9) Zuying Gao, Shuyan He and Min Zhang, Afterheat Removal for HTR-10 Test Module under Accident Conditions, Institute of Nuclear Energy Technology, China.
- 10) E. M Sparrow and R. D. Cess, 1966, Radiation Heat Transfer, Belmont, CA: Brooks-Cole Publishing Co.