

## IAEA HTR-10 Benchmark Problem-I에 대한 RELAP5 평가계산

### RELAP5 Assessment to IAEA HTR-10 Benchmark Problem-I

김형석, 정범진

제주대학교

제주도 제주시 제주대학로 66

이원재, 정범동

한국원자력연구소

대전광역시 유성구 덕진동 150

#### 요 약

경수 및 중수형 원자로 계통열수력안전해석 코드인 RELAP5 코드의 고온가스로 RCCS (Reactor Cavity Cooling System)에 대한 해석능력 평가를 위하여, IAEA의 HTR-10 Benchmark Problem-I에 대한 코드 평가계산을 수행하였다. RELAP5 평가계산 결과는 고온가스로 열수력 해석 코드인 THERMIX 코드의 결과와 비교하여 최대오차 4.5% 내에서 전반적으로 일치하는 것으로 나타났다. 오차는 주로 복잡한 기하구조를 단순화한 부분과 Water cooler 및 Air cooler와 같은 고온가스로 Component에서의 열전달 해석능력의 차이에 기인하는 것으로 평가되었다. 특히, RCCS에 의한 원자로 여열 제거에 원자로공동에서의 복사열전달이 매우 중요함을 알 수 있었다. 결론적으로, 고온가스로에 대한 코드의 해석 능력 향상을 위하여 관련 대류 및 복사열전달 모델의 평가 및 개선이 요구된다.

#### Abstract

In order to evaluate the capability of RELAP5 code, a system thermal-hydraulic safety analysis code for water reactors, for the analysis of HTGR (High Temperature Gas Cooled Reactor) RCCS, an IAEA Benchmark Problem-I for the HTR-10 was assessed. Assessment results were compared with the results of THERMIX code, a thermal-hydraulic analysis code for HTGR. The calculated results showed good agreement with those by the THERMIX code with a maximum deviation around 4.5%. Deviation was evaluated to originate from the simplification of complicated geometry and from the modeling capability of heat transfer characteristics in the

HTGR components such as water cooler and 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.

## 1. 서론

최근 청정한 대체에너지원으로서 수소에 대한 관심이 증대되고 있다. 수소는  $\text{NO}_x$ ,  $\text{SO}_x$  등 대기오염 물질을 방출하지 않으며 기존의 석유, 천연가스등을 연료로 사용하는 에너지 시스템을 부분적으로 수정하여 활용할 수 있다는 측면에서 대체에너지원으로 주목 받고 있다. 원자력을 이용한 수소의 생산은 오래전부터 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 중심으로 발전해왔기 때문에 수소생산을 위한 고온가스로 부분에서는 초보적인 수준이다. 이에 따라 기존의 경수로 해석을 위해 개발된 코드가 가스로에도 적용이 가능한지 확인하고 보완하는 연구가 필요하다. 한국원자력연구소에서는 원자력연구·개발사업을 통하여 경수 및 중수로 안전해석코드인 MARS (Multi-dimensional Analysis of Reactor Safety)<sup>1</sup> 코드를 개발하고 있으며, 이와 병행하여 고온가스로 해석능력 확보를 위한 MARS 코드의 개선연구<sup>2</sup>를 수행하고 있다. 현재, 가스특성 및 가스 열전달 모델이 개선되었으며, 고온가스로의 RCCS 평가를 위하여 요구되는 복사열전달 모델의 보강이 진행중이다. 따라서, 본 연구에서는 경수 및 중수로 해석을 위하여 개발된 미국 USNRC (United States Nuclear Regulatory Commission)의 RELAP5 코드를 사용하여, IAEA HTR-10 Benchmark Problem-I인 RCCS 냉각능력에 대한 평가계산을 수행하였다. 본 문제에 대한 MARS 평가계산은 향후 복사열전달 모델이 완성되는 시점에서 수행될 것이다.

## 2. HTR-10

HTR-10은 중국 청화대학 원자력에너지기술연구소(INET: Institute of Nuclear Energy Technology)에서 개발, 운영중인  $10\text{MW}_{\text{th}}$ 급 펄베드형 고온가스실험로이다. 이 원자로는 피동형 안전원자로로서, 피복연료입자(Coated fuel particles)를 사용하므로 연료요소의 온도가  $1600^\circ\text{C}$ 까지 올라가더라도 핵분열 생성물을 연료입자에 가둘 수 있으며, 원자로 노심은 큰 음의 반응도를 가지므로 출력 과도거동에 대한 고유 안전성을 보유하고 있다. 특히, 원자로 사고 및 정지시 발생하는 여열(Afterheat)의 제거를 위하여 피동형 원자로공동냉각계통(RCCS: Reactor Cavity Cooling System)을 두어 고유안전성을 높인

원자로이다.

HTR-10의 원자로 계통은 그림 1에 나타난 바와 같이 원자로압력용기(Reactor Pressure Vessel), 증기발생기용기(Steam Generator Vessel) 그리고 원자로용기와 증기발생기용기를 연결시키는 고온기체 배관(Hot Gas Duct)으로 구성되어 있다. 열출력은  $10\text{MW}_{\text{th}}$ , 헬륨을 냉각재로 사용하며 입구 및 출구의 온도는 각각  $250^{\circ}\text{C}$ ,  $700^{\circ}\text{C}$  이고, 운전압력은  $3\text{MPa}$ 이다.

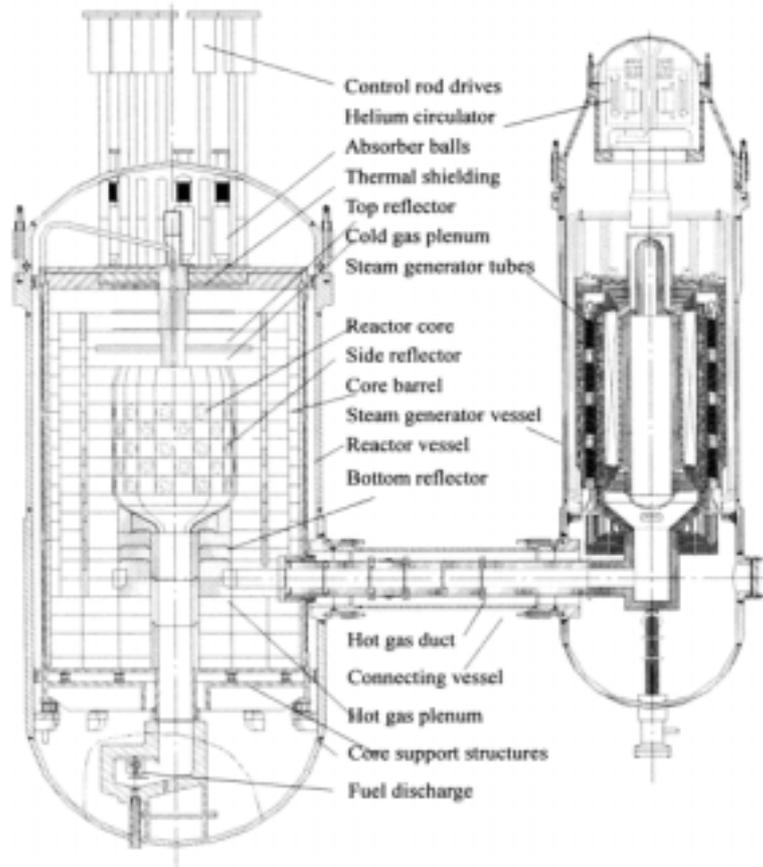
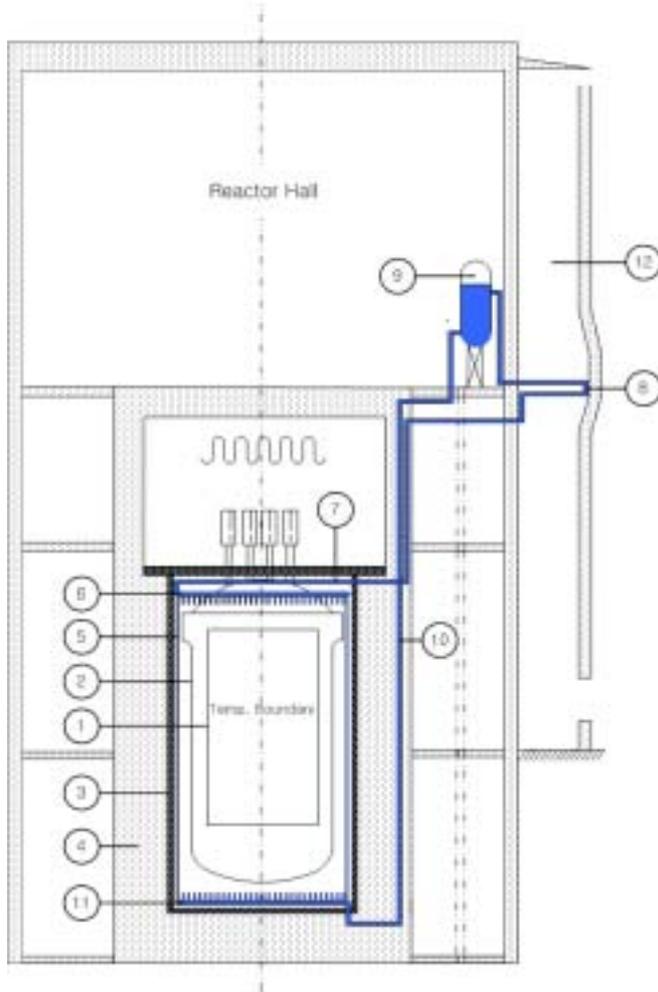


그림 1. HTR-10 주 계통.

HTR-10은 피동안전계통으로 RCCS 설계를 채택하고 있다. RCCS는 냉각재상실사고나 열상승사고 시 원자로의 여열을 제거하고, 정상운전 중 원자로 콘크리트 공동을 냉각하기 위한 목적으로 설계되었다. RCCS는 Water RCCS와 Air RCCS가 고안되어 있으나 HTR-10의 경우 Water RCCS 만을 채용하고 있다. 그림 2와 같이 RCCS는 독립된 두 개의 루프가 병렬로 배치되어 있으며, 하나의 루프는 원자로 공동 안에 존재하는 Cavity cooler, 굴뚝 채널에 존재하는 Air cooler 그리고 Cavity cooler와 Air cooler를 연결하는 배관으로 구성된다. 하나의 Cavity cooler는 원자로 공동의 안쪽 표면에 평행한 50개의 관으로 구성되어 있고 관의 위쪽은 상부환형관(Top circular plenum)에, 아래쪽은 하부환형관(Bottom

circular plenum)에 연결되어있다. 상부환형관은 연결관(Hot uprising tube)에 의해 Air cooling tube의 입구 쪽에 연결되고 Air cooling tube의 출구 쪽은 연결관(Cold 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

그림 2. HTR-10의 RCCS 구조 및 배치.

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

### 3. 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. 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.<sup>3</sup>

- 조 건 : 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 표 1과 같다.
- 해석량 : 1) Reactor vessel, Water cooler, Air cooler에서의 온도장  
 2) Water cooler에서 물의 질량유량

표 1. 열상승실험에서 노심용기 표면의 온도분포.

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

#### 4. 계통 모델링

HTR-10 열상승실험 모의를 위하여, 노심용기로부터 RCCS 계통까지를 그림 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.

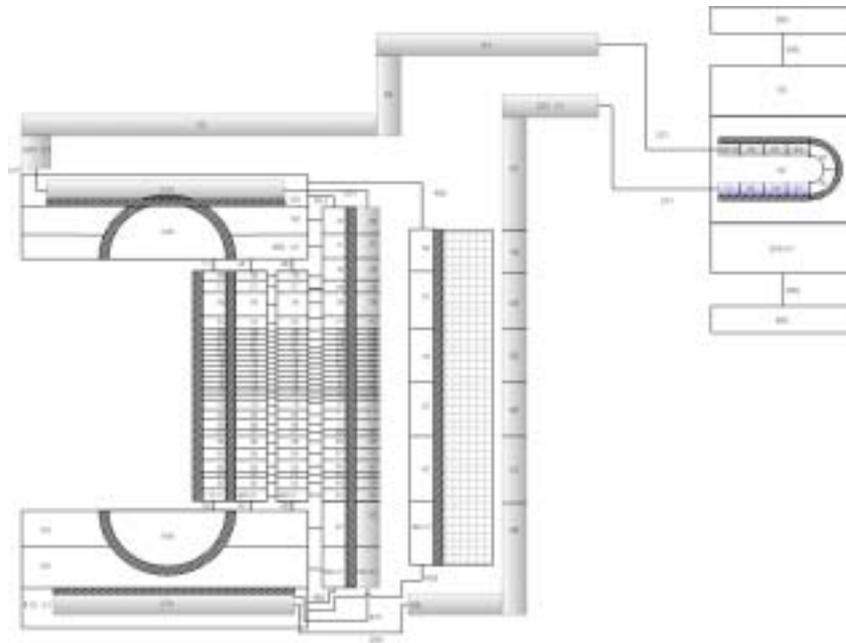


그림 3. HTR-10 열상승실험에 대한 Nodalization.

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 가정하였다. 경계조건으로 표 1에 제시된 온도를 노심용기 Heat structure의 내부 경계조건으로 고정시켰으며, Chimney로부터 Air cooler로 유입되는 공기의 온도를 30℃로 가정하였다.

계통의 열전달 모델은 RELAP5 코드의 해석능력 진단을 위하여 코드에 제공된 모델, 즉, 단상기체 열전달 모델 및 Air cooler 2차측의 경우 수평변들 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 shield 내부표면으로 구성된 총 2개의 Enclosure를 고려하였다. 각각의 표면 방사율( $\epsilon$ )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.

## 5. 결과 및 토의

표1의 노심용기 표면온도를 경계조건으로 한 RELAP5 평가계산 결과, Water cooler에서 물의 질량유량은 6.844kg/s, 입구 및 출구 온도는 각각 50.2°C, 57.2°C로, 이에따른 RCCS의 총 열제거량은 177.5kW로 계산되었다. 그림 4는 HTR-10의 노심용기, 원자로 압력용기, Water cooling tube의 축 방향 온도장에 대한 RELAP5 코드와 THERMIX 코드의 계산 결과를 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 그림 4의 □ 기호로 나타낸 바와 같이, TECDOC-1163의 Benchmark Problem-I의 경계조건으로 제시된 노심용기 표면온도가 THERMIX 계산에 사용된 온도에 비하여 낮기 때문이다.

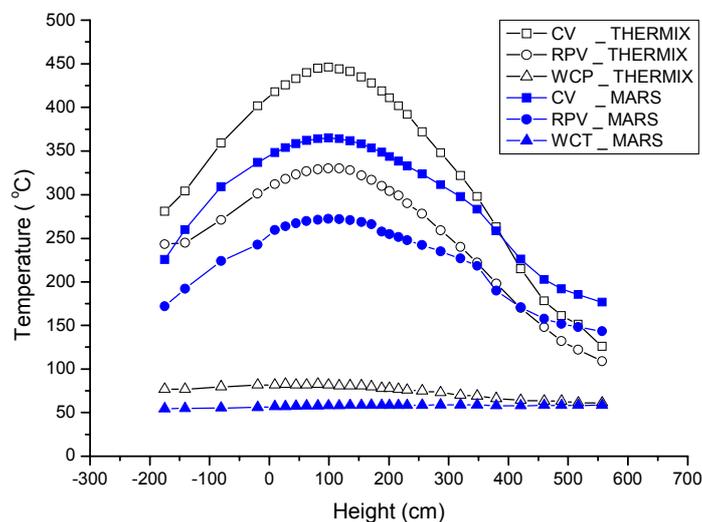


그림 4. 온도장 분포 (표 1의 노심용기 표면온도 경계조건)

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 °C, 66.9 °C 이며, RCCS의 총 열제거량은 218.9 kW로 계산되었다. 그림 5는 수정계산에 대한 RELAP5 온도장 계산결과를 THERMIX 코드의 계산결과를 비교한 것이다. 그림에서 보듯이, MARS 코드의 계산결과와 THERMIX 코드의 계산결과는 전체적으로 일치함을 알 수 있다. 원자로용기 표면온도장의 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.

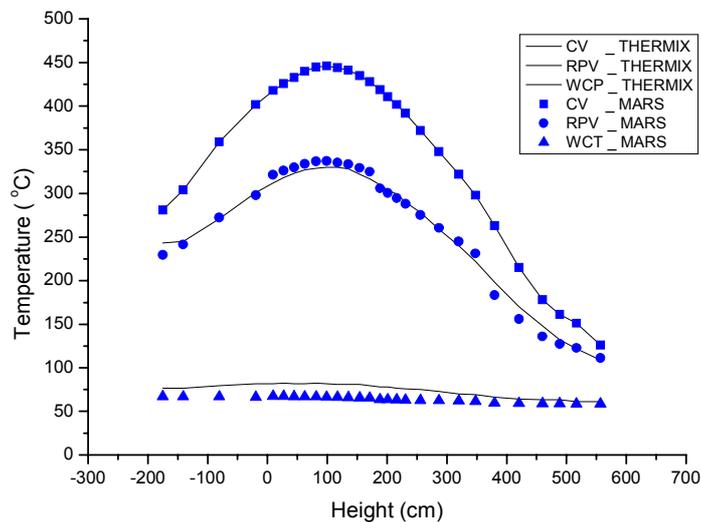


그림 5. 온도장 분포 (수정된 노심용기 표면온도 경계조건)

이러한 RELAP5와 THERMIX 코드의 온도장 계산결과의 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  $813.2 \text{ W/m}^2\text{-K}$ 로, THERMIX 코드는  $813.9 \text{ W/m}^2\text{-K}$ 로 예측된다. 특히, Water cooling tube 및 Air cooler에서의 열전달 형태는 혼합 또는 자연대류 형태로, 기존 코드에 내재한 단순화된 열전달 모델로는 예측능력에 문제점이 있음이 이미 밝혀진 바가 있다<sup>2</sup>. 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.

## 6. 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, "Development of Realistic Thermal-Hydraulic System Analysis Code, KAERI/RR-2235 (2002)
2. Won-Jae Lee, et al, "Progress of Accident Analysis Codes Development for Gas-Cooled Reactors", BE-2004, ANS 2004 Embedded Meeting, to be published (2004)
3. IAEA (International Atomic Energy Agency), Heat Transport and Afterheat Removal for Gas Cooled Reactors Under Accident Conditions, TECDOC-1163, Vienna, 64-103 (2000).
4. Zuying Gao and Baoyan Lee, "Definition and Solution of Benchmark Problem of 200kW Heatup Experiment of HTR-10," Institute of Nuclear Energy Technology, China (1995).
5. Gao Zuying, Li Baoyan and Jiang Zhiqiang, "Benchmark Problem Definition of HTR-10," Institute of Nuclear Energy Technology, China (1994).
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, "Thermal Hydraulic Transient analysis of the HTR-10" Institute of Nuclear Energy Technology, Nuclear Engineering and Design 65-80 ( 2002).
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 nad R. D. Cess, "Radiation Heat Transfer" , Belmont, CA: Brooks-Cole Publishing Co., (1966).