

고온가스로 원자로공동냉각계통(RCCS)에 대한 MARS Code 적용성 평가

강두혁 · 김형석* · 정법진†

제주대학교 에너지공학과, *한국과학재단

(2005년 8월 1일 접수, 2005년 11월 30일 채택)

MARS Code Applicability Assessments for the HTGR RCCS

Doo-Hyuk Kang, Hyung-Seok Kim* and Bum-Jin Chung†

Department of Nuclear & Energy Engineering, Cheju National University, Jeju, Korea

*Korea Science and Engineering Foundation, Taejon, Korea

(Received 1 August 2005, Accepted 30 November 2005)

요 약

경수 및 중수로 원자로계통에 대한 열수력 안전해석을 위해 개발된 MARS 코드가 고온가스로에 적용될 수 있을지 확인하기 위하여 IAEA TECDOC-1163에서 제시된 고온가스로 원자로공동냉각계통에 대한 Benchmark problem을 평가계산 하였다. HTR-10과 HTTR의 MARS 코드 계산결과를 기 보고된 THERMIX 코드와 THANPACST2 코드의 계산결과 그리고 가용한 실험결과와 비교한 바, 최대 오차범위 4.5% 정도로 전반적으로 일치하는 것으로 나타났다. 오차의 주요 원인은 복잡한 기하학적 구조를 단순하게 모델링한 부분과 MARS 코드에서 모사하기 어려운 냉각기, 공기냉각기와 같은 고온가스로 Component에서 발생하였다. 경수형 원자로에서는 중요하게 고려하지 않았던 복사열전달이 고온가스로 원자로공동에서는 붕괴열 제거에 중요한 역할을 수행하는 것으로 나타났다. 결론적으로, 본 연구를 종합하여 볼 때 MARS 코드는 고온가스로 원자로공동냉각계통의 냉각능력을 잘 모사하고 있으며 향후 수소생산용 고온가스로 개발에 있어서 안전해석 코드로서의 역할을 충분히 수행할 수 있을 것으로 판단된다.

주요어 : 고온가스로, 원자로공동냉각계통, 열수력, MARS

Abstract — In this study, the IAEA Benchmark problems for HTR-10 and HTTR RCCS were assessed in order to assess the applicability of MARS code, a thermal-hydraulic safety analysis code developed for water reactors. The calculated results were compared with those of THERMIX, THANPACST2 code, and available experimental data. The calculated results showed generally good agreements with those obtained by the THERMIX code and THANPACST2 code. Deviations were analyzed to be originated 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 in the RCCS. Thus, it is concluded that MARS code can be successfully applied to the calculation of the RCCS cooling capability of the HTGR in this study.

Key words : HTGR, RCCS, Thermal hydraulics, MARS

†To whom correspondence should be addressed.

Cheju National University, Jeju, Korea

Tel: 064-754-3644

E-mail: bjchung@cheju.ac.kr

1. 서 론

산업화가 진행되고 삶의 질적 향상에 대한 요구가 증가됨에 따라 에너지 과소비형 사회구조로의 전환은 필연적이다. 화석연료를 기초로 하는 산업구조는 화석연료의 고갈과 대기오염, 지구 온난화 등의 문제를 초래하고 있다. 이를 극복하기 위해 최근 청정한 대체에너지원으로서 수소에 대한 관심이 증대되고 있다. 수소는 화석연료와는 달리 지구환경오염물질(CO₂, NO_x, SO_x)의 배출 없이 기존의 석유, 천연가스 등을 연료로 사용하는 에너지 시스템을 부분적으로 수정하여 활용할 수 있다는 측면에서 미래의 유망한 청정에너지로서 부각되고 있다. 특히 원자력을 이용한 수소의 생산은 오래전부터 그 가능성이 모색되어 왔으며 전기에너지 저장방법의 일환으로 고려된 바 있다. 최근 우리나라에서도 2020년 원자력수소생산용 원자로의 상용화를 목표로 고온가스로 개발 연구에 착수한 바 있다^[1].

우리나라의 경우 가압경수로와 가압중수를 중심으로 기술을 발전시켜온 바, 이들에 대해 노심과 안전 및 성능 해석을 신뢰성 있게 수행할 수 있는 능력을 보유하고 있고 사고해석 방법론 및 체계구축 등에 대한 실제 경험이 풍부하며 최적 노심 및 열수력 계통 해석코드의 국산화 기술력이 축적되어 있다. 그러나 현재까지 국내에서는 가스로에 대한 관심이 없었던 관계로 이에 관한 안전해석 방법론 및 관련 전산코드에 대한 개발과 이해가 부족하다. 따라서 기존의 경수로 해석을 위해 개발된 코드가 가스로에도 적용이 가능한지 확인하고 보완하는 연구가 필요하다.

한국원자력연구소에서는 원자력연구개발사업을 통하여 경수 및 중수로 안전해석코드인 MARS(Multi-dimensional Analysis of Reactor Safety)^[2] 코드를 개발하고 있으며, 이와 병행하여 고온가스로 해석능력 확보를 위하여 MIT(Massachusetts Institute of Technology)와 공동으로 MARS 코드의 개선연구를 수행하고 있다. 현재, 가스특성 및 가스 열전달 모델이 개선되었으며, 고온가스로의 원자로공동냉각계통(RCCS : Reactor Cavity Cooling System) 평가를 위하여 요구되는 복사열전달 모델이 보강되고 있다^[3].

본 연구에서는 이러한 MARS 코드의 고온가스로 적용 연구의 일환으로 IAEA TECDOC-1163에 제시된 HTR-10(High Temperature gas cooled Reactor test module)과 HTTR(High Temperature engineering Test Reactor) 원자로공동냉각계통의 냉각능력에 대하여 평가계산을 수행하였다.

2. 고온가스로

2-1. HTR-10

2-1-1. HTR-10 개요

HTR-10은 중국 칭화대학 원자력에너지기술연구소

(INET : Institute of Nuclear Energy Technology)에서 개발·운영중인 10 MW급 펄스베드형 고온가스실험로이다. 이 원자로는 피복연료입자(Coated fuel particles)를 사용하며 중대사고시 피복연료입자의 온도가 1600°C 이하로 유지되어 핵분열 생성물의 방출을 억제할 수 있는 피동안전로이다. 또한, 원자로 노심은 높은 음의 반응도를 갖기 때문에 출력 과도거동에 대한 고유안전성을 보유하고 있으며, 원자로 사고 및 정지시 발생하는 여열(Afterheat)의 제거를 위하여 피동형 원자로공동냉각

Table 1. HTR-10 Specification.

Parameter	HTR-10
Thermal power (MW)	10
Primary helium pressure (MPa)	3.0
Inlet helium temperature (°C)	250
Outlet helium temperature (°C)	700
Primary coolant flow rate (kg/s)	4.3
Outlet steam pressure at the S.G. (MPa)	4.0
Outlet steam temperature at the S.G. (MPa)	440
Second steam flow rate (kg/s)	3.47
Core volume (m ³)	5.0
Core diameter (m)	1.80
Core height (avg.) (m)	1.97
H/D Ratio	1.09
Diameter of fuel element (cm)	6
Number of fuel elements	27,500
Burn-up (avg.) (MWd/t)	80,000

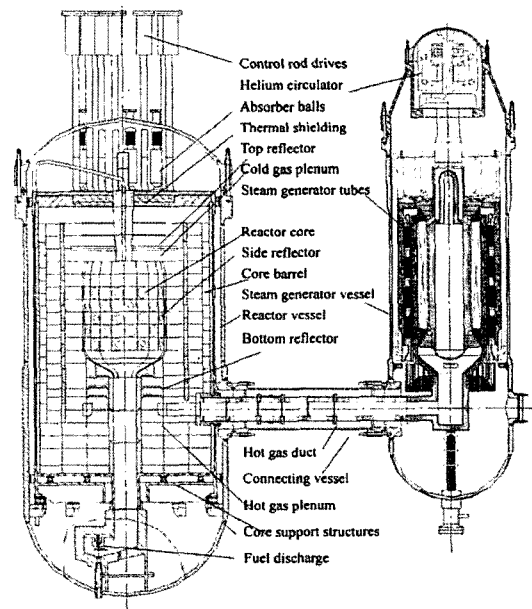


Fig. 1. Cross-section of HTR-10 primary system.

계통을 갖추고 있다. Table 1은 HTR-10의 주요 설계요소를 나타낸다.

HTR-10의 원자로 계통은 Fig. 1에 나타난 바와 같이 원자로압력용기(Reactor pressure vessel), 증기발생기용기(Steam generator vessel) 그리고 원자로압력용기와 증기발생기용기를 연결시키는 고온기체 배관(Hot gas duct)으로 구성되어 있다. 원자로는 헬륨을 냉각재로 사용하며 10 MWth의 열출력을 발생하며 입구 및 출구의 온도는 각각 250°C, 700°C이고, 운전압력은 3 MPa이다.

2-1-2. HTR-10 RCCS

HTR-10은 피동안전계통으로 원자로공동냉각계통 설계를 채택하고 있다. 원자로공동냉각계통은 냉각재상실 사고나 열상승사고시 원자로의 여열을 제거하고, 정상운전 중 원자로 콘크리트 공동을 냉각하기 위한 목적으로 설계되었다. 원자로공동냉각계통은 수냉형 원자로공동냉각계통(Water RCCS)과 공냉형 원자로공동냉각계통(Air RCCS)이 고안되어 있으나 HTR-10의 경우 수냉형 원자로공동냉각계통만을 채택하고 있다. Fig. 2와 같이 원자로공동냉각계통은 독립된 두 개의 루프가 병렬로 배치되어 있으며, 하나의 루프는 원자로 공동 안에 존재하는 공동냉각기(Cavity cooler), 굴뚝 채널에 존재하는 공기냉각기(Air cooler) 그리고 공동냉각기와 공기냉각기를 연결

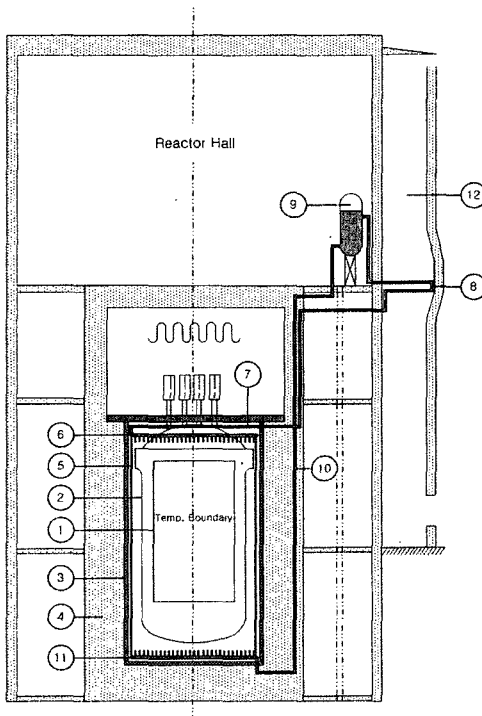
하는 배관으로 구성된다. 하나의 공동냉각기는 원자로 공동의 안쪽 표면에 평행한 50개의 관으로 구성되어 있고 관의 위쪽은 상부원형공관(Top circular plenum)에, 아래쪽은 하부원형공관(Bottom circular plenum)에 연결되어 있다. 상부원형공관은 연결관(Hot uprising tube)에 의해 공기냉각관(Air cooling tube)의 입구 쪽에 연결되고 공기냉각관의 출구 쪽은 연결관(Cold downcoming tube)에 의해 하부원형공관에 연결되어 하나의 루프를 이루게 된다.

따라서 원자로 노심의 여열은 원자로공동냉각계통에서 물과 공기의 자연대류에 의해 냉각된다. 원자로 노심으로부터 나온 열은 복사와 대류에 의해 공동냉각기에 전해지고 공동냉각기 내부의 물 온도가 상승함에 따라 밀도는 감소하게 된다. 밀도가 감소한 물은 부력이 발생하여 연결관(Hot uprising tube)을 따라 공기냉각기까지 올라가게 된다. 그 물은 공기냉각기를 지나면서 굴뚝의 찬 공기에 의해 냉각되고 밀도는 증가한다. 밀도가 증가된 물은 연결관(Cold downcoming tube)을 따라 하부원형공관까지 내려오게 된다.

2-2. HTRR

2-2-1. HTRR 개요

HTRR은 일본 오아라이 원자력연구소에서 개발, 운영



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.

Table 2. Specification of HTTR.

Parameter	HTTR
Thermal Power	30 MW
Coolant	Helium Gas
Inlet/Outlet Coolant Temperature	395°C/850°C~950°C
Primary Coolant Pressure	4 MPa
Core Material	Graphite
Core Height	0.29 m
Core Diameter	0.23 m
Reactor Pressure Vessel Height	13.2 m
Reactor Pressure Vessel Diameter	5.5 m
Average Power Density	2.5 MW/m ³
Fuel	Low Enriched UO ₂
Fuel Assembly Type	Prismatic Block
Uranium Enrichment	3~10% (Average : 6%)
Reactor Pressure Vessel	Steel (21/4Cr-Mo)
Number of Main Cooling Loop	1

중인 30 MWth급 고온가스냉각 실험로이다. 이 원자로
는 HTR-10과 마찬가지로 피복핵연료입자(Coated fuel
particles)를 사용하며 흑연(Graphite) 감속재와 헬륨 냉
각재로 구성되어 있고 저출력밀도 노심이어서 고도의 고
유안전성을 달성할 수 있다. 원자로 사고 및 정지시 발
생하는 여열의 제거를 위하여 피복형 원자로공동냉각계
통을 두어 고유안전성을 높인 원자로이다. 특히, 원자로
출구에서 850°C 이상의 온도를 갖는 냉각재는 증기 및
가스터빈 고효율발전뿐만 아니라 수소제조 및 합성연료
제조공정에 이용할 수 있다.

HTTR의 주요 계통으로는 원자로격납용기 내에 원자
로압력용기와 1차측 헬륨냉각재와 2차측 헬륨냉각재를
연결시키는 중간열교환기(Intermediate heat exchanger)
그리고 헬륨 순환기가 있으며, 원자로냉각계통은 주 냉
각계통, 보조 냉각계통, 압력용기 냉각계통으로 구성되
어 있다. 정상운전시 열출력은 30 MWth이고 운전압력
은 4 MPa로써 헬륨을 냉각재로 사용하고 있으며 입구
온도는 395°C이다. 출구의 온도는 운전모드에 따라 달
라지며 정격운전인 경우 850°C이고 고온실험운전인 경
우 950°C이다⁴⁾. 주요한 사양들은 Table 2에 나타내었다.

2-2-2. HTTR RCCS

Fig. 3은 HTTR 원자로공동냉각계통을 모의하기 위하
여 일본에서 수행한 실험장치 이다. 실험장치는 원자로
압력용기(Pressure vessel), 가스공급기(Gas supply), 진
공펌프계통(Vacuum pump systems), 냉각수공급기(Water
supply) 그리고 원자로압력용기를 둘러싸고 있는 냉각패
널(Water cooling panel)로 이루어져 있다.

원자로압력용기는 상부헤드(Upper head), 측면용기(Side
shell), 하부용기(Lower shell), 4개의 지지대(Legs)로 구
성되어 있다. 19개의 제어봉구동장치(Standpipe)는 상부

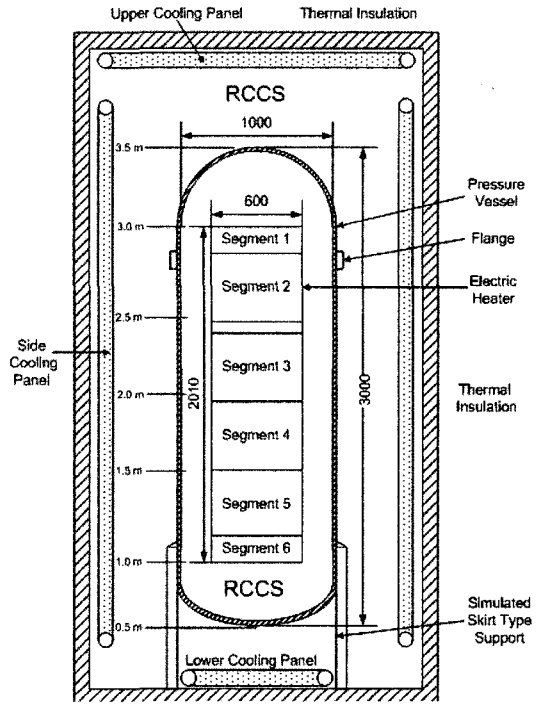


Fig. 3. Schematic of HTTR RCCS mockup.

헤드위에 고정되어 있고 개요도에는 나타내지 않았다. 냉
각패널은 상부, 하부, 측면의 세 부분으로 나누어져 있
으며 각각의 냉각패널은 22, 12, 88개의 냉각관(Cooling
tube)으로 이루어져 있다. 냉각수(Cooling water)는 두 개
의 냉각수공급펌프(Water supply pump)에서 공급된다.
그리고 물과 공기는 냉각패널에서 순환된다.

냉각관과 원자로압력용기의 표면은 열방출율(Thermal
emissivity)을 일정하게 하기 위해 검정색으로 도색 되었고,
냉각패널은 KAOWOOL 절연체로 둘러싸여 있다. 실험
장치에서 노심을 모의하기 위해 나선형 니크롬 코일
로 구성된 6개의 히터(Heater segment)는 환형의 세라
믹 판에 감싸져 있다. 세라믹 판 중심에는 차단체가 있
어서 자연대류가 일어날 가능성을 배제하였다. 실험에서
는 열전달 특성에 관한 가스압력의 효과를 알아보기 위
해 진공상태(1.3 Pa)에서부터 1.0 MPa까지 다양한 압력
을 주었다.

3. Benchmark Problems

IAEA는 IWGGCR(International Working Group on
Gas Cooled Reactors)에서 수행된 “사고조건에서 가스
냉각로에 대한 열전달과 여열제거”라는 공동연구를 통
하여 기존 가스냉각로에 대한 연구결과를 종합하여

TECDOC-1163을 발간하였다^[5]. TECDOC-1163에는 원자로공동냉각계통에 의한 여열제거와 관련하여 다양한 Benchmark problem을 제시하고 있다.

3-1. HTR-10 benchmark problem

본 연구에서는 열상승 실험조건에 대한 HTR-10 Benchmark problem-I을 선정하여 MARS 코드의 해석 능력을 평가하였다. 본 문제는 블라인드(Blind) 평가계산으로, 노심용기 표면의 온도를 경계조건으로 사용하여 노심에서 생성된 열이 원자로공동냉각계통에 의해 충분히 제거될 수 있는지를 평가하고, 그 결과를 비교하는 것이다. 본 연구에서는 중국이 제시한 THERMIX 코드의 결과와 MARS 코드로 계산된 결과를 비교하였다. 본 문제의 경계조건과 비교 대상으로 선정된 주요 열수력 변수는 다음과 같다^[5].

○ 조건 :

- 1) 두 개의 냉각기(Water cooler)는 모두 작동중이다.
- 2) 헬륨 송풍기는 꺼져있고 일차 계통의 작동압력은 1 bar이다.
- 3) 원자로 출력은 약 200 kW이다.
- 4) 노심용기 표면의 온도분포는 Table 4와 같다.

○ 해석량 :

- 1) 원자로압력용기, 냉각기, 공기냉각기에서의 온도장.
- 2) 냉각기에서 물의 질량유량.

3-2. HTTR benchmark problem

HTTR의 경우 원자로공동냉각계통 모의실험에 대한 2가지 평가계산을 수행하였다. 위 2가지 Benchmark problems 및 경계조건(Table 3)과 비교 대상으로 선정된 주요 열수력변수는 다음과 같다.

○ Benchmark problems

Table 3. Detailed condition of the experiments.

Benchmark Problem	(I)	(II)
Gas in Pressure Vessel	Vacuum	He
Gas in RCCS	Ambient Air	He
Pressure (MPa)	1.3e-6	0.73
Heat input		
Total input (kW)	13.14	28.79
Heater segment		
No. 1 (kW)	1.01	1.16
No. 2	2.31	3.11
No. 3	2.64	3.52
No. 4	2.46	5.10
No. 5	3.76	10.42
No. 6	0.96	5.49
Cooling panel	Water	Water
Stand pipes	No	No

Table 4. Surface temperature distribution of CV at heatup experiment.

Node	Height (m)	Temp. (K)	Node	Height (m)	Temp. (K)
1	0.4	449.75	15	0.18	626.7
2	0.44	58.55	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

1. 노심을 모의하기 위한 6개의 히터는 On 상태에 있고, 원자로 압력용기(Reactor Pressure Vessel) 안은 진공상태이다.

2. 노심을 모의하기 위한 6개의 히터는 On 상태에 있고, 원자로 압력용기(Reactor Pressure Vessel) 안은 헬륨가스가 채워져 있는 상태이다.

○ 해석량 :

- 1) 원자로압력용기, 냉각기, 공기냉각기에서의 온도장.
- 2) 냉각기에서 물의 질량유량.

본 문제는 노심용기 표면의 열출력을 경계조건으로 사용하여 노심에서 생성된 붕괴열이 원자로공동냉각계통에 의해 충분히 제거될 수 있는지를 평가하고 그 결과를 비교하는 것이다.

4. 계통모델링

원자로 안전해석 최적 열수력 계통코드인 MARS 코드는 일차원 열수력 계통코드인 RELAP5/MOD3와 다차원 원자로 용기의 열수력 분석코드인 COBRA-TF를 통합하여 하나의 분석체계를 구축한 코드로서 한국원자력연구소에서 개발되어 현재는 MARS3.0a까지 수정작업이 이루어졌다. 따라서 MARS 코드 내에서 RELAP5/MOD3는 일차원 모듈로 작용하며 COBRA-TF는 삼차원 모듈로 작용한다. MARS 코드는 두 독립적인 코드가 하나의 통합코드체계에서 병렬적으로 계산을 수행하므로 계통의 특정 부분을 자세히 보기 위하여 삼차원 모듈을 일차원 모듈과 함께 사용하여 해석을 수행할 수 있다^[6]. 본 연구에서는 MARS3.0 버전을 사용하여 모델링하였다.

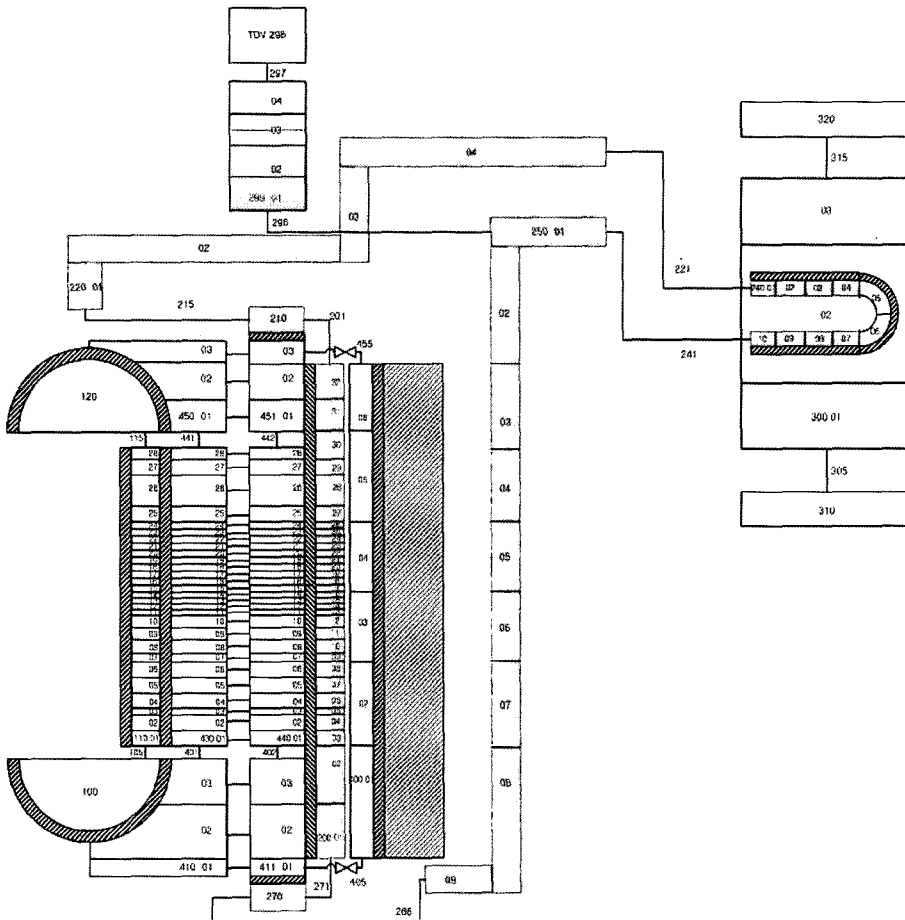


Fig. 4. Nodalization for HTR-10.

4-1. HTR-10 모델링

HTR-10의 열상승실험 모의를 위하여 Fig. 4와 같이 노심용기로부터 원자로공동냉각계통까지를 일차원적으로 모델링 하였다. 계통을 원자로, 원자로공동, 냉각루프(Cooling water loop), 그리고 굴뚝(Chimney)의 4가지 시스템으로 구성 하였으며, 각 시스템간의 열전달은 Heat structure를 사용하여 모델링 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.

본 연구에서 경계조건으로 Table 4에 제시된 온도를 노심용기 Heat structure의 내부 경계조건으로 고정시켰으며, 굴뚝으로부터 공기냉각기로 유입되는 공기의 온도

를 30°C로 가정하였다.

계통의 열전달 모델은 MARS 코드의 해석능력 진단을 위하여 코드에 내장된 모델, 즉, 단상기체 열전달 모델 및 공기냉각기 2차측의 경우 수평반돌 열전달 모델을 적용하였다. 공기냉각기 2차측의 복잡한 구조에서 발생하는 자연대류 열전달을 비교적 간단한 기하구조로 모사하기 위하여 열전달계수에 Fouling factor를 적용하였다. 또한, 복사열전달을 모의하기 위하여 3가지 Enclosure 개념을 적용하였다¹⁷⁾: ① 노심용기 외부표면과 원자로용기 내부표면으로 구성된 Enclosure, ② 원자로용기 외부표면과 냉각관(Water cooling tube) 외부표면, ③ 냉각관(Water cooling tube) 외부표면과 열 차폐체(Thermal shield) 내부표면. 각각의 표면 방사율(ϵ)을 0.8로 가정하였으며, 관측계수(View factor)는 NEVADA 코드로부터 얻은 데이터를 이용하여 아래 두 조건을 만족시키도록 모델링 하였다¹⁸⁾.

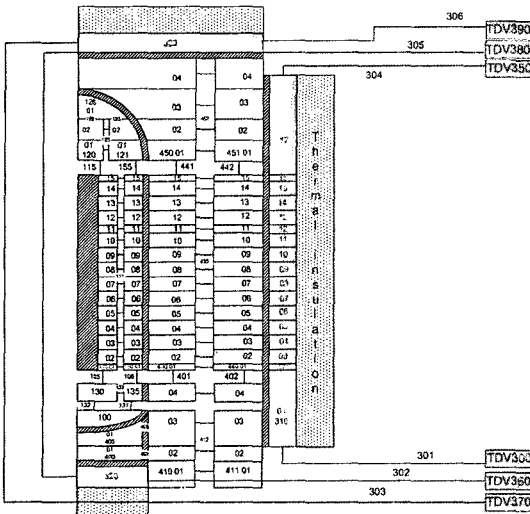


Fig. 5. Nodalization for HTR Mock-up facility.

$$A_i F_{ij} = A_j F_{ji}, \sum_{j=1}^N F_{ij} = 1.0 \quad (1)$$

4-2. HTR 모델링

사고조건에서는 여열을 제거하는 원자로공동냉각계통과 원자로용기 냉각계통(Water cooling system)의 2가지 원자로냉각계통만이 작동한다. 따라서 HTR RCCS Mockup을 모의하기 위하여 Fig. 5와 같이 노심용기에서부터 원자로공동냉각계통까지 일차원적으로 모델링하였다. 계통을 원자로, 원자로공동, 냉각패널 등 3개의 시스템으로 구성하였으며, 각 시스템간의 열전달은 Heat structure를 사용하여 모델링 하였다. 계통을 총 111개의 Volume과 148개의 Junction으로 구성하였으며, 노심을 모의하기 위한 Heater segment를 축 방향으로 15개의 Volume으로 나누었다. 노심과 원자로압력용기 사이의 공동부분은 대류를 모의하기 위해 원자로 반경 방향으로 2개의 Annulus component로 모델링 하였고 각각의 Annulus component는 Multiple junction으로 연결하였다. 그리고 원자로압력용기와 냉각패널 사이의 공동부분도 원자로압력용기 공동과 마찬가지로 2개의 Annulus component로 모델링 하였다. Heat structure는 총 89개로 구성하였으며 열전달은 267개의 Mesh point를 통하여 Left boundary condition에서부터 Right boundary condition 쪽으로 일어나도록 하였다.

또한 경계조건으로 Table 5에 제시된 열출력을 노심용기 Heat structure의 내부 경계조건으로 고정시켰으며 냉각관으로 유입되는 유체의 온도를 25°C로 유지시켰다. 복사열전달 부분에 대한 모의는 HTR-10과 동일한 방법

Table 5. Surface power distribution of heater segments.

Node	Height (m)	Power (kW)	Node	Height (m)	Power (kW)
1	0.065	5.49	9	0.15	1.17
2	0.15	3.47	10	0.15	1.17
3	0.15	3.47	11	0.08	0.0
4	0.15	3.47	12	0.15	1.04
5	0.15	1.7	13	0.15	1.04
6	0.15	1.7	14	0.15	1.04
7	0.15	1.7	15	0.065	1.16
8	0.15	1.17			

론으로 모델링 하였다.

5. 결과 및 토의

5-1. HTR-10 결과 및 토의

Table 4의 노심용기(CV; Core Vessel) 표면온도를 경계조건으로 한 MARS 코드의 평가계산 결과, 냉각패널(WCP; Water Cooling Panel)에서 유량은 7.821 kg/s이고 입구와 출구 온도는 각각 58.5°C, 66.9°C이며, 원자로공동냉각계통의 총 열제거량은 218.9 kW로 계산되었다. Fig. 6은 MARS 코드의 온도장 계산결과를 THERMIX 코드^[6]의 계산결과와 비교한 것이다. 그림에서 보듯이, MARS 코드의 계산결과와 THERMIX 코드의 계산결과와 전반적으로 유사한 경향을 보인다.

원자로압력용기(RPV; Reactor Pressure Vessel) 표면 온도장의 경우, 노드(node)를 조밀하게 나눈 중간부분에서는 두 코드의 결과가 일치하나, 노드의 간격이 큰 상단과 하단 부분은 최대 3.22%의 오차가 있다. 냉각패널 온도장의 경우, 하단에서 최대 4.49%의 계산 오차가 있으나 높이가 증가됨에 따라 온도가 일치함을 알 수 있다. 이러한 MARS 코드와 THERMIX 코드의 온도장 계

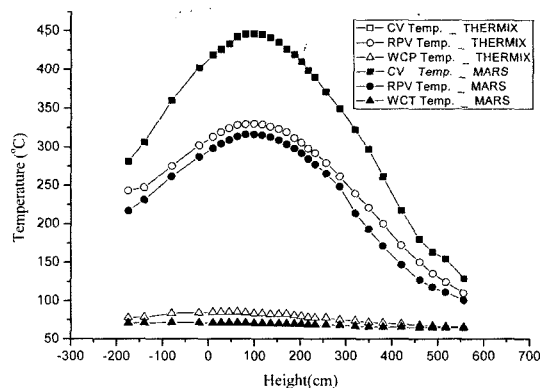


Fig. 6. Temperature field distribution.

산결과의 차이는 각 코드의 원자로압력용기 및 원자로 공동에서의 복사 및 대류 열전달, 그리고, 공기냉각기 2차측의 열전달 계산 모델의 차이에 기인하는 것으로 평가된다. 공기냉각기 2차측 열전달의 경우, MARS 코드는 열전달계수를 $813.2 \text{ W/m}^2\cdot\text{K}$ 로, THERMIX 코드는 $813.9 \text{ W/m}^2\cdot\text{K}$ 로 예측되었다. 원자로 공동에서 복사 및 대류 열전달량은 MARS 코드의 경우 각 169.4 kW 와 49.5 kW , THERMIX 코드의 경우 194.0 kW 와 21.0 kW 이다. 이러한 차이점 또한 각 코드에 내재한 복사 및 대류 열전달모델과 계통모델링 방법의 차이에 기인한다.

5-2. HTTR 결과 및 토의

Table 5의 노심용기 표면 열출력을 경계조건으로 한 MARS 코드 평가계산 결과, 냉각패널에서 물의 질량유량은 2.778 kg/s 이고, 입구 및 출구 온도는 각각 26°C 와 33°C 로 나타났다. Fig. 7은 benchmark problem I(Vacuum in a pressure vessel at 1.3 Pa)에 대한 노심용기, 원자로압력용기, 냉각패널의 축 방향 온도장에 대한 MARS 코드와 실험데이터, 그리고 THANPACST2 코드^[6]의 계산결과를 비교한 것이다. 열린 기호는 실험데이터의 계산결과이고 닫힌 기호는 MARS 코드의 계산결과이며 체크 기호는 THANPACST2 코드의 계산결과이다. Fig. 7에서 MARS 코드의 계산결과는 실험데이터와 대체적으로 일치하고 있다.

그러나 원자로압력용기 2.8 m 높이의 플랜지(Flange) 부분에서 MARS 코드 온도분포가 실험데이터 보다 높게 나타났다. 실제로, 실험장치 플랜지에서는 열손실이 일어나는데 반하여 MARS 코드 모델링과정에서는 플랜지 노드(Flange node)를 모사하지 않았기 때문에 열손실이 일어나지 않았다.

Fig. 8은 benchmark problem II(Helium in a pressure

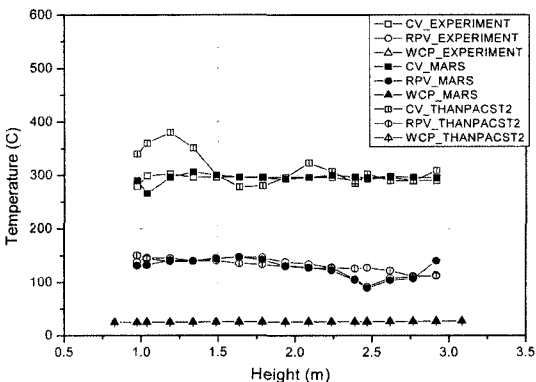


Fig. 7. Temperature field distribution benchmark problem I.

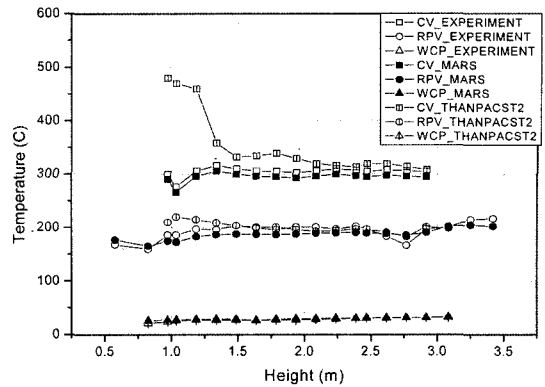


Fig. 8. Temperature field distribution benchmark problem II.

vessel at 0.73 MPa)에 대한 노심용기, 원자로압력용기, 냉각패널의 축방향 온도장에 대한 MARS 코드와 실험데이터 및 THANPACST2 코드의 계산결과를 비교한 것이다. 열린 기호는 실험데이터의 계산결과이고 닫힌 기호는 MARS 코드의 계산결과이며 체크 기호는 THANPACST2 코드의 계산결과이다. MARS 코드로 계산된 온도장이 전반적으로 실험데이터의 결과를 따르고 있지만 오차가 발생한 부분도 나타났다. 그림 8에서 MARS 코드의 결과가 실험데이터에 비해 노심용기와 원자로압력용기 부분에서 대체적으로 10°C 에서 15°C 정도 낮게 나타나는 것을 볼 수 있다. 이는 온도차이가 크지 않아 계산결과는 일치하는 것으로 판단된다.

또한 원자로압력용기 상단부분에서 온도의 차이가 크게 나타나는 것을 볼 수 있는데 이는 원자로압력용기의 플랜지부분을 모사하지 않은 것에 따른 핀 효과(Fin effect) 때문인 것으로 생각된다. MARS 코드에서 계산된 원자로압력용기 하부헤드(Lower head) 부분의 온도와 원자로지지대(Support legs) 부분에서의 온도가 조금 높는데 이는 MARS 코드가 3차원 형상을 원형적인 형상으로 모사를 하여 열전달 효과를 고려하지 않았기 때문인 것으로 판단된다. 냉각패널의 온도는 $26^\circ\text{C}\sim 33^\circ\text{C}$ 로 냉각수의 온도와 거의 일정하였다.

6. 결 론

본 연구는 MARS 코드의 고온가스로 적용연구의 일환으로 IAEA HTR-10 및 HTTR 원자로공동냉각계통에 대한 Benchmark problem 평가계산을 수행하였다. MARS 계산결과, 기 보고된 THERMIX 코드 및 THANPACST2 코드의 결과와 비교할 때 최대 오차범위 4.5% 정도로 잘 일치함을 알 수 있었다. 오차는 냉각패널과 공기냉

각기등 설계자료 미비에 따른 모델링 단순화, 그리고 각 코드에서의 대류 및 복사열전달 해석능력의 차이에 기인하는 것으로 판단된다. 특히, 원자로공동냉각계통에 의한 노심용기 붕괴열제거에서는 원자로공동에서의 복사열전달이 매우 중요한 역할을 수행하고 있으므로 MARS 코드 내 복사열전달의 관측계수 입력부분을 사용자의 편리성을 고려하여 관측계수 계산 상관식을 코드 내에 적용시킬 필요성이 있는 것으로 판단된다. 결론적으로, 본 연구를 종합하여 볼 때 MARS 코드가 고온가스로 원자로공동냉각계통에 대한 냉각능력을 잘 수행하고 있으며 MARS 코드의 복사열전달 모델이 건전하게 잘 작동되고 있음을 확인 할 수 있었다.

감사의 글

연구를 수행하는 동안 많은 도움을 준 한국원자력연구원 이원재 박사님 그리고 정법동 박사님께 감사드립니다.

참고문헌

1. Jang, J.H.; et al. "Basic study on high temperature gas cooled reactor technology for hydrogen production", KAERI (Korea Atomic Energy Research Institute)/RR-2435/2003, Korea, 2003.
2. Lee, W.-J.; et al. "Development of realistic thermal-hydraulic system analysis code", KAERI/RR-2235, Korea, 2002.
3. Lee, W.J.; et al. "Progress of accident analysis codes development for gas-cooled reactors", BE-2004, ANS 2004 Embedded Meeting, to be published, Korea, 2004.
4. IAEA (International Atomic Energy Agency), "Design and evaluation of heat utilization systems for the high temperature engineering test reactor", TECDOC-1236, Vienna, 2001.
5. IAEA (International Atomic Energy Agency), "Heat transport and afterheat removal for gas cooled reactors under accident conditions", TECDOC-1163, Vienna, 2000, 64-103.
6. 이승욱. "비응축가스 거동 모사를 위한 RELAP5 전산코드 수정", 서울대학교 공학석사학위논문, 2003, 9.
7. Frank P. Incropera; David P. DeWitt. "Fundamentals of heat and mass transfer", Fourth Edition, Chapter 13, Radiation Exchange Between Surfaces.
8. TAC Technology. "Net energy verification and determination analyzer", NEVADA Software Package User's Manual, 1997.