

## 원자로 공동 냉각 계통 평가 및 설계 방법론 개발

### Introduction to SNU RCCS for MHTGR

김문오, 서동운, 배병언, 박군철  
서울대학교  
서울시 관악구 신림동 산 56-1

#### 요 약

고온 가스 냉각로(MHTGR)에서 사고가 일어났을 경우 붕괴열과 잔열(residual heat)을 제거하기 위해 작동하는 모든 능동적인 냉각 수단들이 정지하였을 경우 피동적인 방법으로 노심의 열을 대기중으로 제거하는 Reactor Cavity Cooling System (RCCS)에 대해 연구하였다. 본 연구에서는 냉각능력이 약한 공기 냉각(air-cooled) 방식의 RCCS의 단점과 복잡한 구조를 갖는 기존의 물 냉각(water-cooled)방식의 RCCS를 보완하여 water-pool 형태의 새로운 개념의 SNU RCCS를 제안하였으며 SNU RCCS가 갖을 수 있는 문제에 대한 타당성 검토가 이루어졌다. 앞으로 SNU RCCS의 타당성을 입증하기 위해 실험적으로 RCCS 내부에서 이루어지는 열전달 미케니즘을 규명할 것이며 CFD(Computational Fluid Dynamics) code, CFX-5.6을 이용하여 이를 검증할 것이다. 이를 위해 현재 RCCS 내부 열전달 중 가장 큰 비중을 차지하는 복사열전달을 측정하기 위해 필수적인 방사율 측정에 관한 연구를 수행하고 있으며 CFX code를 이용하여 SNU RCCS의 타당성 입증에 위한 기초 계산을 수행중에 있다.

#### Abstract

This study is about the cooling capability of RCCS(Reactor Cavity Cooling System) in MHTGR(Modular High Temperature Gas-cooled Reactor), which passively removes the heat from core to atmosphere when all of the active cooling systems for the decay or residual heat are failed during the accident. The air-cooled RCCS has a doubt about the ability to cool down the core, while water-cooled RCCS has too complex structures. From the supplement of these weaknesses, the new concept of SNU(Seoul National University) RCCS was proposed with the type of water pool. And the validation was conducted for the problems which may occur in SNU RCCS. In the future, the mechanism of heat transfer in RCCS will be studied

with experiments and it will be verified by using the CFD(Computational Flow Dynamics) code, CFX-5.6. The present work is concerned to the measurement of emissivity, which is essential to the estimation of the heat transfer by radiation in RCCS. Moreover, the preliminary calculation with CFX code is now being executed in order to verify the design of SNU RCCS.

## 1. 서론

최근 종래의 능동적인 기기 작동에 의존하지 않고 중력이나 자연순환 등 자연현상을 이용하여 계통을 단순화하고 운전자의 개입을 최소화하는 피동안전계통에 대한 중요성이 증가하고 있다. MHTGR은 헬륨을 냉각재로 사용하기 때문에 고유 안전성을 가지고 있을 뿐만 아니라 피동 냉각 방식을 도입했기 때문에 기존의 원자로보다 간단한 구조를 가지고 있어 미국을 비롯한 각국에서 연구가 이루어지고 있다. 특히 MHTGR은 사고시 피동냉각 방식의 RCCS (Reactor Cavity Cooling System)에서 냉각이 이루어지기 때문에 RCCS 내에서의 열전달 현상을 이해하는 것은 매우 중요하다.

MHTGR(The modular high temperature gas-cooled reactor)은 흑연 감속재, 헬륨 냉각재 그리고 코팅된 입자 연료로 특징 지워지는 HTGR (high temperature gas-cooled reactor)의 작은 형태의 원자로이다. 그러나 MHTGR은 HTGR처럼 높은 열용량과 연료 손상 임계 온도(1600℃)가 높은 장점을 가지고 있어 피동 냉각을 가능케 하는 장점을 유지하고 있다. MHTGR 설계에서 사고가 일어났을 경우 붕괴열과 잔열(residual heat)을 제거하는 방법은 여러 가지가 있지만 능동적인 긴급 냉각을 제공하는 모든 수단들이 정지하였을 경우에는 Reactor Cavity Cooling System (RCCS)만이 피동적인 방법으로 노심의 열을 대기중으로 제거한다.

MHTGR에서 RCCS의 가장 중요한 목적은 사고가 일어났을 경우 운전압력시 용기(vessel)의 최대 온도가 427℃, 감압 상태일 경우에는 482℃를 넘지 않도록 피동적인 방법에 의해 열을 제거해 원자로 안의 본래 구조를 유조하는 것이고 두 번째 목적은 cavity의 콘크리트 벽 보호이다.

HTGR에서의 발생하는 열은 우선 노심에서 용기로 전도, 복사, 자연대류에 의해 전달된다. 그 다음 가열된 용기의 열은 상대적으로 차가운 RCCS의 냉각 panel에 전달되고 일부는 cavity안의 공기에 전달된다. 냉각 panel의 표면에 전달된 열은 panel 내부를 흐르는 차가운 공기에 전달되고 자연순환에 의해 외부의 대기로 전달된다. 이와 같이 RCCS의 열 제거 시스템은 완벽하게 피동적으로 이루어져 외부의 어떤 능동적인 기기나 운전자의 조작을 필요로 하지 않는다.

RCCS의 냉각 유체로는 주로 물과 공기가 연구 대상이 되었다. 이중 격납건물 내부로 유입되는 공기에 의한 냉각은 밀도차에 의한 작은 부력만이 존재하는 상태에서 외부 공기가 충분히 유입되어 안쪽의 철제벽을 냉각시킬 수 있는지에 대한 불확실성이 존재하지

만 제작이 비교적 용이하며 경제적인 장점이 있다. 한편 격납건물 상부로부터 중력에 의해 흘러 내리는 얇은 물막에 의한 냉각 방법은 공기에 비해 냉각효과가 크다는 장점이 있지만 열을 흡수하며 이상유동으로 변하기 때문에 불확실성이 크고 복잡한 단점이 있다. 또한 물에 의한 냉각은 물막 표면에서의 증발 과정에 의해 공기에 의한 냉각 보다 훨씬 큰 열전달이 이루어지는 반면 물탱크, 스프레이 계통 등의 추가적인 계통이 필요하며 물막의 wetting 비율 평가, 물막 표면에서의 증발량 평가 등도 필수적이다. 또한 탱크에 저장된 물의 양에 의존할 수밖에 없기 때문에 장기간의 냉각이 어렵다는 단점이 있다. 이러한 이유로 그 동안의 연구는 공기에 의한 냉각이 이루어지는 RCCS에 대한 연구가 많았으며 물에 의해 냉각이 이루어지는 RCCS에 대한 연구도 매우 제한적인 연구가 이루어져 왔다. 그림 1은 물 냉각과 공기 냉각에 의한 RCCS 개념도를 보여주고 있다.

공기 냉각 방식의 RCCS의 덕트내부에서는 피동냉각에서 중요한 역할을 하는 mixed convection에 의해 열전달이 이루어진다. 최근에는 mixed convection에서의 heat transfer에 관한 관심이 증가하여 이론과 실험 모두 많은 연구가 이루어지고 있다. 그러나 Nusselt number에 관한 실험과 이론적인 연구는 많이 이루어져 있지만 mixed convection에서의 friction factor에 관한 연구는 실험과 이론 모두 부족한 상태이다. 최근 MIT에서는 mixed convection 현상이 일어나는 것으로 알려져 있는 RCCS의 riser 덕트 내에서의 열전달 현상을 파악하기 위해 공기가 흐르는 원형 튜브에서 Pressure, Wall temperature 등을 측정하여 Heat transfer coefficient, Friction Factor를 결정하는 실험을 수행하였다.

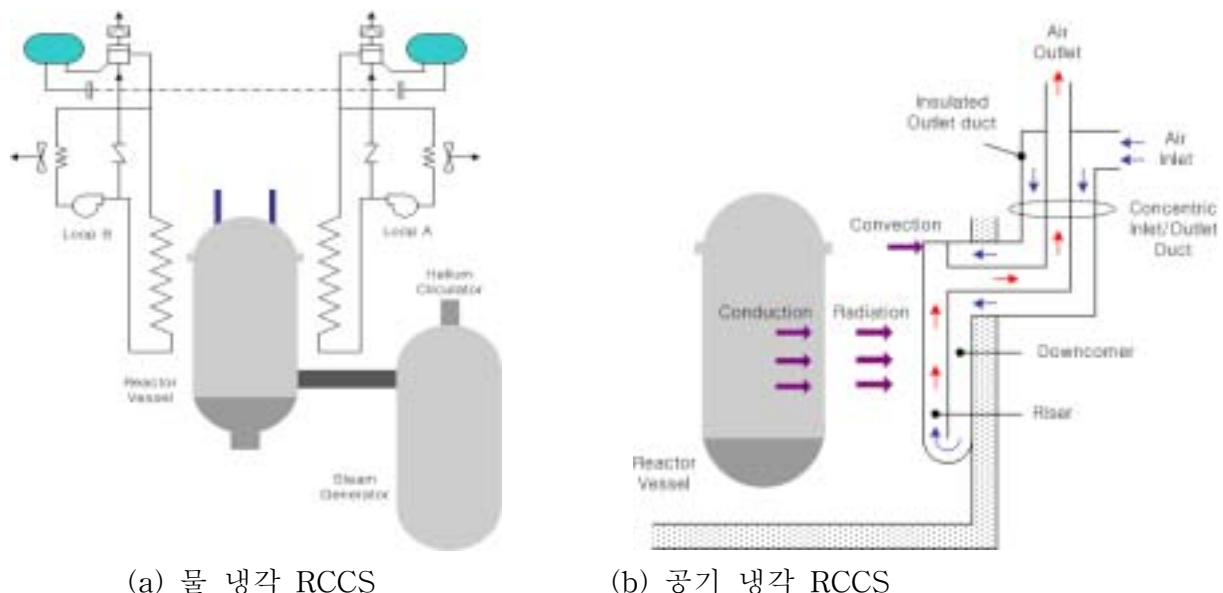


그림 1. Water-Cooled RCCS와 Air-Cooled RCCS 개념도

그림 2는 SNU RCCS의 개념도를 보여주고 있다. SNU RCCS의 구성은 Isolation wall, Water pool, Steam venting system 및 관련 기기로 이루어져 있다. RCCS의 냉각 mechanism은 원자로 압력용기 벽면의 열이 주로 복사 및 전도에 의해 Isolation wall로 전달되고, 고온의 Isolation wall은 수조 물을 비등시켜 자연순환에 의해 열전달이 이루어지는 것으로 설계되어 있다. 수조에서 생성된 steam은 자연순환에 의해 외부로 방출되고 사고 후 24시간까지 운전원 개입이 없이 피동적으로 작동하도록 설계되었다. 정상 운전시에는 active cooling system이 물 탱크 내부의 물이 비등되지 않도록 일정한 온도로 유지시켜 준다. SNU RCCS는 기존의 물 냉각 방식에 비해 구조가 간단하여 경제적인 장점이 있는 반면 공기 냉각 방식이 갖는 냉각성 효율에 대한 문제를 극복할 수 있는 장점이 있다. 본 연구의 궁극적 목적은 SNU RCCS에서의 열전달 현상을 규명하여 MHTGR의 고유 안전성을 검증하는 것이지만 현 단계에서는 SNU RCCS 모델의 타당성 검토 및 본 실험을 수행하기 위한 예비 실험과 계산 과정을 소개한다.

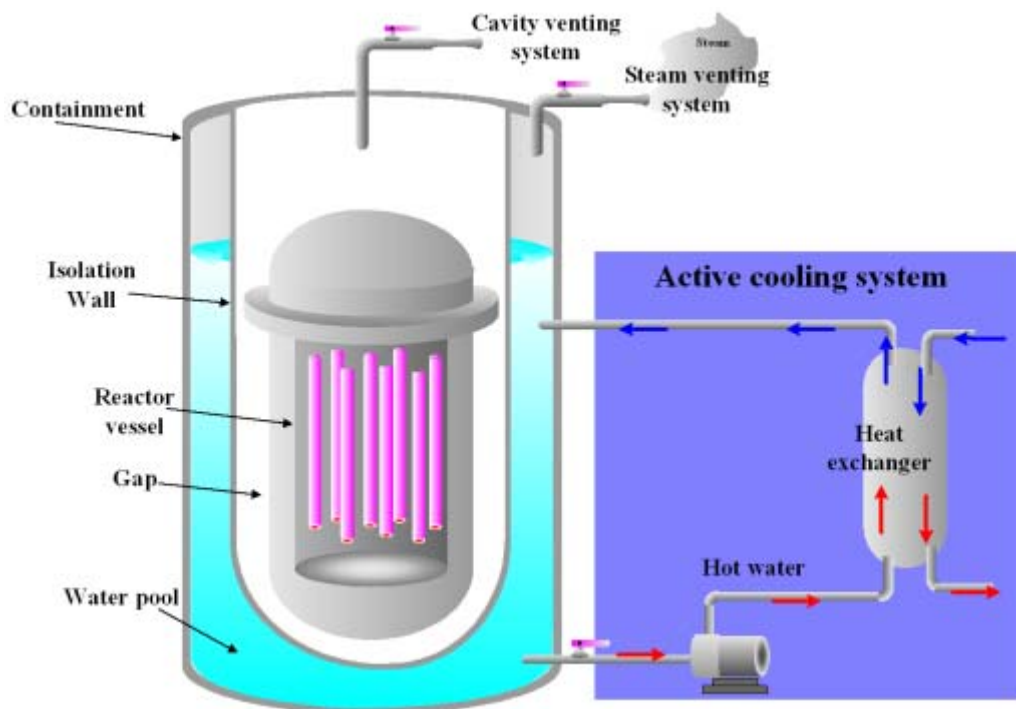


그림 2 SNU RCCS 모델 개념도

## 2. RCCS 인허가 타당성 검토

2.1 정상운전시 ACS(Active Cooling System)은 신형원자로의 피동안전 개념을 위반하는가?

일반적으로 피동안전개념(Passive Safety Concept)은 과도 및 사고 상황에서 사건을 완화시키고 발전소를 안전한 상태로 유지하기 위해 운전원 조치가 필요 없는, 다시 말해 피동적 현상/거동을 이용하여 요구되는 안전기능을 신뢰성 높게 수행하는 개념이다. SNU RCCS는 정상운전 중에는 펌프 및 열교환기를 이용하여 원자로 공동을 냉각시키기 위해 사용되며, 사고 시에는 펌프와 같은 능동 부품에 의한 냉각을 고려하지 않고 있으므로, 안전계통의 피동 특성을 위반한다고 볼 수는 없다. AP-600의 기기냉각수계통(component cooling water system)도 정상 운전 중에는 능동 부품에 의해 운전되고 있다. 이러한 측면에서 보면 정상운전 중 작동하는 냉각은 능동계통이지만, 사고시 저장조의 자체냉각능력이 크게 문제가 되지 않고 ACS와의 불필요한 간섭작용만 배제할 수 있다면 사고기간 중 피동적으로 작동하여 노심열을 제거하는 상기 냉각계통(PCS)은 피동안전 개념을 적용하고 있다고 볼 수 있다.

2.2. 운전원 조치시간 24시간의 적용은 타당한가?

저장조의 완전 Dryout을 방지하기 위한 운전원 조치시간은 결국 저장조의 자체 냉각능력과 원자로 계통의 설계 및 운전 특성에 의해 결정된다고 볼 수 있다. 만일 계통 설계가 복잡하여 운전원이 사고를 진단하고 적절한 조치를 취하는 데 많은 정보를 요구하고 또한 운전원 조치가 의도한 안전기능을 완성하는 데 많은 시간을 요구한다면 EPRI가 제시하고 있는 72 시간 보다 적절할 것이다. 이를 만족시키기 위해서는 저장조 자체 용량의 증가 등을 통한 냉각능력의 향상이 필요할 것이다.

2.3. 비등시 증기의 대기 방출은 허용될 수 있는가?

본 RCCS 설계개념은 방출 증기에 포함되어 있는 방사능 물질의 양이 매우 적어 사고 후 증기방출로 인해 인근 환경에 미치는 방사학적 영향은 거의 없을 것으로 보아 대기방출은 무방하다고 판단된다. 그러나 만약 RCCS로 일차측 냉각재가 유입되는 사고가 있어 수조 증기에 방사능 물질이 함유된다면 이 경우에는 보수적인 사고해석을 수행하여 증기의 대기 방출에 따른 방사학적 분석결과 (Radiological consequence)가 허용기준을 만족함을 보여야 한다. 현재 PWR에서도 사고 이후 일차측 압력강하를 위해 이차측 대기덤프밸브를 개방하고 증기를 대기로 방출하는 비상운전절차가 있으며, 이 경우 보수적 사고해석을 통해 방사능 선량이 허용기준 이하임을 보여주고 있다

2.4. 정상 운전 중 ACS의 배관 파열사고를 고려해야 하는가?

ACS의 배관 파열사고는 저장조 외부 배관 파열을 의미한다. ACS 기능 상실은 RCCS 성능해석의 초기사건이 될 수 있으며 이에 대한 분석이 필요하다. 이 경우 저장조의 물이 외부로 방출될 것이며 그 결과 저장조 냉각능력의 저하 및 원자로 공동 냉각 능력의 저하 등으로 진행되고 공동 내 압력 증가를 야기 시켜 안전설비의 신뢰성(다중성, 독립성 등)에 심각한 영향을 미치는 사고이므로 이러한 사고 시나리오에 대한 적절한 조치 필요하다. 이러한 관점에서 이 사고는 공동 배기 계통의 설계 기준으로 평가되어야 한다. SNU RCCS의 경우 ACS 펌프 흡입측 배관 파단이 열교환기 출구 배관 파단 사고 보다 더 심각한 결과를 야기시킬 수 있을 것으로 보인다. 이 사고는 원자로의 열을 제거하는 냉각능력 상실사고이므로 "Decrease of Heat Removal"에 해당된다고 볼 수 있다. 따라서 사고해석에서는 Decrease of Heat Removal 사고에 관련된 허용기준이 적용될 수 있다. 이 경우 핵연료 손상이 일어나지 않아야 한다는 조건은 HTGR 고유한 핵연료 건전성 평가기준으로 대치되어야 할 것이다. 그러나 일차 냉각재를 유출하는 사고는 아니므로 소외에 심각한 방사학적 영향을 미치는 사고로 볼 수는 없다.

### 3. 방사열 측정

#### 3.1 방사열 측정 원리 및 실험

MHTGR에서 RCCS는 노심에서 원자로 용기(reactor vessel) 내부 표면까지는 복사, 원자로 용기를 통해서는 전도, 다시 원자로 용기 외부 표면에서 Isolation wall까지는 복사에 의해 열전달이 이루어진다. Isolation에 전달된 열에 의해 고온이 된 Isolation wall은 수조 물을 비등시켜 자연순환에 의해 열전달이 이루어진다. 수조에서 생성된 증기는 자연순환에 의해 외부로 방출된다.

여기서 복사에 의한 열전달이 차지하는 비율이 가장 크기 때문에 식 1)에서와 같이 복사 열을 측정하기 위해서는 방사열을 알아야 한다. 또한 현재 많은 RCCS의 열전달을 계산한 code 결과들이 방사열의 변화에 따른 복사, 전도, 대류 등에 의해 전달 되는 열의 비율이 민감하게 반응하는 것으로 보고되고 있기 때문에 방사열의 측정은 필수적이다. 표1은 IAEA의 Benchmark problem에서 수행한 방사열에 따른 계산 온도 변화를 보여주고 있다.

$$Q = \epsilon \sigma (T_{sample}^4 - T_{surrounding}^4) \quad 1)$$

$Q$ : Heat Radiated

$\sigma$ : Stefan – Boltzmann Constant

$\epsilon$ : Emissivity

현재 본 연구에서는 실제 SNU RCCS 실험장치에서의 방사열을 측정하기에 앞서 실험

에 적용하려고 있는 방사율 측정 방법의 타당성을 조사하기 위한 예비 실험을 수행하고 있다. 본 연구에서는 비접촉식 적외선 온도계를 이용하여 방사율을 측정하려고 한다. 그림 3에서와 같은 실험장치에서 SUS304로 만들어진 hot-plate를 100°C에서 600°C까지 변화를 주면서 비접촉식 적외선 온도계로 특정 지점의 온도를 측정한다. 이때 동시에 열전도계를 이용하여 같은 지점에서의 hot-plate 온도를 측정한다. 비접촉식 적외선 온도계는 ±1%의 오차를 가지고 있으며 파장의 영역은 8~14  $\mu m$  이다. 적외선 온도계는 방사율을 0.20에서 1.00 까지 0.01 단위로 조절이 가능하며 방사율의 변화에 따라 측정된 온도가 변하며 적정한 방사율에서 정확한 온도를 측정하게끔 프로그램 되어 있다. 방사율을 조절하여 열전대에 의해 같은 지점에서 측정된 온도와 비접촉식 적외선 온도계에 의해 측정된 온도가 같게 만들고 그 때의 방사율을 해당 sample의 방사율로 정의한다.

$\epsilon$	$Q_{con} (MW)$	$T_{out} \text{ } ^\circ C$	$T_{wcp}^{max} \text{ } ^\circ C$
0.4	0.559	47.5	53.1
0.5	0.707	48.7	55.5
0.6	0.876	50.1	58.1
0.7	1.07	51.7	60.9
0.8	1.29	53.5	64.1

표 1. 방사율에 따른 민감도 계산 (IAEA Benchmark Problem)

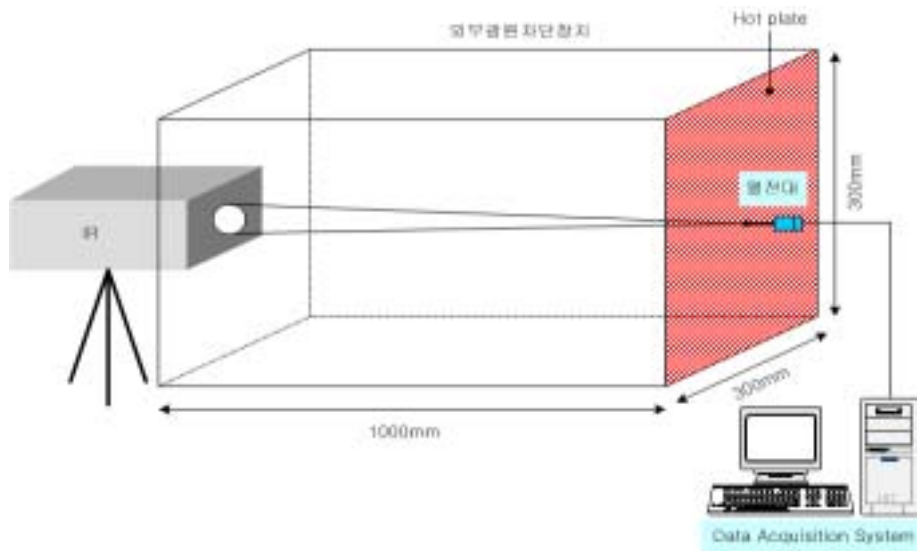


그림 3 방사율 측정을 위한 실험장치

#### 4. CFX 코드를 이용한 RCCS 타당성 계산

현재 본 연구에서는 표2에 나타낸 HTTR과 GT-MHR의 geometrt data를 바탕으로 CFX 5.6을 이용하여 SNU RCCS의 타당성 검토를 위한 기초 계산을 수행하고 있다.

SNU RCCS는 정상 운전시 원자로 용기로부터 나오는 복사열에 의해 물 탱크 내부의 물이 가열되어 기화하여 Containment 내부의 압력을 높이고 탱크 안의 물용량이 줄어들어 RCCS의 냉각능력 감소를 가져올 수 있다. 이런 사실들에서 CFX-code를 이용하여 RCCS에 대한 계산이 요구된다. CFX-code를 이용하여 앞으로 수행하게될 목표는 다음과 같다.

첫째, RCCS의 단순한 모형을 통한 기화량의 계산을 수행한다. 이것은 복사열에 의한 RCCS의 물용량감소로 인해 유발되는 현상을 알아보는 데 있다. 단순모형은 벽면에 일정한 heat flux를 주었을 때 RCCS내부의 물이 기화되는 현상을 모사하였다. 간단한 코드 계산을 통하여 실제 RCCS의 온도분포변화를 알기 위해서 아래 표1의 Geomery와 thermal data를 통해서 수행하였다.

둘째, RCCS에서의 구조에 따른 열전달현상을 이해한다. 열전달경로를 살펴보면 원자로 용기에서 Air를 통하여 얇은 panel로의 전도, 대류, 복사로 인한 열전달이 이루어진다. 그 뒤 얇은 Panel의 전도가 일어나고 물 탱크로의 대류현상이 생기는 열저항 개념을 생각하여 이해할 수 있다. 이를 모사하면 그림5와 같이 되어 노심을 통한 열전달을 알 수 있다.

셋째, RCCS의 열전달 현상을 이해하고 난 뒤, 물탱크를 냉각시키는 열교환기 역할의 파이프를 통한 RCCS의 온도분포를 계산할 것이다. 파이프를 통한 물탱크의 냉각은 물의 boiling 가능성에 영향을 미치므로 정확한 계산을 수행하는 것이 중요하다. RCCS내부의 온도는 약 40~50℃ 정도로 유지되어야 하는데 이를 위해 사용되는 냉각 유체에 대한 결정에도 신중을 기해야 한다. 일반적으로 물과 공기가 사용되고 있으나 본 연구에서는 각 유체에 대한 SNU RCCS 모델에서의 타당성을 검토하고 있다.

넷째, 냉각유체가 결정되면 그에 따른 유량과 파이프 면적변화를 통해서 계산을 수행하여 최적의 조건을 찾아낸다. 이는 파이프의 면적과 유량이 결정되면 펌프의 용량을 결정할 수 있다. 결정되어진 펌프용량을 통해서 물탱크의 냉각시 효율적인 열제거가 이루어질 수 있다. 이러한 펌프의 용량을 계산하기 위해서는 다음과 같은 과정을 거친다.

$$\dot{Q} = \dot{m}c_p(T_{out} - T_{in}) \quad 2)$$

$$\Delta H = \lambda \frac{l}{d} \frac{v^2}{2g} + \frac{v^2}{2}, \quad H = \Delta H + \Delta z \quad 3)$$

$$L_w = \rho g Q H$$

$$L = \frac{L_w}{\eta} \quad 4)$$



위에서 계산되어진 유량과 파이프 면전과의 최적화 상태를 구하면 파이프에서의 열전량이 결정된다. 따라서 구해진 열전달량을 알면 펌프 손실헤드의 계산을 하여 실제 물탱크 내 파이프에 공급되는 펌프용량을 알 수 있다. 이러한 계산은 RCCS의 온도를 40~50℃로 유지시키는데 중요한 역할을 한다.

마지막으로 CFX에서 복사를 고려한 계산수행이 요구된다. 이는 현재 수행된 계산은 CFX4.2에서 복사를 고려하지 않고 수행한 것이다. 하지만 실제 RCCS에서의 열전달 과정에서 복사의 영향이 전도, 대류에 의한 것보다 70~80%더 영향을 미치므로 반드시 고려되어야 한다. RCCS의 계산을 수행한 다른 예의 경우 이것을 해결하기 위해 방사율을 일정 값을 주고 계산을 수행을 하거나 이의 변화를 통해서 RCCS의 온도분포를 파악하였다. 앞으로 수행될 SNU RCCS 실험장치 모사시에도 방사율과의 관계를 구하고 이의 CFX를 통한 검증으로 RCCS에 대한 계산을 수행할 것이다.

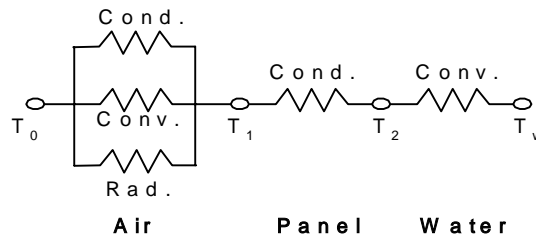


그림 4 SNU RCCS에서의 열저항 개념도

Geometry	Pressure Vessel Height / Diameter(m)	13.2 / 5.7	비고
	Panel Thickness / Diameter(m)	0.1 / 6.7	
	RCCS Height / Diameter(m)	14.7 / 8.5	
Thermal properties	Pressure Vessel Surface Temperature(K)	719	
	Panel Inside / Outside Temperature(K)	596 / 547	
	Concrete Temperature(K)	322	
	Decay Heat(kW)	2400	
	RCCS Pressure(MPa)	0.10325	
	Maintaining Duration of RCCS(day)	3	

표 2 RCCS Geometry and thermal data

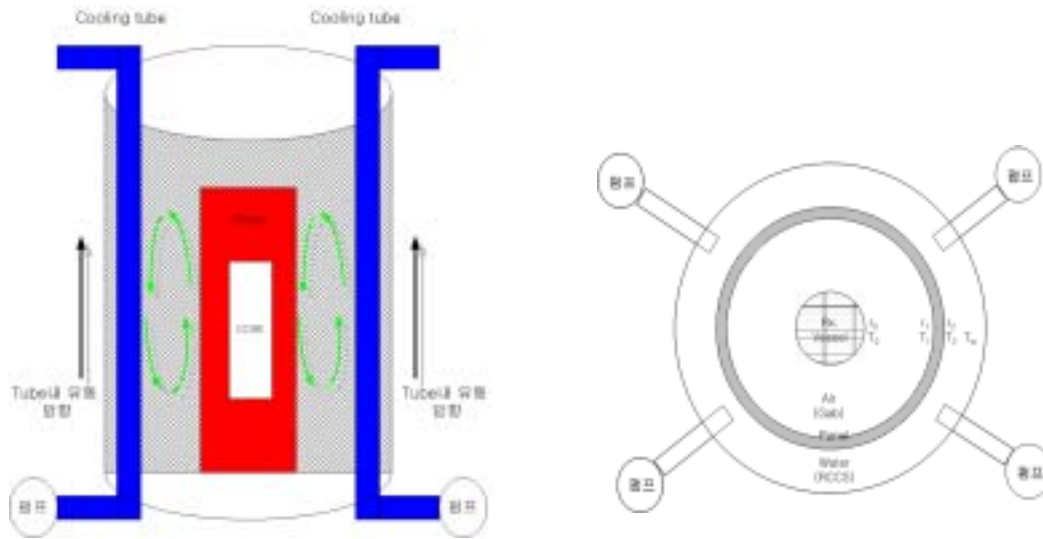


그림 5 SNU RCCS 내부 단면도

#### 4. 결 론

MHTGR의 사고시 피동냉각 방식이 이루어지는 RCCS 내부에서의 열전달 현상을 검토했으며 물 냉각 방식과 공기 냉각 방식 RCCS의 장단점을 비교하였다. 두 방식의 장, 단점을 극복하기 위한 SNU RCCS 모델을 제안하였으며 이 모델의 타당성에 대한 검토가 이루어졌다. SNU RCCS에서의 열전달 현상을 규명하기 위한 실험의 일부로 방사율 측정에 대한 검토가 이루어졌으며 이를 측정하기 위한 실험장치를 구성하였다. CFX 코드를 이용한 SNU RCCS의 타당성 검토를 위한 계산을 수행 중에 있다.

#### Reference

- 1) "Heat transport and Afterheat Removal for Gas Cooled Reactor Under Accident Conditions", IAEA-TECDOC-1163(electronic version)
- 2) G.Fu, M.J.Driscoll and N.E.Todreas, "Experimental And Analytic Evaluation of Gas-Cooled Reactor Cavity Cooling System Performance", MITNPI-TR-038
- 3) "Decay Heat removal and heat transfer under normal and accident conditions in gas cooled reactors", IAEA-TECDOC-757, Proceedings of a specialists meeting held in julich, Germany, 6-8 July 1992
- 4) "Current status and future development of modular high temperature gas cooled reactor technology", IAEA-TECDOC-1198
- 5) "Modular Pebble Bed Reactor Project University Research Consortium Annual Report", INEEL/EXT-200-01034 MIT04-PR-075 JULY 2000