

<연구논문>

# 단열재 조건에 따른 원자로용기 외벽냉각 성능 예비분석

최동현\* · 장윤석†

## A Preliminary Assessment on ERVC Performance Depending on Insulation Conditions

Dong-Hyeon Choi\* and Yoon-Suk Chang†

(Received 26 May 2023, Revised 5 June 2023, Accepted 13 June 2023)

### ABSTRACT

Lots of researches have been conducted on in-vessel retention (IVR) to prevent or mitigate severe accident in nuclear power plants. Various methodologies were proposed and the external reactor vessel cooling was selected as a part of promising IVR strategy. In this study, the strategy is strengthened by enhancing the natural circulation performance through the adoption of insulation in the reactor cavity. A thermal analysis was carried out based on an assumed accident scenario and its results were used as boundary conditions for subsequent seven flow analysis cases. By comparing the natural circulation performance, effects of annular gaps and insulation shapes on the mass flow rate and flow velocity were quantified. The improvement in cooling performance can be reflected in actual design via detailed assessment.

**Key Words** : Annular gap(환형 간극), External reactor vessel cooling(원자로용기 외벽냉각), In-vessel retention(노내억류), Insulation(단열재), Natural circulation(자연순환)

### 기호설명

$h_o$	Heat transfer coefficient at the oxide pool – the reactor vessel wall ( $W/m^2\cdot^{\circ}C$ )	$T$	Applied temperature ( $^{\circ}C$ )
$h_w$	Heat convection coefficient of water ( $W/m^2\cdot^{\circ}C$ )	$T_m$	Temperature of metal layer ( $^{\circ}C$ )
$k_{\gamma}$	Thermal conductivity of the reactor vessel wall	$T_w$	Temperature of water ( $^{\circ}C$ )
$q_m$	Heat flux from the metal layer to inner wall of the reactor vessel ( $W/m^2$ )	$T_{o,max}$	Maximum temperature of the oxide pool ( $^{\circ}C$ )
$q_w$	Heat flux from the water to outer wall of the reactor vessel ( $W/m^2$ )	$T_{o,m}$	Melting temperature of the oxide pool ( $^{\circ}C$ )
$q''_m$	Heat flux from the metal layer to the reactor vessel wall ( $W/m^2$ )	$T_{r,m}$	Melting temperature of the reactor vessel wall ( $^{\circ}C$ )
$q''_o$	Heat flux from the oxide pool to the reactor vessel wall ( $W/m^2$ )	$T_{r,o}$	Outer wall temperature of the reactor vessel ( $^{\circ}C$ )
		$\delta_{\gamma}$	Thickness of the reactor vessel wall (mm)
		$\epsilon$	Emissivity
		$\sigma$	Stephan-Boltzmann constant

† 책임저자, 회원, 경희대학교 원자력공학과  
E-mail : yschang@khu.ac.kr

TEL : (031)201-3323, FAX : (031)204-8114

\* 경희대학교 원자력공학과

## 1. 서론

스리마일섬 원자력발전소에서의 노심용융사고 발생을 계기로 원자로용기 내 방사성물질이 외부로 유출되는 것을 방지하기 위한 노내억류(In-vessel Retention; IVR) 관련 연구가 시작되었으며, 이후 원자로용기 외벽냉각(External Reactor Vessel Cooling; ERVC)<sup>(1,2)</sup>, 코어캐처 시스템<sup>(3)</sup> 등 중대사고에 대처하기 위한 다양한 후속연구들이 진행되었다.

한국의 경우 과거 유럽 원자력 시장 진출을 모색하던 초기 단계에 APRI400의 중대사고 관리설비가 안전 요건을 충족하지 못한다는 평가를 받은 적이 있으나, 코어캐처 시스템을 노심용융물 냉각설비로 채택한 EU-APR 노형으로 유럽사업자요건 인증(European Utility Requirements; EUR)을 취득하였다<sup>(4,5)</sup>.

한편 한국에서 운영 중인 대형 원전은 대부분 ERVC 전략을 채택하고 있으며 까다로운 EUR 기준보다는 낮은 수준이다. ERVC 전략은 원자로용기와 격납건물 사이의 원자로 공동에 물을 주입하여 원자로용기 외벽을 냉각시키는 방식으로 이루어진다. 한국전력기술(주)에서 개발하고 있는 SMR인 BANDI-60S의 경우, 원자로냉각재계통 압력이 떨어지면 중력에 의해 비상노심냉각탱크에 저장된 냉각수가 주입된다. 물이 격납용기 바닥에 모이면서 원자로용기가 잠기게 되고 자연순환을 통해 전기가 없어도 지속적으로 냉각이 가능하다<sup>(6)</sup>. 최근에는 ERVC 냉각 성능 향상을 통한 IVR 전략 강화를 위하여 원자로 공동에 단열재를 배치함으로써 자연순환 유량을 증가시키기 위한 연구들이 시도되고 있다<sup>(7,8)</sup>.

본 연구의 목적은 중대사고 대처방안의 일환으로 단열재 조건에 따른 ERVC 자연순환 성능을 분석하기 위한 것이다. 먼저 IVR-ERVC 상황을 모의하기 위하여 한 가지 사고시나리오를 가정하고, ANSYS Mechanical<sup>(9)</sup>을 이용하여 원자로용기 하반구에 대한 열 해석을 수행한다. 또한 원자로 공동에서의 유동 특성 파악을 위해 열 해석을 통해 구한 온도분포를 기반으로 ANSYS Fluent<sup>(10)</sup>를 이용한 전산유체역학(Computational Fluid Dynamics; CFD) 해석을 수행한다. 이 때 원자로용기 외벽과 단열재 사이의 환형 간극, 단열재 형상을 달리함으로써 각각의 변수 변화에 따른 ERVC 자연순환 성능 변화를 비교·고찰하고자 한다.

## 2. 해석 방법 및 조건

### 2.1 해석 절차

중대사고는 일반적으로 붕괴열을 제대로 냉각시키지 못하면서 발생하며, 이후에도 충분한 냉각이 이루어지지 않는다면 노심의 물질들이 원자로용기 하부로 녹아내리게 된다. 용융물은 밀도차에 의해 일반적으로 2층 또는 3층 구조로 재배치된다<sup>(11)</sup>.

본 연구는 SMR의 하중과 크기를 기반으로 해석을 진행하였으며, 이에 따라 발생가능한 사고시나리오를 가정하였다. 노심용융물의 열적 특성에 따른 관계를 계산하여 열 해석의 경계조건으로 입력하였다. 유한요소법을 이용한 열 해석은 한 가지 시나리오에 대하여 하나의 해석을 진행하였고, 이 결과를 유동 해석의 경계조건으로 사용하였다. CFD를 이용한 유동 해석은 단열재 형상과 환형 간극에 따라 총 7가지를 수행하였다. 해석 결과를 이용하여 단열재 조건에 따른 자연순환 질량유량과 온도 및 유속을 비교하였다. 자연순환 질량유량은 외벽냉각 성능을 판단하는 척도로 이용되며<sup>(12)</sup>, 온도와 유속은 단열능력을 평가하는 지표로 사용하였다. 해석 절차를 Fig. 1에 요약하여 도식화하였다.

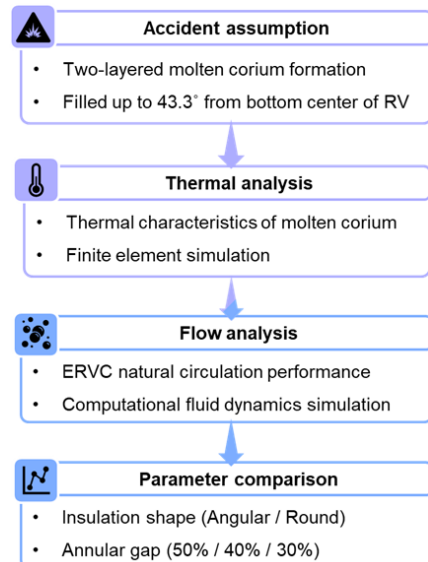


Fig. 1 Flow chart of this study.

### 2.2 열 해석 조건 및 모델

상부는 금속층, 하부는 산화물층으로 이루어진 2

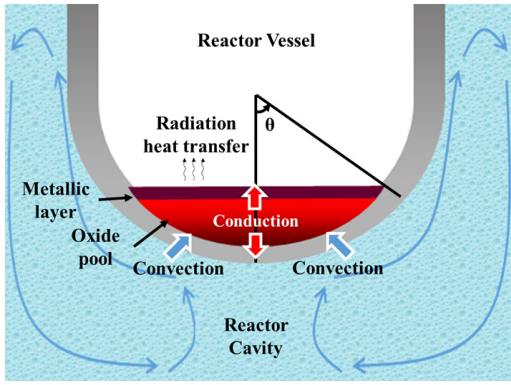


Fig. 2 Schematic of IVR-ERVC system with thermal characteristics.

층 코륨 구조를 가정하였으며, SMR의 조건에 따라 노심용융물은 원자로용기 하반구의 43.3°까지 채워진다<sup>(13)</sup>.

IVR-ERVC 상황에서 원자로용기 내부 상층의 복사 열 전달, 용융 코륨에 의한 원자로용기로의 열 전도, 외부 냉각수에 의한 열 대류 등 원자로용기 내외부의 열적 특성을 Fig. 2에 나타내었다. 묘사된 관계는 일반적으로 널리 쓰이는 지배 방정식을 따라 계산하였다<sup>(14)</sup>.

금속층의 복사 열전달:

$$q_m = \sigma\epsilon(T^4 - T_m^4) \tag{1}$$

금속층의 열전도:

$$q''_m = \frac{k_r}{\delta_r}(T_{r,m} - T_{r,o}) \tag{2}$$

산화물층의 열전도:

$$q''_o = h_o(T_{o,max} - T_{o,m}) \tag{3}$$

물의 열대류:

$$q_w = h_w(T - T_w) \tag{4}$$

여기서  $q_m$ ,  $q_o$ ,  $q_w$ 는 각각 금속층, 산화물층, 물의 열 유속을,  $h_o$ 와  $h_w$ 는 각각 산화물층과 물의 대류 열전달계수를,  $k_r$ 와  $\delta_r$ 는 각각 원자로용기의 열전도율과 두께를 의미한다.  $T_m$ 과  $T_w$ 는 각각 금속층과 물의 온도를,  $T_{r,m}$ 과  $T_{o,m}$ 은 각각 원자로용기와 산화물층의 녹는 온도를,  $T_{r,o}$ 는 원자로용기 외벽의 온도를,  $T_{o,max}$ 는 산화물층의 최대 온도를 의미한다. 원

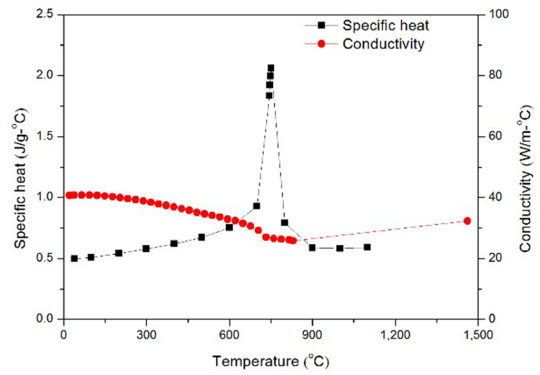


Fig. 3 Thermal properties of SA508 Gr. 3 carbon steel.

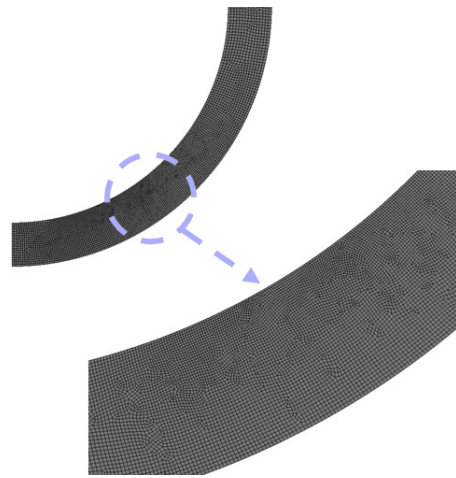


Fig. 4 FE model of thermal analysis.

자로용기의 재료는 SA508 Gr. 3 탄소강을 이용하였으며 온도 기반 열 물성은 Fig. 3에 나타내었다<sup>(15)</sup>.

열 해석은 원자로용기의 2차원 축 대칭 모델로 진행하였다. 4 절점 사각형 요소 19,701개로 구성하였으며, Fig. 4에 43.3° 부위의 유한요소모델을 나타내었다.

지배 방정식에 따른 용융 코륨과의 열적 특성 계산 결과를 원자로용기 내벽의 경계조건으로 Fig. 5와 같이 적용하였다. 금속층에 해당하는 부근에서 집중 효과가 나타나는 것을 확인할 수 있다. 원자로용기에 작용하는 내압, 자중과 같은 기계적 하중은 중대사고 시나리오에서 영향이 미미하므로 고려하지 않았다<sup>(16)</sup>. Table 1은 열 해석에서 설정한 조건들을 나타낸 것으로, 외벽냉각 조건을 고려하여 물의 주변 온도(ambient temperature)와 막계수(film coefficient)는 각각 127 °C와 0.015 W/mm<sup>2</sup>·°C로 가정하였다<sup>(17)</sup>.

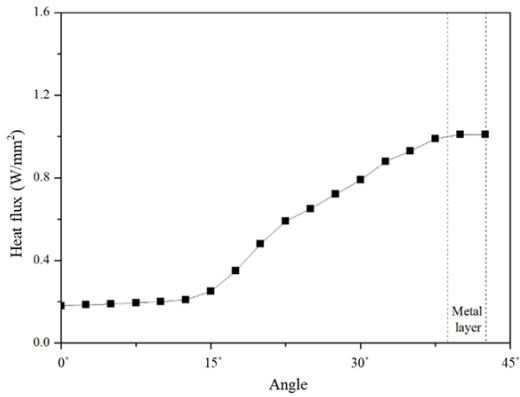


Fig. 5 Heat flux condition for FE analysis.

Table 1 Thermal analysis conditions

Heat convection coefficient of water : 15,000 W/m <sup>2</sup> -°C
Ambient temperature of water : 127°C
Angle of molten corium pool : 43.3°
Mechanical loads of the reactor vessel : Not considered

2.3 유동 해석 조건 및 모델

유동 해석은 원자로 공동에 주입된 물의 2차원 축대칭 모델로 진행하였다. 격자는 4 절점 사각형 그리드 188,078개로 구성하였으며, Fig. 6에 상세 모델을 나타내었다. 물의 경계면에 해당하는 부분은 더욱 세밀하게 모델링하여 벽 근처의 더욱 상세한 결과를 얻고자 하였다. Fig. 7은 단열재 형상을 표현한 것으로서, 각진 형상과 둥근 형상으로 구분된다. 단열재의 재질은 특정하지 않았으며 해석에서는 단순히 공동으로 표현하였다.

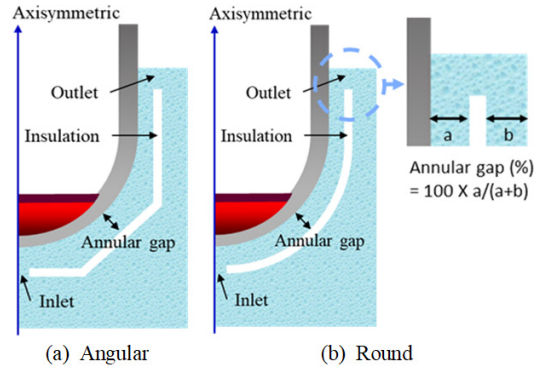


Fig. 7 Insulation types considered in flow analysis.

Table 2 Flow analysis conditions

Thermal analysis results of reactor vessel outer wall
Initial temperature of flooded water : 50°C
Containment pressure : 250 kPa
Gravitational acceleration : 9.81 m/s <sup>2</sup>
Phase change due to water boiling : Not considered

Table 2는 본 연구에서 진행한 유동 해석의 조건들을 나타낸 것으로서, 열 해석 결과로부터 입력한 열적 경계조건, 원자로 공동의 물의 초기 온도 등을 나타내었다. 원자로 공동의 물에 작용하는 격납건물의 압력은 250 kPa로 설정하였다<sup>(18)</sup>. 또한, 자연순환을 위해 중력이 작용하도록 하였으며 난류 모델은 k-ε 모델을 사용하였다. 용융물이 2층 구조로 재배치됨과 동시에 원자로 공동은 50°C의 물로 채워져 있다고 가정하였으며, 이러한 상황에서 용융 코륨은 원자로용기 외벽으로 열을 전달하고 물은 자연순환

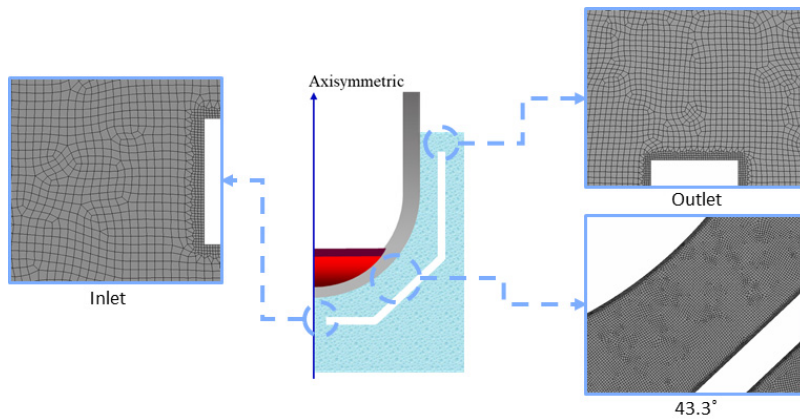


Fig. 6 Detailed grid of flow analysis model.

**Table 3** Flow analysis mesh information

QUAD4 type	188,078 grids
Average orthogonal quality	0.97
Average skewness	0.14

**Table 4** Flow analysis cases

Case	Insulation type	Annular gap (%)
1	None	-
2	Angular	50
3	Angular	40
4	Angular	30
5	Round	50
6	Round	40
7	Round	30

을 통해 원자로용기 외벽의 열을 제거한다.

본 연구의 목적은 동일한 상황에서 단열재 조건의 차이에 따른 자연순환 성능을 비교하는 것이므로, 해석의 편의를 위하여 물의 상변화는 고려하지 않았다.

유동 해석의 격자 정보는 Table 3에 나타내었으며 mesh quality는 average orthogonal quality와 average skewness 값이 각각 0.97, 0.14로 해석을 진행하기에 충분한 수준이라고 판단하였다.

해석 케이스는 단열재 형상과 환형 간극에 따라 총 7가지를 선정하였으며, Table 4에 나타내었다. 케이스 1은 단열재가 없는 경우이며 케이스 2에서 4는 각진 형상의 단열재, 케이스 5에서 7은 둥근 형상의 단열재를 사용하여 진행하였다.

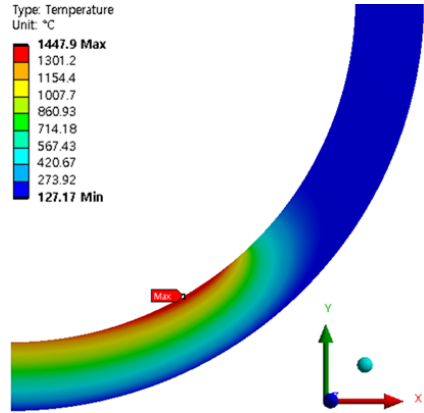
### 3. 해석 결과

#### 3.1 열 해석

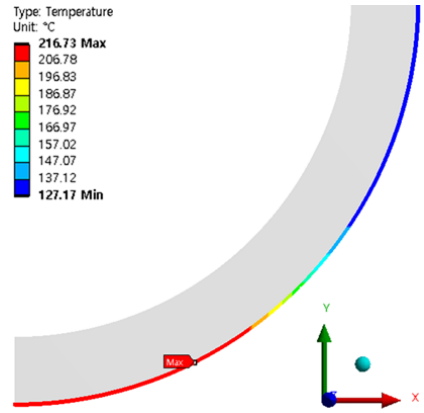
Fig. 8(a)는 유한요소를 이용한 열 해석의 온도 결과로써, 용융 코륨으로부터 원자로용기에 작용하는 열적 특성의 결과를 확인할 수 있다. Fig. 8(b)는 열 해석의 온도 결과에서 원자로용기 외벽만을 표현한 것으로, 유동 해석의 경계조건으로 사용하였다. 원자로용기 내벽과 외벽은 각각 최대 1000 °C, 200 °C 이상의 온도가 나타난 것을 확인할 수 있다.

#### 3.2 유동 해석

단열 성능을 평가하기 위한 온도 해석 결과를 Fig.



(a) Reactor vessel wall



(b) Reactor vessel outer wall

**Fig. 8** Temperature results of thermal analysis.

9에 나타내었다. 단열재가 존재할 때의 단열재 바깥쪽 온도는 같은 위치에서 단열재가 존재하지 않을 때에 비해 약 78% 정도로 낮은 수치가 나타났으므로, 적절한 단열이 이루어졌다고 판단할 수 있다.

케이스별 자연순환의 흐름과 유속을 파악하기 위하여 Fig. 10에는 단열재가 없을 때, Fig. 11과 12에는 단열재가 각진 형상일 때와 둥근 형상일 때의 속도 유선을 나타내었다. Fig. 10에서 확인할 수 있듯, 자연순환 중심부에서 순환하는 물은 속도가 0.02 m/s 이하로 매우 느려 원자로용기 외벽을 냉각시키는 데 별다른 도움이 되지 못한다. 단열재 설치를 통해 이와 같은 느린 흐름을 줄이고, 단열재 안쪽과 바깥쪽에서의 유속을 향상할 수 있다. Fig. 11과 12에서 모두 최대 유속 값이 단열재가 없을 때보다 증가한 것을 확인할 수 있다.



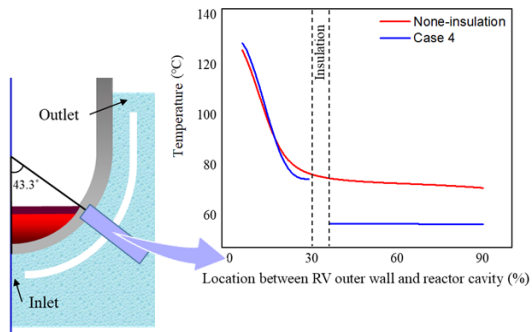


Fig. 9 Temperature profiles from the outer wall of the reactor vessel to the end of the reactor cavity at 43.3°

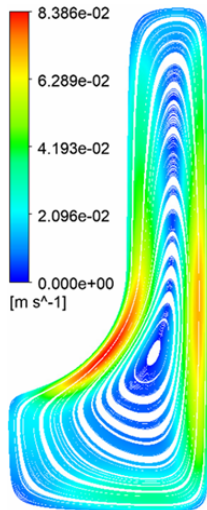


Fig. 10 Velocity streamlines of none insulation case.

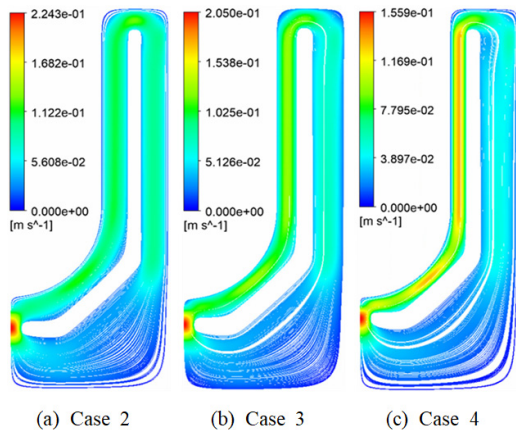
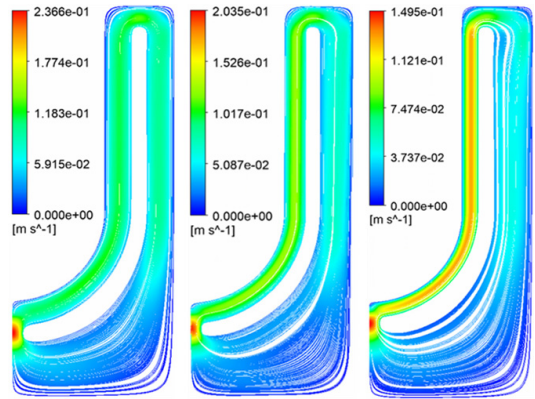


Fig. 11 Velocity streamlines of angular insulation type.



(d) Case 5 (e) Case 6 (f) Case 7

Fig. 12 Velocity streamlines of round insulation type.

### 3.3 매개변수 영향 분석

ERVC 상황에서 자연순환 성능을 평가하기 위하여 질량유량 해석 결과를 Table 5에 나타내었다. 단열재 유무에 따른 차이를 비교하기 용이하도록, 단열재가 없는 케이스 1의 질량유량을 기준으로 하여 상대 질량유량으로 표현하였다. 케이스 4와 5의 결과는 단열재가 없을 때보다 질량유량이 적게는 70% 수준까지 감소하였다. 그러나 다른 4가지 케이스들에서 모두 질량유량이 증가하였으며, 최대 235% 수준에 이르는 정도로 상당한 개선이 이루어졌다.

Table 5 Relative mass flow rates based on case 1

Case	Normalized value
1	1
2	1.05
3	1.95
4	0.29
5	0.35
6	2.35
7	2.09

단열재 형상에 따른 질량유량의 차이를 비교해 보면, 각진 형상이며 환형 간극이 50%일 때는 약 1/3로 감소하였으나, 둥근 형상이며 40%와 30%일 때에는 각각 1.2배, 7.2배 높은 수치가 나타났다. 이를 통해 원자로용기와 단열재 사이의 환형 간극이 좁아질수록 각진 형상보다 둥근 형상일 때 자연순환 질량유량이 증가함을 확인할 수 있었다.

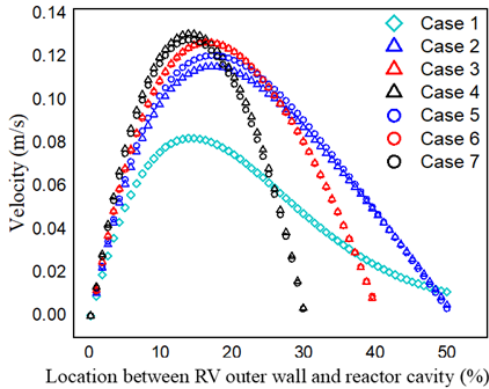


Fig. 13 Flow velocities at the angle of  $43.3^\circ$  between reactor vessel outer wall and insulation.

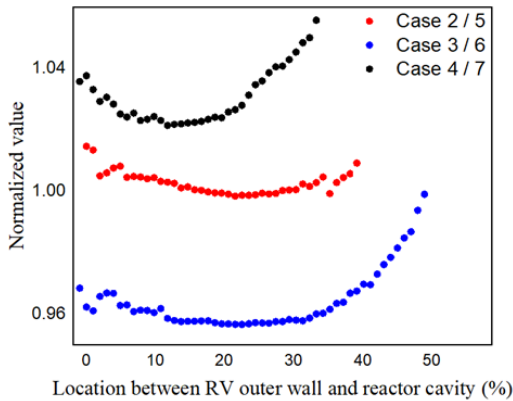


Fig. 14 Relative flow velocities of each annular gap.

Fig. 13은 케이스별  $43.3^\circ$  위치의 원자로용기 외벽에서부터 단열재까지의 유속을 나타낸 것으로써, 환형 간극이 최대 유속에 미치는 영향을 파악하고자 하였다. 단열재가 있는 모든 케이스의 결과가 단열재가 없을 때보다 최대 유속이 적어도 1.4배 큰 값이 나타났다. 환형 간극이 좁아질수록 단열재 형상에 상관없이 최대 유속이 빨라졌다.

Fig. 14는 단열재의 형상이 최대 유속에 미치는 영향을 평가하기 위한 것으로, 동일한 환형 간극인 경우에 단열재가 각진 형상일 때의 최대 유속 값을 둥근 형상일 때의 최대 유속 값으로 나누었다. 환형 간극이 40%일 때는 상대적으로 1에 가까운 값이 나타났으므로 단열재 형상에 따른 최대 유속의 차이는 미미하다. 환형 간극이 넓을 때에는 둥근 형상의 최대 유속 값이 더 컸으나, 좁아질수록 각진 형상의 최대 유속 값이 크게 나타났다. 이러한 경향은 질량유

량의 경향과는 반대되는 결과로 나타났다.

## 4. 결 론

본 연구는 노내억류를 위한 원자로용기 외벽냉각 상황에서 원자로 공동에 주입된 물의 자연순환 냉각 성능을 향상시키기 위한 것으로써, 가정된 사고시나리오에 따라 전산 해석을 수행하였다. 열 해석 결과를 기반으로 단열재 형상과 환형 간극에 따라 7가지 케이스에 대한 유동 해석을 진행하였다. 마지막으로 매개변수에 따라 발생하는 질량유량과 최대 유속의 변화를 분석하여 다음과 같은 결론을 도출하였다.

- 적절한 단열 설계가 적용되었을 때, 단열재가 없는 경우에 비해 질량유량이 상당히 개선되었다. 1/3 수준으로 감소하는 경우도 있었으나, 최대 2.35배까지 큰 값을 얻을 수 있었다. 그러므로, 단열재 설치를 통해 IVR-ERVC 상황에서 냉각성능을 향상할 수 있다고 판단된다.
- 매개변수 영향에 따른 비교를 통해 모든 조건에서 단열재가 없을 때보다 최대 유속이 약 1.6배까지 빨라짐을 확인할 수 있었다. 또한 환형 간극의 변화에 따라 단열재 형상에 따른 최대 유속이 역전되었다. 환형 간극이 좁을수록 각진 형상에서 최대 유속 값이 크고, 넓을수록 둥근 형상에서 최대 유속 값이 컸다.
- 둥근 형상의 단열재를 가지며 중간 너비의 환형 간극인 경우에 냉각 성능이 가장 향상되었다. 향후 상세 민감도분석을 수행하여 적절한 환형 간극 도출을 통해 최적의 단열재 설계를 제안할 수 있다.

## 참고문헌

- (1) Ghyym, S. H., 1998, "Overview of In-vessel Retention Concept Involving Level of Passivity: With Application to Evolutionary Pressurized Water Reactor Design," *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 25, pp. 997-1010.
- (2) Park, J. H., Jeong, Y. H., Back, W. P., and Chang, S. H., 2001, "An Assessment Methodology for In-vessel Corium Retention by External Reactor Vessel Cooling During Severe Accidents in PWRs," *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 28, pp. 1237-1250.

- (3) Rempe, J. L., Knudson, D. L., Condie, K. G., Suh, K. Y., Cheung, F. B., and Kim, S. B., 2003, "Conceptual Design of an In-vessel Core Catcher," *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 230, pp. 311-325.
- (4) Declercq, C., Ballard, A., Ferraro, G., and Touré, A., 2018, "The EUR Assessment Process and Highlights of the Compliance Analysis for the EU-APR Standard Design," *2018 26<sup>th</sup> International Conference on Nuclear Engineering, ICONE*, London, July 22-26.
- (5) Declercq, C., Ballard, A., and Ferraro, G., 2018, "Assessment of the EU-APR Standard Design Versus the European Utility Requirements," *Korean Nuclear Society Spring Meeting*, JeJu, May 17-18.
- (6) Kim, I. H., Won, J. S., Bae, T. H., Yi, K. W., Choi, H. R., Kim, G. S., Lee, S. K., Kim, S. J., Chung, C. K., Kim, B. G., Seo, J. T., and Lee, B. J., 2019, "Development of BANDI-60S for a Floating Nuclear Power Plant," *Transaction of the Korean Nuclear Society*, Vol. 35, pp. 24-26.
- (7) Ha, K. S., Park, R. J., Kim, H. Y., Kim, S. B., and Kim, H. D., 2004, "A Study of the Two-phase Natural Circulation Flow through the Annular Gap between a Reactor Vessel and Insulation System," *International Communications In Heat and Mass Transfer*, Vol. 31, pp. 43-52.
- (8) Ha, K. S., Park, R. J., Choi, Y. R., Kim, S. B. and Kim, H. D., 2005, "A Study on the Two-phase Natural Circulation Flow through the Gap between the Reactor Vessel and the Insulation under ERVC," *Proceedings of the American Nuclear Society – International Congress on Advances In Nuclear Power Plants 2005, ICAPP'05*, Vol. 2, pp. 1142-1149, May 15-19.
- (9) ANSYS. Inc, 2020, "ANSYS Mechanical and Workbench," 2020 R1
- (10) ANSYS. Inc, 2020, "ANSYS Fluent Theory Guide," 2020 R1
- (11) Park, R. J., Kang, K. H., Hong, S. W., Kim, S. B., and Song, J. H., 2012, "Corium Behaviour in the Lower Plenum of the Reactor Vessel under IVR-ERVC Condition: Technical Issues," *Nuclear Engineering and Technology*, Vol. 44, pp. 237-248.
- (12) Rouge, S., Dor, I. and Geffraye, G., 1999, "Reactor Vessel External Cooling for Corium Retention SULTAN Experimental Program and Modelling with CATHARE Code," *Proceedings of the Workshop on in-vessel core debris retention and coolability*, Garching, Germany, March 3-6.
- (13) Park, R. J., Son, D. G., Kang, H. S., An, S. M. and Ha, K. S., 2021, "Development of IVR-ERVC Evaluation Method and its Application to the SMART," *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 161, pp. 108463.
- (14) Esmaili, H. and Khatib-Rahbar, M., 2005, "Analysis of Likelihood of Lower Head Failure and Ex-vessel Fuel Coolant Interaction Energetics for AP1000," *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 235, pp. 1583-1605.
- (15) Kim, T. H., Chang, Y. S., Kim, M. C. and Lee, B. S., 2017, "Sensitivity Study on Creep Behaviors of RPV under Severe Accident Conditions," *Trans. of the KPVP*, Vol. 13, No. 1, pp. 61-68. doi:http://dx.doi.org/10.20466/KPVP.2017.13.1.061.
- (16) Kim, J. S., Chang, Y. S. and Jin, T. E., 1997, "Damage Analysis for Reactor Pressure Vessel with External Reactor," *Proceedings of KSME Conference*, Vol. 5, pp. 996-1001.
- (17) Kim, T. H., Kim, S. H. and Chang, Y. S., 2015, "Structural Assessment of Reactor Pressure Vessel under Multi-layered Corium Formation Conditions," *Nuclear Engineering and Technology*, Vol. 47, pp. 351-361.
- (18) Song, M. S., Park, I. W., Kim, E. S. and Lee, Y. G., 2022, "Numerical Study on Thermal-hydraulics of External Reactor Vessel Cooling in High-power Reactor using MARS-KS1.5 Code: CFD-aided Estimation of Natural Circulation Flow Rate," *Nuclear Engineering and Technology*, Vol. 54, pp. 72-83.