

단순화된 피동 원자로건물 냉각계통 내 자연순환에 관한 수치적 연구

서정수[†]

한국수력원자력(주) 중앙연구원

(2018. 3. 21. 접수 / 2018. 5. 9. 수정 / 2018. 5. 15. 채택)

Numerical Investigation on Natural Circulation in a Simplified Passive Containment Cooling System

Jungsoo Suh[†]

Central Research Institute, Korea Hydro & Nuclear Power Co., Ltd.

(Received March 21, 2018 / Revised May 9, 2018 / Accepted May 15, 2018)

Abstract : The flow of cooling water in a passive containment cooling system (PCCS), used to remove heat released in design basis accidents from a concrete containment of light water nuclear power plant, was conducted in order to investigate the thermo-fluid equilibrium among many parallel tubes of PCCS. Numerical simulations of the subcooled boiling flow within a coolant loop of a PCCS, which will be installed in innovative pressurized-water reactor (PWR), were conducted using the commercially available computational fluid dynamics (CFD) software ANSYS-CFX. Shear stress transport (SST) and the RPI model were used for turbulence closure and subcooled flow boiling, respectively. As the first step, the simplified geometry of PCCS with 36 tubes was modeled in order to reduce computational resource. Even and uneven thermal loading conditions were applied at the outer walls of parallel tubes for the simulation of the coolant flow in the PCCS at the initial phase of accident. It was observed that the natural circulation maintained in single-phase for all even and uneven thermal loading cases. For uneven thermal loading cases, coolant velocity in each tube were increased according to the applied heat flux. However, the flows were mixed well in the header and natural circulation of the whole cooling loop was not affected by uneven thermal loading significantly.

Key Words : passive containment cooling system (PCCS), natural circulation, computational fluid dynamics (CFD)

1. 서론

피동 원자로건물 냉각계통 (PCCS: Passive Containment Cooling System)은 간단한 구성으로 별도의 구동력을 필요로 하지 않는 중력 등의 자연력만을 이용하는 피동설계로, 운영 시 운전원의 실수나 기계적인 작동 오류를 줄일 수 있어 건설비 및 유지보수비가 감소되는 원자력 발전분야에서 매우 유망한 기술이다. 원자력발전소 내 사고 시, 주증기 배관 등 고에너지 배관이 파단되어 분출된 수증기가 PCCS의 수직관 외부표면에서 응축되면서 원자로건물 내 열이 제거된다. 원자로건물 내의 공기 또는 다른 비응축기체가 존재할 경우에는 PCCS의 수직관에서의 응축효율이 감소할 수 있어 이와 관련하여 많은 연구가 수행되어 왔다¹⁻⁴⁾. 이에 반하여 PCCS 내부의 자연순환은 원자로건물 건전성 유지

및 내부 열 제거에 중요한 역할을 함에도 불구하고 그동안 주목받지 못하였다. PCCS 내부의 냉각수를 순환시키는 구동력이 충분하지 못할 경우 사고 시 원자로건물 내의 열을 제거하지 못하고 원자로건물의 건전성을 확보할 수 없게 된다. 특히 PCCS에 설치된 다수의 평행한 수직관 간에 냉각수의 분배가 불균형해지거나 일부 수직관만을 포함하는 폐회로 내에서 국부적인 순환이 발생하면 원자로건물 내의 열을 제거하는데 필요한 구동력을 확보하기 어렵게 된다.

이 연구에서는 PCCS 내 냉각수의 자연순환을 비롯한 내부유동을 조사하기 위하여 유한체적법 (FVM: Finite Volume Method)기반의 상용 전산유체역학 소프트웨어인 ANSYS-CFX⁵⁾를 사용하여 PCCS 내부의 과냉 비등 유동 (subcooled boiling flow)을 해석하였다. 현재 한국수력원자력 및 관계기관이 개발 중인 PCCS는

[†] Corresponding Author : Jungsoo Suh, Tel : +82-42-870-5434, E-mail : jungsoosuh@khnp.co.kr
Central Research Institute, Korea Hydro & Nuclear Power Co., Ltd., 70 Yuseong-daero 1312beon-gil, Yuseong-gu 34101, Daejeon

설계 단계이고 한 계열 당 사용하는 수직관이 1,000 여 개에 달하는 등 해석 시 매우 큰 전산자원이 필요하여, 현 단계에서는 전후로 3개씩의 수직관이 교차되어 배열된 시스템의 특성을 유지할 수 있는 36개의 수직관을 가진 단순화된 PCCS형상을 해석하고 향후 전체 형상에 대한 해석을 수행할 계획이다.

2. 수치해석

이 연구에서는 이전에 수행한 ULPU-V 시험장치 내의 냉각수 자연순환의 모사⁶⁾와 동일한 지배방정식 및 수치해법을 사용하였다. 상세한 내용은 이를 참조하기 바라며, 여기서는 생략한다. 이 연구에서 적용한 RPI 과냉비등 모형을 사용한 냉각수 자연순환 수치모사 방법론의 타당성도 기존 연구를 바탕으로 한다.

Fig. 1은 36개의 수직관을 가진 단순화된 PCCS와 냉각수조를 연결하는 냉각배관 폐회로를 나타낸다. PCCS의 열교환기 상부와 하부에 위치한 직경 738 mm 원기둥 형태의 두 수평 헤더에 직경 25.7 mm의 수직관 36개가 연결되어 있다. 두 수평 헤더 중심축 간의 거리는 4,136.5 mm이며, 헤더 사이의 수직관들은 3개를 한 묶음으로 교차된 형태로 배열되어 있고 그 간격은 변의 길이가 52 mm인 정삼각형 형태를 이루고 있다. 상부 헤더의 4,000 mm 위로 냉각수조가 위치하고, 이와 상부 헤더가 연결되는 직경 80 mm의 상승부 배관, 그

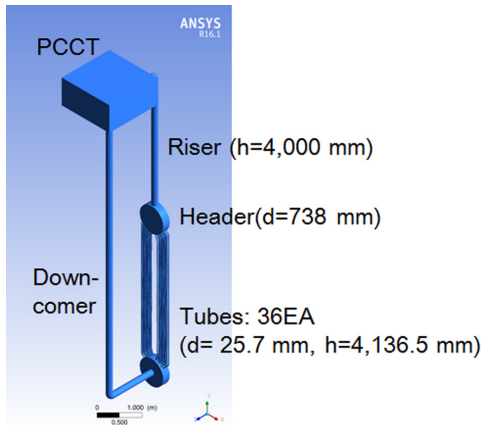


Fig. 1. Geometry of simplified PCCS.

Table 1. Grid parameters and temperature at downcomer for 20 kW/m² case.

Grid	Nodes	Elements	Temperature at downcomer
C	270,525	260,121	358.13 K
F	694,755	743,774	365.96 K

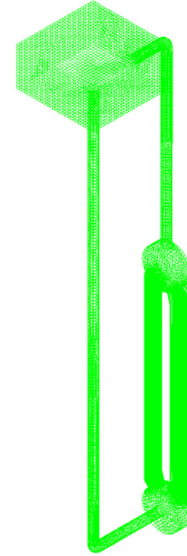


Fig. 2. Grid system of simplified PCCS (Grid F).

리고 하부헤더와 연결되는 같은 직경의 강하부 배관이 존재하면서 냉각수 폐회로를 구성한다.

Table 1에 정리한 매개변수를 가진 두 개의 비정렬 격자계를 사용하여 격자계에 의한 해석 민감도 분석을 수행하고, 강하부 중간 위치에서의 냉각수 온도를 비교하였다. 두 격자계를 사용한 해석에서 강하부의 냉각수 온도는 약 2%의 상대오차를 보여, 격자계에 의한 해석결과에 미치는 영향은 크지 않을 것으로 판단된다. Fig. 2는 두 격자계 중 조밀한 F격자계를 나타낸 것이다. C격자계도 사용된 격자계의 전체적인 분포는 유사하나, 격자 크기의 차이로 F격자계가 C격자계의 약 3 배수의 격자를 사용한다.

PCCS 수직관에 적용되는 열유속 조건은 현재 계통이 개발 중이므로, 사고 시 유사한 역할을 하는 기존 원전 AES-2006의 P-CHRS (Passive-Containment Heat Removal System)의 설계제원⁷⁾을 참조하여 정하였다. P-CHRS의 열교환기 총 유효면적이 1,200 m²이고 사고 시 제거될 열량이 최대 30 MWth이므로 단위 면적 당 열제거량은 25 kWth/m²이 된다. 이 연구에서도 사고 시 원자로건물에서 PCCS 수직관에 적용되는 열유속을 이 값을 기준으로 해석하고, 10, 20 kWth/m²인 경우를 추가하였다.

원자로건물 내부에 비응축기체가 존재하거나 수직관의 다중배치에 따른 묶음효과로 인하여 PCCS 수직관에 적용되는 외부열유속이 불균일할 경우, 냉각수의 분배가 불균형해지고 국부적인 순환이 발생할 위험이 커진다. 앞의 균일 열유속조건에 추가하여 총 36개의 수직관 중 9개의 수직관마다 각각 10, 15, 20, 25 kW/m²으로 열부하가 달라질 경우를 해석하였다. 또한, 사고 후반의

PCCS 냉각수 자연순환 분석을 위하여, 냉각수 온도는 368 K로 상승하였지만 수직관 외벽의 열유속은 12.5 kW/m²로 감소한 경우도 추가적으로 수행하였다. PCCS 수직관을 제외한 배관의 다른 부분은 모두 단열조건을 사용하였고, 냉각수조 표면은 대기압의 Opening 경계조건을 사용하고 냉각수가 재진입할 경우는 액체상태만 가능하도록 하였다.

냉각수의 물성치는 IAPWS (International Association for the Properties of Water and Steam) IF (Industrial Formulation) 97의 수증기 자료를 이용하였으며, 2차의 Euler backward scheme을 이용하여 시간간격 0.01 s의 비정상 (Unsteady) 유동해석을 진행하였다.

3. 결과 및 고찰

Fig. 3은 PCCS 전체 수직관에 25 kW/m²의 열유속이 균일하게 적용된 경우, 수직관과 헤더의 수직단면에서의 온도와 수직방향 속도 성분을 각각 나타낸 것이다.

전 구간에서 단상(액체)을 유지하였으며, 온도 및 속도 분포에서 수직관 간 차이가 발견되지 않아 다수의 수직관 사용에 따른 묽음효과는 미비한 것으로 판단된다. Fig. 4는 수직단면에서의 PCCS 냉각수 폐회로 내 온도 및 수직방향 속도 성분을 나타낸 것이다. 수직관 상부에 위치한 상승부 배관과 냉각수조 하부의 하강부 배관에서 수직방향 속도성분의 부호가 각각 양과 음으

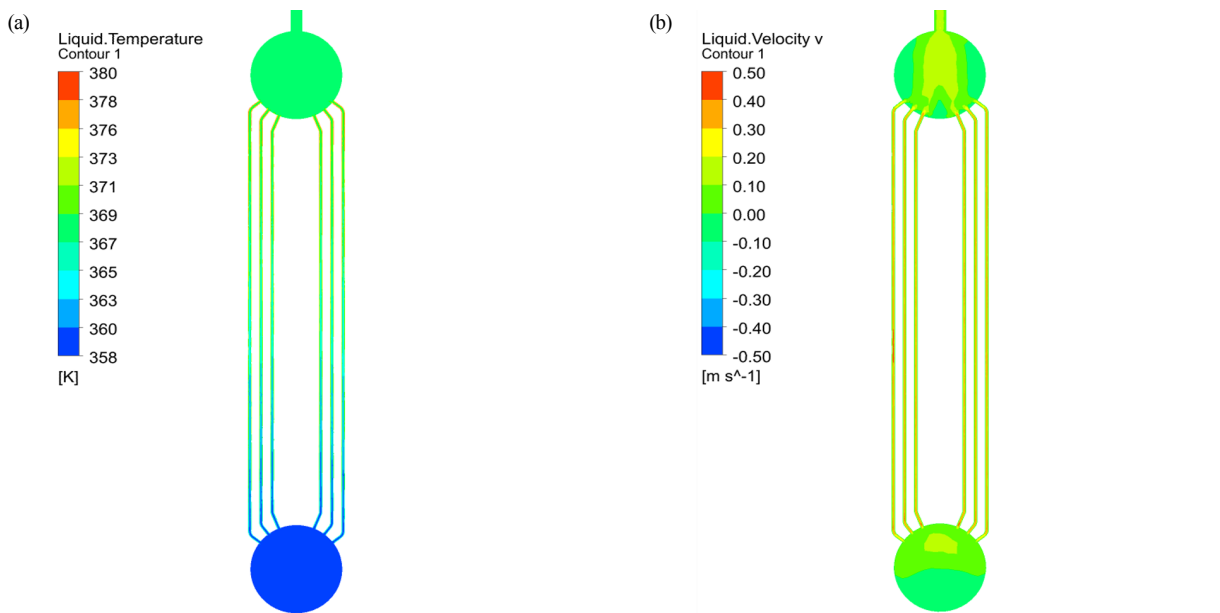


Fig. 3. Thermal and flow field of tubes of PCCS; Heat flux=25kW/m². (a) Temperature contours; (b) Vertical velocity.

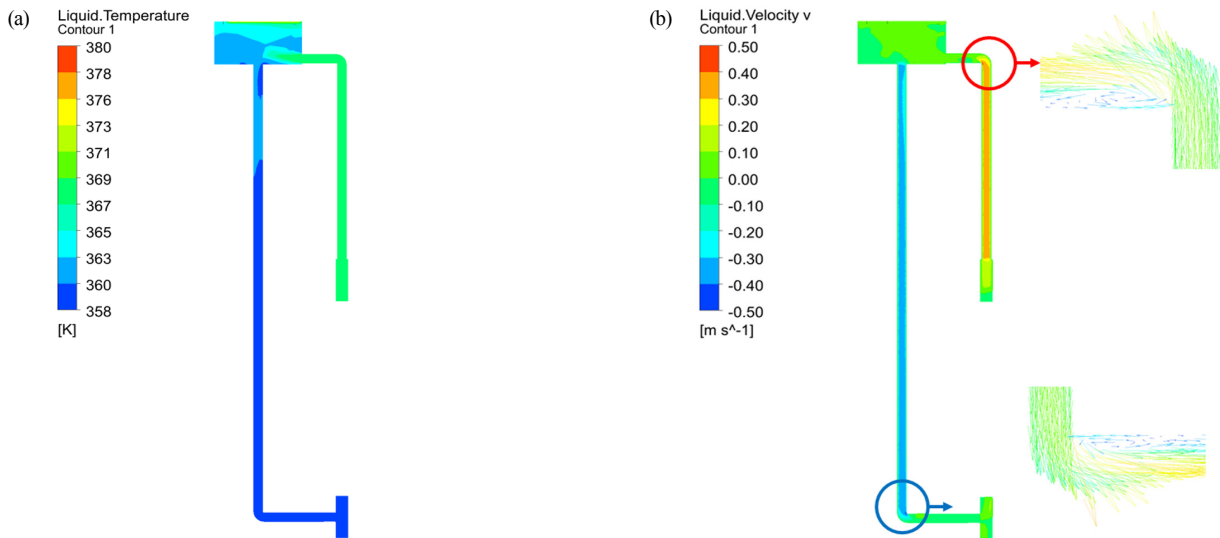


Fig. 4. Thermal and flow field of cooling loop of PCCS; Heat flux=25 kW/m². (a) Temperature contours; (b) Vertical velocity.

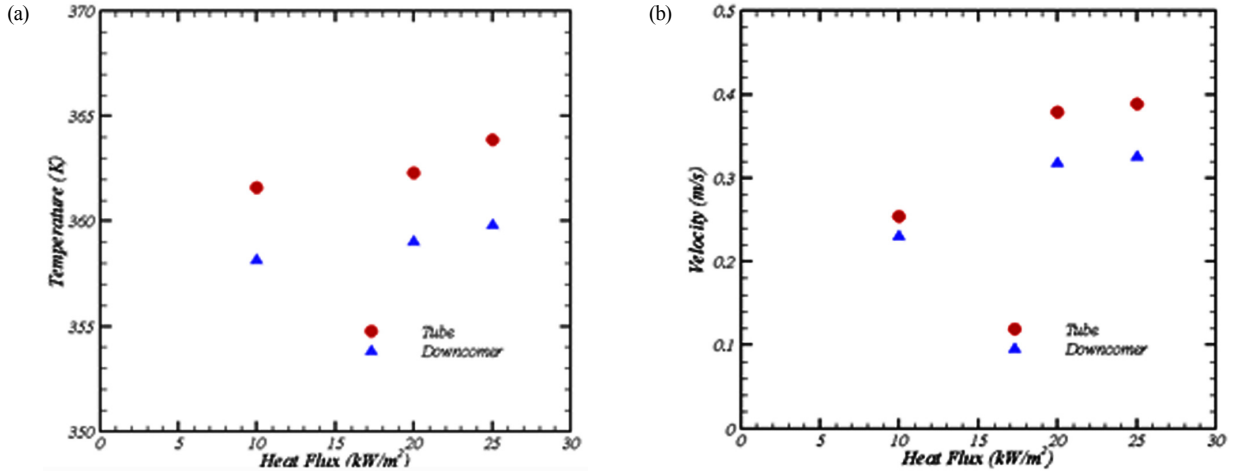


Fig. 5. Change of thermal and flow field of PCCS according to heat flux. (a) Temperature; (b) Vertical velocity.

로 나타나 자연순환이 잘 형성되었음을 확인할 수 있다. 상승부 상단과 하강부 하단의 곡관부에서 재순환 영역이 형성된 것이 관찰되며, 냉각수조 하단에 바로 연결된 하강부에서도 재순환영역이 보인다. 이 구간은 주된 냉각수 흐름과 분리되어 형성된 정체영역으로, 주변 냉각수와 열적 혼합이 잘 되지 않아 온도 차이가 나는 것이 관찰되었다. Fig. 5는 PCCS 수직관에 적용되는 열유속을 변경하면서 수행한 해석에서 구한 수직관과 하강부에서의 온도 및 수직방향 속도성분의 변화를 나타낸 그래프이다. 수직관 외벽의 열유속이 10 kW/m²에서 25 kW/m²으로 증가할 때 냉각수의 온도 변화는 약 2 K로 미비하였지만, 냉각수의 속도 변화는 약 50%의 큰 폭으로 증가하였다.

원자로건물 내부에 비응축기체의 존재나 국부적인 수증기의 분포, 또는 PCCS 수직관의 다중배치에 의해 수직관 외벽에 작용하는 열부하가 불균일할 경우 PCCS 내부 냉각수의 분배가 고르지 않거나 국부적인 순환이 발생할 수 있어 PCCS를 이용한 열제거를 위한 자연순환의 형성이 어려워질 수 있다. 특히 일부구간에서 비등이나 flashing현상으로 인하여 기포가 발생하

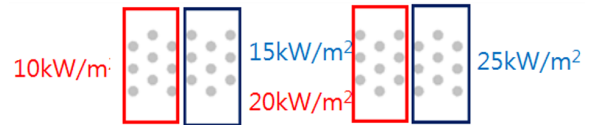


Fig. 6. Heat flux distribution for uneven heat flux condition (Top view).

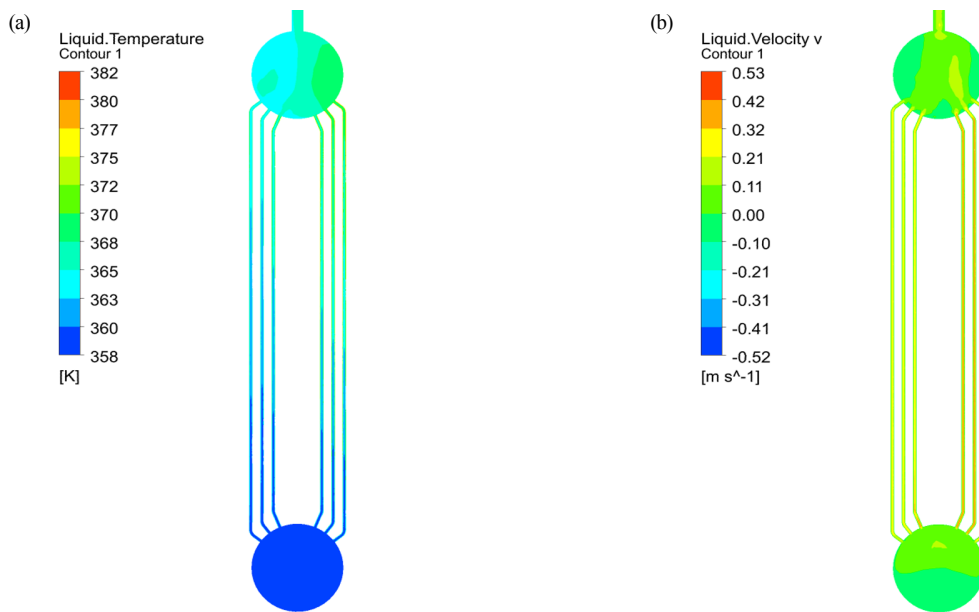


Fig. 7. Thermal and flow field of tubes of PCCS for uneven heat flux condition. (a) Temperature contours; (b) Vertical velocity.

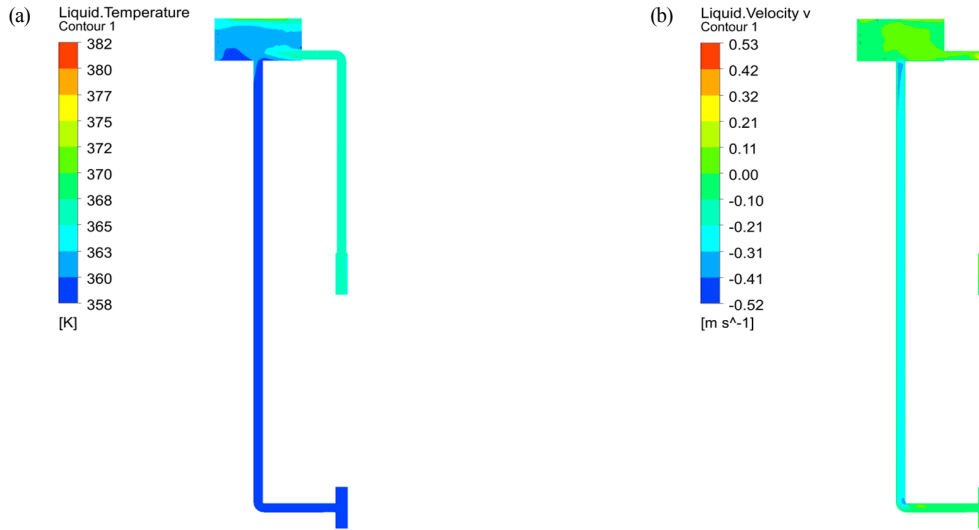


Fig. 8. Thermal and flow field of cooling loop of PCCS for uneven heat flux. (a) Temperature contours; (b) Vertical velocity.

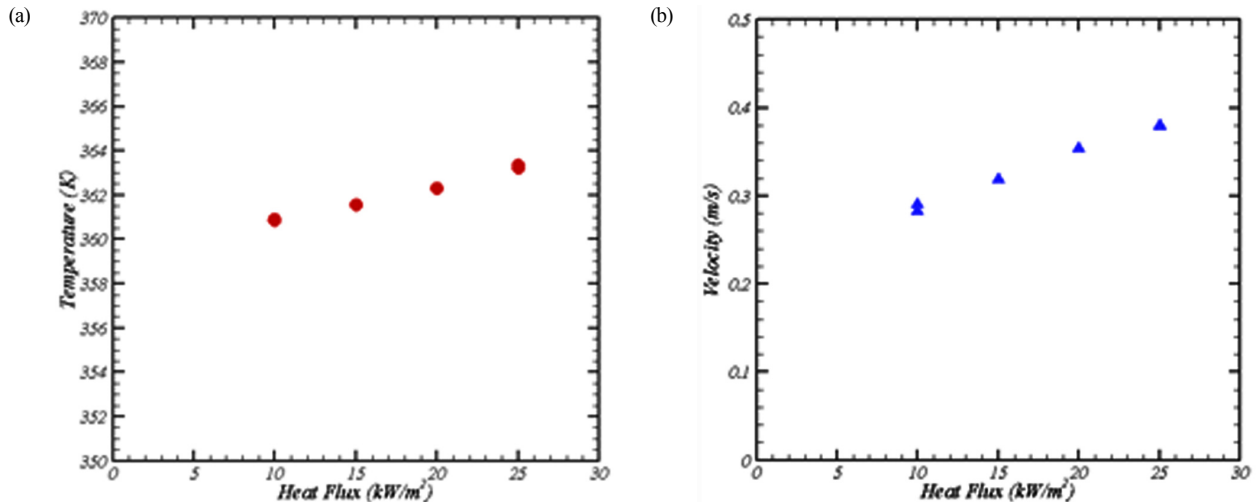


Fig. 9. Thermal and flow field of PCCS tubes according to heat flux. (a) Temperature; (b) Vertical velocity.

면 냉각수의 분배에 치명적일 수 있다. 이렇게 수직관 외벽에서의 열부하가 불균일할 경우를 모의하기 위하여, PCCS를 위에서 본 Fig. 6와 같이 PCCS의 36개의 수직관 중 9개의 수직관씩 각각 10, 15, 20, 25 kW/m²으로 다른 열유속 조건이 적용된 경우를 해석하였다.

Fig. 7과 8은 각각 이 해석에 의한 수직관과 냉각배관 폐회로에서의 온도 및 수직 방향 속도성분을 나타낸 것이다. 해석 결과, 불균일 열부하의 경우에도 균일 열부하의 경우와 동일하게 단상(액체)을 유지하여 기포 발생으로 인한 냉각수 분배문제는 발생하지 않을 것으로 판단된다. 수직관 외벽에 적용되는 열부하의 크기에 따라 냉각수의 온도가 상승되었지만 그 차이는 미비한 것이 관찰되었다. 수직관 내 냉각수의 속도 역시 외벽에서 작용하는 열유속에 비례하여 상승하였지

만, 국부적인 순환영역이 형성될 정도의 수직관 간의 차이는 발생하지 않은 것으로 관찰되었다.

PCCS 수직관 외벽에 불균일한 열유속이 적용된 경우의 냉각배관 폐회로 내 냉각수 온도 및 속도 분포를 보면 PCCS 수직관에 열유속이 균일하게 적용한 경우와 유사하게 관찰되어 불균일한 열부하가 냉각수 분배 및 자연순환 형성에 미치는 영향은 크지 않은 것으로 판단된다. 균일 열부하의 경우와 마찬가지로 수직관 상부에 위치한 상수부와 냉각수조 하부의 하강부에서 수직방향 속도 성분의 부호가 각각 양과 음로 확인되어 원자로건물 내 열제거를 위한 PCCS 내 자연순환이 잘 형성된 것을 확인할 수 있다.

Fig. 9는 PCCS 수직관 외벽에 적용되는 열유속이 불균일한 경우 각각의 수직관의 온도 및 유속을 그래프

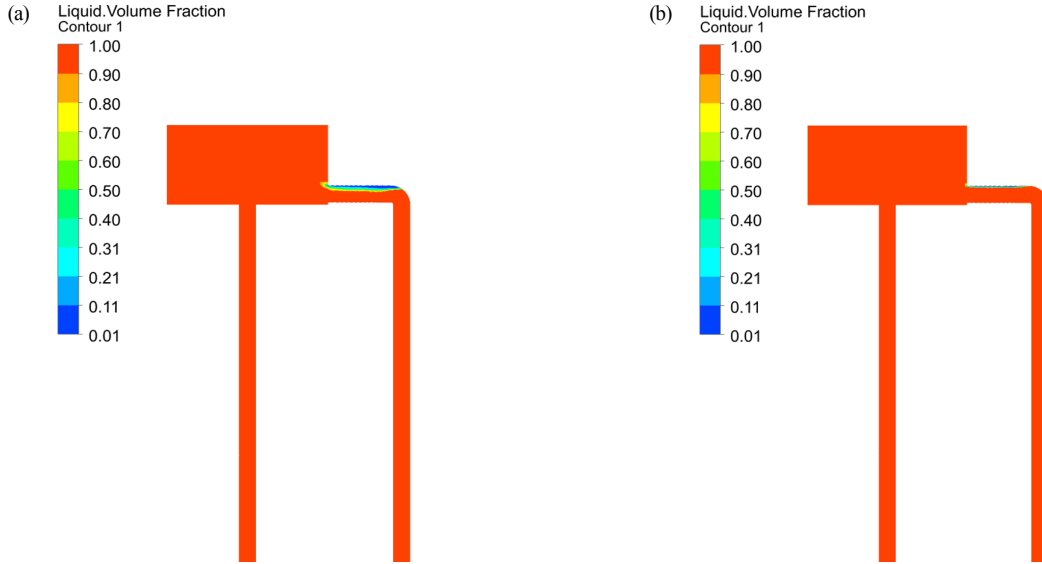


Fig. 10. Liquid volume fraction at later phase of accident. (a) simulation time 5,000 s; (b) simulation time 6,000 s.

로 나타낸 것이다. 온도와 유속 모두 외벽에 적용되는 열유속에 비례하여 상승한 것을 확인할 수 있고, 전체 수직관에 균일한 열유속이 적용된 경우와 비교하면 열유속의 증가에 따른 변화의 폭이 감소한 것을 알 수 있다. 불균일 열부하가 적용한 경우의 수직관 외벽에 적용된 열유속 평균은 17.5 kW/m^2 에 해당되는데, 이 열유속이 PCCS 전체 수직관 외벽에 균일하게 적용되었을 경우의 수직관 내부 온도와 유속과 불균일 열부하시의 수직관 내 냉각수 온도와 유속의 평균값이 각각 362 K 와 0.34 m/s 로 일치하는 것도 확인할 수 있다.

앞의 두 해석은 모두 원자력발전소에서 발생하는 사고 초기를 기준으로 하여 냉각수 온도는 높지 않지만, PCCS가 제거해야 할 열은 최대인 상태를 기준으로 하였다. 최근 수행된 집중매개변수를 이용한 원자로건물 시스템 해석결과⁸⁾에 따르면, 사고 중후반에 냉각수 온도가 상승한 상태에서 PCCS 외벽에 작용하는 열부하가 줄어들 경우 PCCS 내부에서 냉각수의 자연순환을 위해 필요한 구동력을 얻기 어려워지고 상변화가 발생하면서 유동이 불안정해지는 경향이 커지는 것으로 나타났다. 따라서 이 연구에서도 사고 중후반 시점의 PCCS 내부유동을 분석하기 위하여 냉각수의 온도는 368 K 로 상승한 상태에서 PCCS 수직관 외벽에 적용되는 열유속이 12.5 kW/m^2 로 최대 열유속 대비 절반수준으로 감소했을 경우를 해석하였다.

Fig. 10은 수직단면에서 냉각배관 최상단의 상승부와 냉각수조 연결부위에서의 냉각수 액체성분 체적분율을 나타낸다. 이전 해석과 다르게 상변화가 발생하여 2상유동 상태가 된 것을 확인할 수 있다. PCCS 수

직관 외벽에서 부하되는 열유속으로 내벽에서 비등이 발생하여 기포가 생성되지만, 수두 (hydrostatic head)에 의해 증가된 압력으로 인해 포화온도가 상승하여 PCCS 수직관에서는 비등현상이 유지되지 못하고 바로 응축되어 사라지고, 배관 최상단에서 압력이 낮아지면서 포화온도도 낮아지면서 flashing현상으로 기포가 재생성된 것을 확인할 수 있는데, 이는 ULPU-V시험장치 내의 자연순환⁹⁾에서 관찰된 현상과 유사하여, 이 해석이 실제 현상을 잘 예측하고 있다고 생각된다. 시간이 진행되면서 배관 상부에서 발생된 기포는 냉각수조 내의 냉각수와 접촉하면서 바로 응축되면서 사라져서 냉각수 유동에 큰 영향을 미치지 않았다. 다수의 수직관이 평행하게 배열된 위치에서 기포가 발생하면 수직관 간의 냉각수 분배에 영향을 미치거나 국부적인 순환을 형성하여 자연순환을 위한 구동력을 잃어버릴 가능성도 있으나, 수직관에서는 수두에 의한 압력 증가에 의해 포화온도가 상승하여 기포가 발생하기 어려워져서 기포발생으로 인한 유동 불안정의 가능성은 매우 적을 것으로 판단된다.

향후에는 실제 설계 자료를 기반으로 하여 보다 복잡한 형상을 고려하고 수직관 외벽에서 발생하는 응축 현상도 모의하는 등, PCCS에 관한 더욱 엄밀한 해석을 수행할 예정이다.

4. 결론

차세대 원전의 원자로 사고 대처를 위해 개발되고 있는 피동 원자로건물 냉각계통 (PCCS: Passive Containment

Cooling System) 내 냉각수 자연순환의 분석을 위하여 상용 열유동 해석 프로그램인 ANSYS-CFX 코드를 이용하여 해석하였다.

총 36개의 수직관을 가진 단순화된 PCCS 형상에 대해 원자력발전소 사고 초기 예상되는 열부하가 수직관 외벽에 균일 또는 불균일하게 적용될 경우를 대상으로 해석하여 모두 PCCS 냉각배관 내에서 자연순환이 잘 형성되는 것을 확인하였으며, 수두에 의한 포화온도의 증가로 냉각수는 단상을 유지하여 비등에 의한 유동불안정의 가능성은 적을 것으로 예측하였다. 사고 후반 PCCS에 적용되는 열부하가 감소한 경우에도 자연순환을 위한 구동력이 충분할 것을 확인하였다. 사고 후반 냉각수 온도의 증가로 냉각배관 최상단에서 flashing에 의한 기포가 발생하지만, 냉각수조 내 냉각수와 접촉하면서 바로 응축되고 다수의 평행 수직 구간에서는 수두에 의한 포화온도의 상승으로 기포가 생성되지 않아 다수의 평행 수직관 내 냉각수의 분배에 미치는 영향이 적은 것을 확인하였다.

감사의 글: 본 연구는 2017년도 산업통상자원부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구과제입니다(No. 20151510400070).

References

- 1) H. Uchida, A. Oyama and Y. Togo, "Evaluation of Post-accident Cooling Systems of Light-water Power Reactors," Proceedings of the Third International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, Aug. 31-Sept. 9, 1964, 13, United Nations, New York, pp. 93-104, 1964.
- 2) T. Tagami, "Interim Report on Safety Assessments and Facilities Establishment Project for June 1965", 1, Japanese Atomic Energy Research Agency, 1965.
- 3) A. A. Dehbi, "The Effect of Noncondensable Gases on Steam Condensation Under Turbulent Natural Convection Conditions", Massachusetts Institute of Technology, USA, PhD thesis, 1991.
- 4) H. Liu, N. E. Todreas and M. J. Driscoll, "An Experimental Investigation of a Passive Cooling Unit for Nuclear Plant Containment," Nuclear Engineering and Design, Vol. 199, Iss. 3, pp. 243-255, 2000.
- 5) ANSYS, Inc., "ANSYS CFX-Solver Manager User's Guide", Canonsburg PA, USA, 2013.
- 6) J. Suh and H. Ha, "Numerical Simulation on the ULPU-V Experiments using RPI Model", J. Korean Soc. Saf., Vol. 32, No. 2, pp.147-152, 2017.
- 7) V. V. Bezlepkin *et al*, "Computational and Experimental Validation of a Passive Heat Removal System for NPP Containment with VVER-1200", Atomic Energy, Vol. 115, Iss. 4, pp. 215-223, 2013.
- 8) H. Ha, S. Lee and H. Kim, "Optimal Design of Passive Containment Cooling System for Innovative PWR", Nuclear Engineering and Technology, Vol. 49, Iss. 5, pp. 941-953, 2017.