

RPI모형을 이용한 ULPU-V시험의 수치모사

서정수[†] · 하희운

한국수력원자력(주) 중앙연구원

(2016. 11. 23. 접수 / 2017. 2. 17. 수정 / 2017. 3. 3. 채택)

Numerical Simulation on the ULPU-V Experiments using RPI Model

Jungsoo Suh[†] · Huiun Ha

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

(Received November 23, 2016 / Revised February 17, 2017 / Accepted March 3, 2017)

Abstract : The external reactor vessel cooling (ERVC) is well known strategy to mitigate a severe accident at which nuclear fuel inside the reactor vessel is molten. In order to compare the heat removal capacity of ERVC between the nuclear reactor designs quantitatively, numerical method is often used. However, the study for ERVC using computational fluid dynamics (CFD) is still quite scarce. As a validation study on the numerical prediction for ERVC using CFD, the subcooled boiling flow and natural circulation of coolant at the ULPU-V experiment was simulated. The commercially available CFD software ANSYS-CFX was used. Shear stress transport (SST) model and RPI model were used for turbulence closure and wall-boiling, respectively. The averaged flow velocities in the downcomer and the baffle entry under the reactor vessel lower plenum are in good agreement with the available experimental data and recent computational results. Steam generated from the heated wall condenses rapidly and coolant flows maintains single-phase flow until coolant boils again by flashing process due to the decrease of saturation temperature induced by higher elevation. Hence, the flow rate of coolant natural circulation does not vary significantly with the change of heat flux applied at the reactor vessel, which is also consistent with the previous literatures.

Key Words : severe accident, IVR-ERVC (In-Vessel Retention - External Reactor Vessel Cooling), CFD (Computational Fluid Dynamics), RPI model

1. 서론

노심용융물 노내 격리 및 원자로용기 외벽 냉각 (IVR-ERVC: In-vessel Retention - External Reactor Vessel Cooling)은 원자력발전소의 중대사고 발생 시 사용되는 대처전략 중 하나이다. 이는 원자로용기 공동을 냉각수로 침수시켜, 원자로용기를 냉각하고 건전성을 유지하여 노심용융물의 원자로용기 외부로의 유출을 막는 개념이다. IVR-ERVC전략의 성공을 위해서는 원자로용기 내부 노심용융물의 붕괴열을 제거할 수 있는 충분한 열적여유도를 가지는 것이 중요하다. 이를 위해서는 원자로용기 외벽의 임계열유속(CHF: Critical Heat Flux)이 원자로용기 내부로부터의 열부하보다 크도록 냉각유로를 설계하여야 한다.

웨스팅하우스 AP600 및 AP1000에서 IVR을 적용할 경우의 냉각성능 평가를 위해 Dinh 등은 University of

California, Santa Barbara에 ULPU 시험설비를 구축하였다¹⁾. 원자로 단면을 따르는 이차원 슬라이스(slice) 형태의 ULPU 설비는 실제 원자로용기 냉각수 폐회로의 유체정역학 특성을 반영하기 위하여 실제와 동일한 높이로 제작되었다. 이 설비에서 원자로 내부로 부터의 열부하는, 반구형상 내부의 노심용융물에 의한 벽면에서의 열유속 분포를 측정된 ACOPO시험결과²⁾를 활용하여, 전열기를 통하여 적용하였다.

이 논문의 목적은 전산유체역학(CFD: Computational Fluid Dynamics)을 이용한 IVR-ERVC전략의 냉각성능 해석평가 방법론을 수립하는 데 있다. 이를 위하여 유한체적법 (FVM: Finite Volume Method) 기반의 상업용 전산유체역학 해석코드인 ANSYS-CFX³⁾를 사용하여, 기존 연구결과가 잘 알려진 IVR-ERVC 적용 시의 ULPU 시험설비 내 냉각수 폐회로 내부의 과냉비등 현상을 모의하였다. 그리고 이 연구의 해석결과와 ULPU

[†] Corresponding Author : Jungsoo Suh Tel : +82-42-870-5434, E-mail : jungsoosuh@khnpp.co.kr

Central Research Institute, Korea Hydro & Nuclear Power Co., Ltd, 70, 1312-gil, Yuseong-daero, Yuseong-gu, Daejeon 34101, Korea

시험연구와 비교하여, 이 연구에서 사용한 전산유체역학을 이용한 이상유동 해석이 IVR-ERVC 중대사고 대처설비 설계를 위한 유용한 도구가 될 수 있음을 검증하였다.

2. 수치해법

이 연구에서는 과냉비등 현상의 해석을 위한 이론적 방법론 중에서 가장 많이 사용되는 연속적인 유체 내부에 분산된 기상을 평균된 전달방정식을 사용하여 모의하는 이유택체(Two-fluid) 모형이 적용되었다⁴⁾.

벽면에서 발생하는 비등현상은 벽면에서의 열유속을 단상 대류 (Single-phase convection), 벽면 급랭 (Quenching) 및 증발 (Evaporation)의 3성분으로 구성하여 모의되는데, 통상적으로 개발자들의 소속기관명인 RPI (Rensselaer Polytechnic Institute) 모형으로 불린다⁵⁾.

이를 수식으로 나타내면, 벽면에서의 열유속 Q_{tot} 는 다음과 같다.

$$Q_{tot} = Q_C + Q_Q + Q_E \quad (1)$$

여기서 Q_C , Q_Q , Q_E 는 각각 단상 대류, 벽면 급랭, 증발에 의한 열유속 성분이다.

단상 대류에 의한 열유속 성분은 일반적인 대류열전달 관계식과 동일하나, 벽면에서 생성된 기포의 영향을 받지 않는 면적에 국한된다. 즉,

$$Q_C = (1 - A_W)h_C(T_W - T_L) \quad (2)$$

h_C 는 단상대류 열전달계수이며, A_W 는 열전달이 발생 벽면에서 기포가 생성되는 부분의 면적분률이다. 또한 T_W 와 T_L 는 각각 벽면과 냉각수 온도이다.

벽면급랭 성분은 벽면급랭 열전달계수 h_Q 를 이용하여 다음 식을 사용하여 계산한다.

$$Q_Q = A_W h_Q (T_W - T_L) \quad (3)$$

증발에 의한 열전달성분은 벽면에서 증발되는 질량유량 \dot{m}_W 을 이용하여 다음과 같이 계산한다.

$$Q_E = \dot{m}_W H_{LG} \quad (4)$$

여기서 H_{LG} 는 증발 및 응축과 연관된 잠열이고 증발 질량유량 \dot{m}_W 은 다음과 같이 계산된다.

$$\dot{m}_W = \rho_G \frac{\pi}{6} d_W^3 f N \quad (5)$$

여기서 ρ_G 는 기포의 밀도이고, d_W 는 벽면에서 이탈 시의 기포의 직경, f 는 기포 이탈 빈도, N 은 기포가 생성되는 사이트 밀도이다. 이 해석에서는 대기압 조건에서 ANSYS-CFX에 내장된 상관식을 이용하여 이 기포생성과 관련된 변수들을 계산하였다.³⁾

이상 난류의 경우, 생성된 기포와 난류 액상유동 상호영향을 고려하여야 한다. 즉, 벽면에 생성된 기포가 벽 표면 거칠기와 유사한 역할을 하므로, 벽함수(wall function) 사용 등 난류 경계조건 적용 시 기포의 크기나 생성분포 등을 고려하여야 하며, 유동장내 기포의 움직임 또한 액상유동의 난류현상을 고려하여 계산하여야 한다. 이 연구에서는 난류해석을 위하여 전단응력전달 (SST: Shear Stress Transport)모형을 사용하였는데, 공학적으로 가장 많이 활용되는 $k-\epsilon$ 모형과 $k-\omega$ 모형을 결합하고 역압력구배 및 박리가 있는 유동해석에서 좋은 결과를 낼 수 있는 것으로 알려졌다⁶⁾.

Fig. 1은 ULPU-2400 Configuration V 시험설비의 냉각수 폐회로를 나타낸다. 노심이 용융되는 중대사고가 발생하면 노심용융물이 원자로용기 하부로 재배치되면서 이로 인한 열부하로 원자로용기의 건전성 유지가 위협받게 된다. ULPU 시험설비는 이러한 중대사고 시 원자로용기 건전성 유지를 위해 원자로용기 하부공동에 냉각수를 주입하여 원자로용기를 외벽으로부터 냉각하는 IVR-ERVC 전략을 모의하고 그 냉각성능을 검증하기 위한 설비이다.

원자로용기 내부 노심용융물에 의한 열부하는 원자로용기 하반구 형상을 따라 배치된 전열기로 모의된다. 이를 냉각하기 위한 냉각수의 경로는 원자로용기와 단

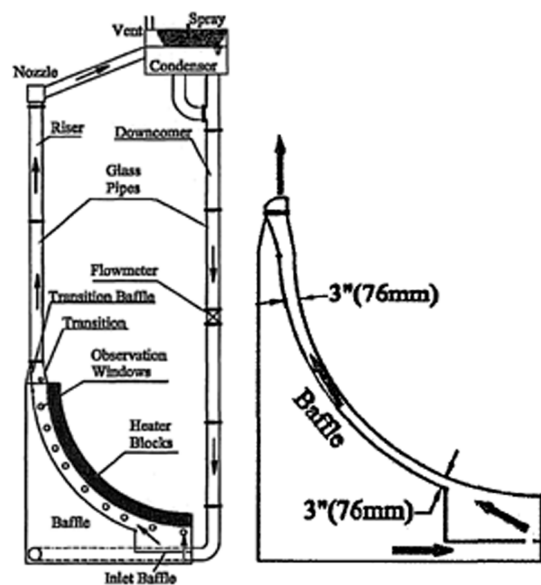


Fig. 1. Schematic of the ULPU-2400 configurations V¹⁾.

열재 사이의 3 inch 폭 배관으로부터 시험설비 최상부에 위치하는 응축기까지 연결되는 고온관과, 응축기에서 하강부를 통해 냉각수가 순환되는 저온관으로 구성되어 있다. 하강부를 통과한 냉각수는 냉각효율을 위해 곧바로 원자로용기 하부로 주입되지 않고 원자로용기 하부에 배치된 배관을 지나 입구 baffle를 통해 공급된다. ULPU시험에서는 다양한 baffle형상을 비교하며 냉각성능을 비교하였는데, Fig. 1에서는 이 연구에서 사용한 3 inch (76 mm) 폭의 입구 baffle 형상과 함께 냉각수 주입방향을 보여주고 있다. 이 연구에서는 원자로용기 하부의 왕복하는 구조의 배관을 2차원 해석을 위해 직선으로 퍼진 형태로 모델링하였다.

Fig. 2는 ULPU-2400 Configuration V를 전산해석으로 모의하기 위한 해석영역을 나타낸 것이다. 원자로 용기 내부에서 발생하는 열부하는 전열기에 해당되는 벽면에서 열유속 경계조건으로, 응축기 상부면은 ANSYS-CFX 프로그램의 Opening 경계조건을 사용하여 각각 모의하였다. Opening 경계조건은 대기압 조건이 설정된 출구 경계이나, 유동의 재진입이 발생할 경우 액상유동만 허용되는 것이 특징이다.

IVR-ERVC적용 시의 냉각성능 분석을 위하여 원자로용기 내부 열부하 조건을 변경시키며 0.01 s의 시간

간격과 2차의 역방향 Euler scheme을 사용하여 2차원 비정상해석을 수행하였다. 또한 해석결과에 미치는 격자계의 영향을 파악하기 위하여 Coarse(C), Medium(M), Fine(F)의 3단계로 해상도를 증가시키며 해석하였다. IVR-ERVC에서 가장 중요한 물리량인 냉각수의 자연순환유량에 해당되는 강하부의 냉각수 속도가 사용된 격자계와 상관없이 오차 2%내로 일정한 값을 유지하고 있어 격자계가 해석결과에 미치는 영향은 미비한 것으로 판단하고, 향후의 분석은 중간 단계인 M격자를 사용하여 얻은 결과를 이용한다.

원자로용기 내부로부터의 열부하에 해당되는 열유속 경계조건은 ACOPO시험결과²⁾를 활용하였다. 이는 원자로용기 내부의 노심용융물 분포에 따라 형성되는 원자로용기 벽면에서의 열유속을, 원자로용기 하반구 중심에서 시작해서 반구형상을 따라 정의되는 편각함수형태로 구성하고, 최대치를 1로 무차원화하여 제공한다. Fig. 4는 이 해석에서 사용된 무차원화된 열유속 함수를 나타낸다. 이 연구에서는 원자로용기 하반구에

Table 1. Grid parameters and liquid velocities at downcomer

Grid	Nodes	Elements	Velocity at downcomer
C	88,112	42,199	-4.62×10^{-1} mm/s
M	107,590	51,726	-4.70×10^{-1} mm/s
F	187,366	90,799	-4.63×10^{-1} mm/s

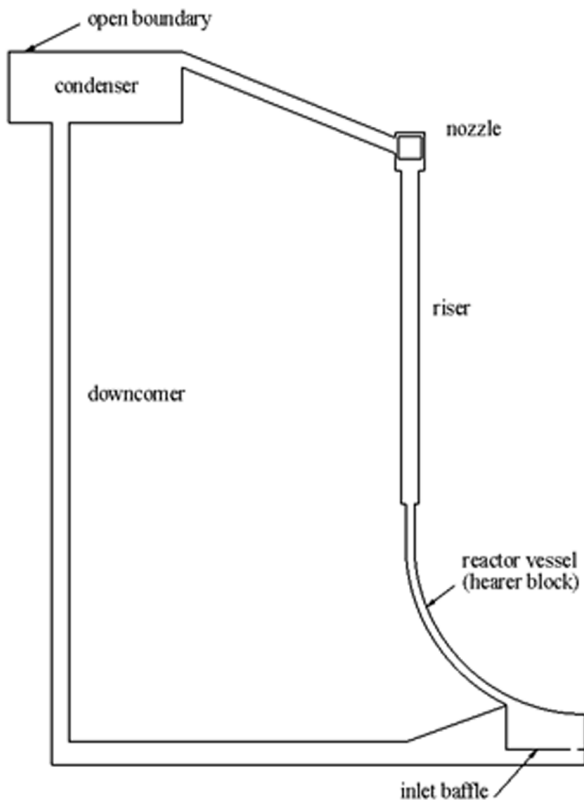
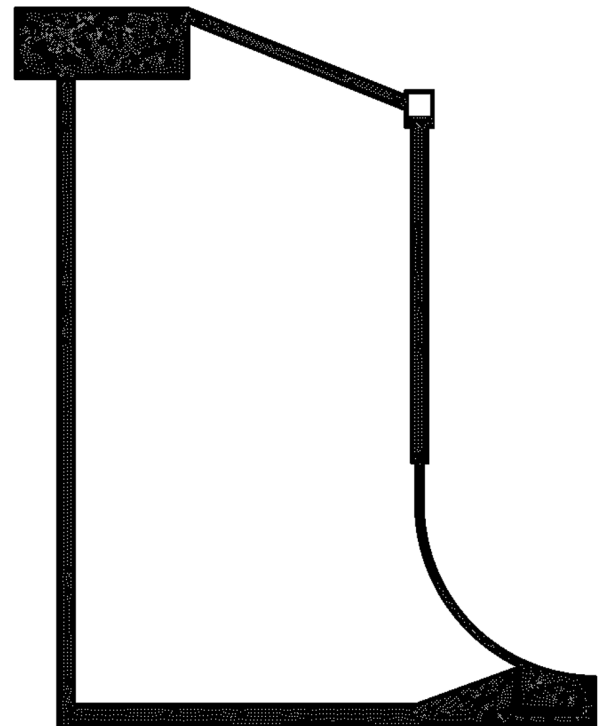


Fig. 2. Computational domain of ULPU-2400 configurations V.



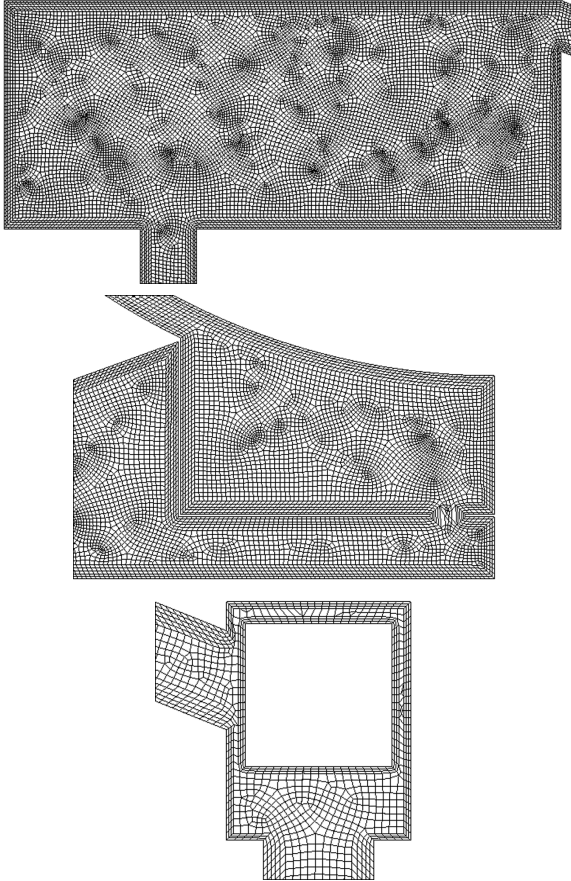


Fig. 3. Computational grid M.

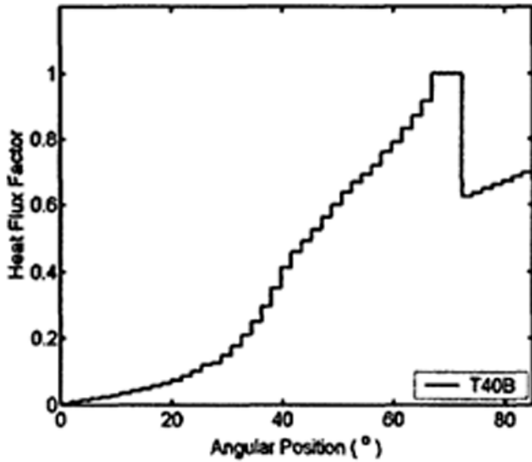


Fig. 4. Angular dimensionless heat flux profile.

서 발생하는 열부하로 최대 열유속이 ULPU-V 시험에서 구한 임계열유속인 1.782 MW/m^2 에 도달하는 경우 까지 해석할 수 있도록 Fig. 4의 무차원된 열유속함수에 실 임계열유속의 분율을 곱하여 Fig. 5에 나타난 각각의 해석을 위한 원자로용기 열유속 경계조건을 구성하였다.

3. 결과 및 고찰

3.1 평균 자연순환 유량

IVR-ERVC적용 시의 냉각수 자연순환유량에 해당되는 하강부에서의 냉각수 속도를 이 해석과 ULPU 시험 결과를 비교하여 Fig. 5에 나타내었다. 이 해석결과가 시험결과보다 다소 낮은 경향을 보였지만, 약 10% 오차범위 내에서 일치하게 예측하였다.

열부하에 의해 구동되는 자연순환 유량은 관내 저항과 균형을 이루면서 유동이 형성되는데, 그 유량은 열부하 크기가 크게 영향을 미치지 않고 거의 일정한 값을 (오차범위 14.7%내에서) 유지하는 것을 이 해석결과를 통해 볼 수 있다.

기존의 ULPU시험결과와 NEPTUNE CFD⁷⁾를 이용한 결과도 각각 오차범위 13.6%와 오차범위 3.4%내에서 강하부의 냉각수 유속이 일정하게 유지되고 있어, 이 해석이 원자로용기의 열부하에 따른 냉각수 자연순환 유량의 변화가 크지 않은 실제 경향을 잘 예측하고 있는 것을 확인할 수 있다.

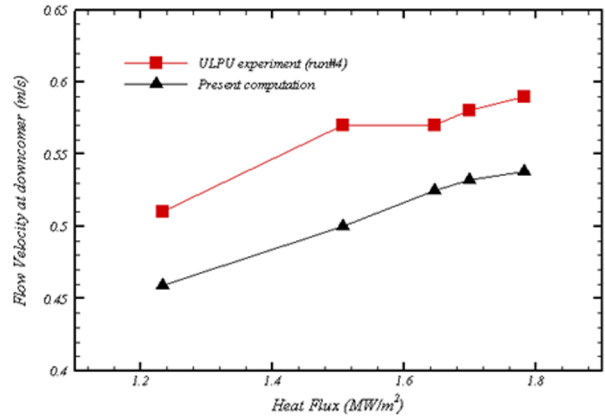


Fig. 5. Comparison of the liquid velocity in the downcomer.

3.2 유동 분포

원자로 벽면 최고 열유속이 1.782 MW/m^2 일 경우 냉각수 배관 내 액체 체적분율을 Fig. 6에 나타내었다. 원자로 벽면의 과냉비등현상으로 발생한 기포는 전열기 후단에서 바로 응축되어 냉각수는 단상유동 상태로 상승한 후, 상단부에서 고도에 의한 포화온도의 감소에 따라 발생하는 flashing현상으로 기포가 재생성된 후 응축기를 통해 외부로 배출되는 것을 확인할 수 있다. 즉, 원자로용기 내부 열부하에 따른 비등현상으로 생성되는 기포의 양이 미미하므로 열부하에 따른 자연순환유량의 변화가 크지 않은 것으로 판단할 수 있다.

Fig. 7은 냉각수 배관 내부의 상대압력과 절대압력

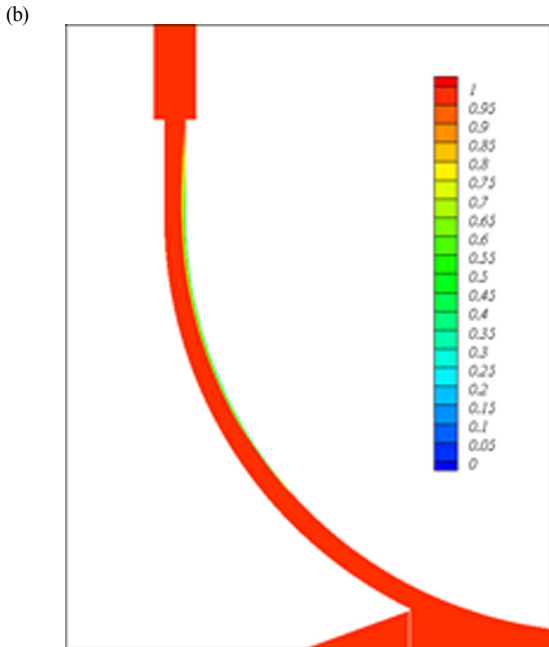
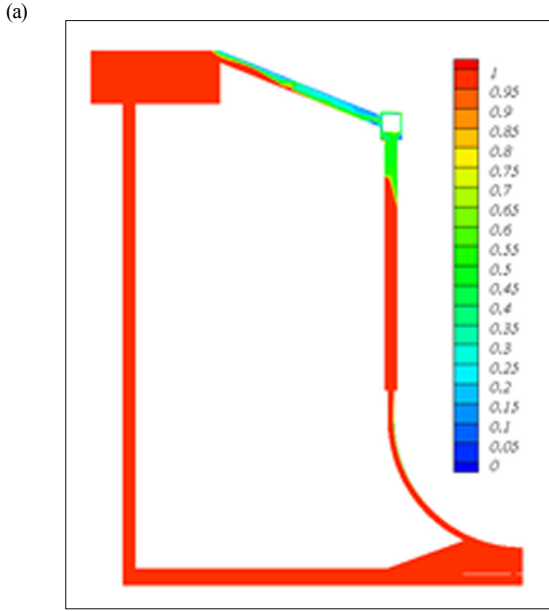


Fig. 6. Liquid volume fraction in the cooling loop; Heat flux=1,782 MW/m²; (a) whole cooling loop; (b) close view of cooling duct near the nuclear reactor wall.

을 나타낸 것이다. 냉각수가 상승하면서 상부의 노즐과 충돌하거나 응축기에서 유입되는 액체의 영향 등으로 상대압력이 영향을 받았지만, 냉각수의 하중에 의한 정수압 효과에 비해 미미하여 냉각수의 절대압력 분포에는 크게 영향을 미치지 않았다. 원자로용기 하부의 절대압력은 대기압의 약 1.5배로 커졌으며, 이 경우 포화온도는 대기압 조건에 비해 약 10 K 증가하면서 원자로용기 벽면에서 발생한 기포를 바로 응축시키

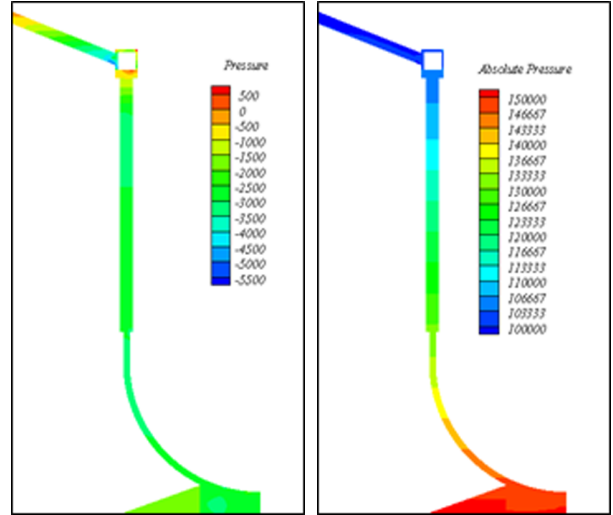


Fig. 7. Gauge pressure and absolute pressure in the cooling loop; Heat flux=1,782 MW/m²; Left: gauge pressure; Right: absolute pressure.

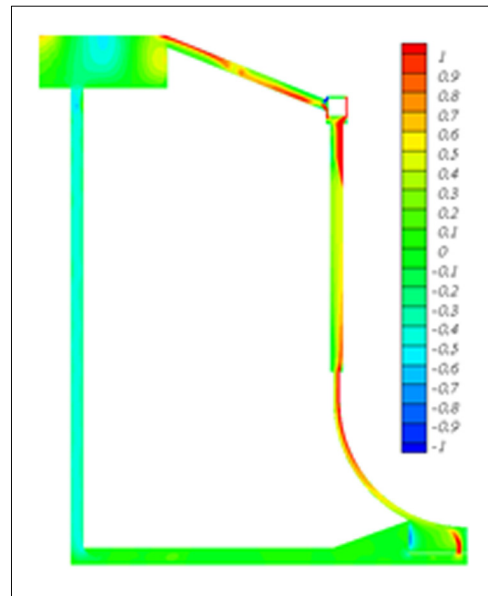


Fig. 8. Instantaneous liquid vertical velocity in the cooling loop; Heat flux= 1,782 MW/m².

는 원인이 된다.

Fig. 8은 냉각수 배관 내의 순간 수직방향 속도를 나타낸 것이다. 상단부에서 flashing현상이 발생하면서 유동 속도가 증가하였고, 원자로용기 벽면의 비등이 발생하는 곳을 따라 부력에 의해 속도가 증가한 것을 볼 수 있다. 또한 원자로용기 하부에서는 폭이 좁은 입구 baffle형상을 통과하면서 속도가 증가하였다. 하강부의 속도는 거의 일정한 값을 유지하였다.

원자로용기 하부 입구 주위의 유동장 속도벡터의 분포를 Fig. 9에 나타내었다. 입구에서 원자로용기와 단

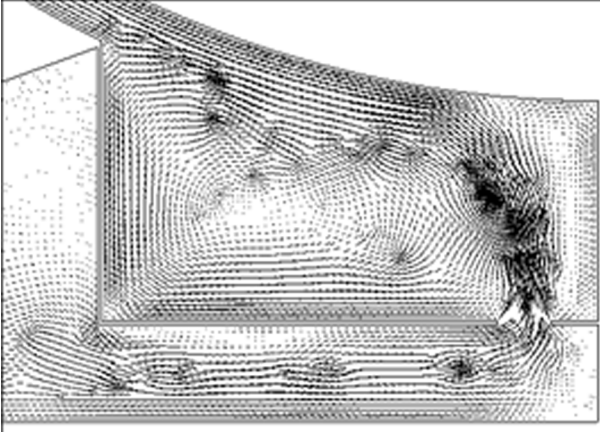


Fig. 9. Instantaneous velocity vector at the inlet of the loop; Heat flux=1.782 MW/m².

열재 사이의 냉각배관으로 연결되는 공간에서 두 개의 재순환영역이 형성되는 등 매우 복잡한 형태의 유동 해석결과를 볼 수 있다. 입구 baffle을 통과한 냉각수 유동은 원자로용기 하부와 충돌하면서 두 개의 재순환 영역이 형성되는데, 이 해석에서 예측한 두 재순환 영역의 중심점 위치와 크기 등은 기존의 NEPTUNE CFD 코드⁷⁾를 이용한 해석에서도 유사하게 예측한 바 있다.

4. 결론

원자로 중대사고 대처를 위한 IVR-ERVC 전략의 CFD를 이용한 해석평가 방법론 수립을 위하여, 상업용 열유동 해석 프로그램인 ANSYS-CFX코드를 이용하여 기존 연구결과가 잘 알려진 IVR-ERVC 적용 시의 ULPU-V 시험설비 냉각수 폐회로 내부의 과냉비등 현상을 모의하였다.

해석결과, 냉각수 자연순환유량에 해당되는 하강부의 냉각수 평균속도는 기존 연구결과와 유사하게, 원자로용기 벽면의 열유속 크기에 큰 영향을 받지 않고 거의 일정한 값을 유지하는 것으로 예측하였으며, 그 크기도 10% 오차범위에서 기존 시험결과와 일치하였다.

냉각수 배관 내의 상변화 현상을 살펴보면, 원자로 벽면에서 비등에 의해 발생하는 기포는 바로 응축되어 단상유동 상태로 되지만, 부력으로 상승하면서 포화온도가 낮아지고 이에 따라 기포가 재생성되는 flashing 현상이 발생하는 것으로 예측되었다. 이러한 배관 내의 기포 분포는 기존의 NEPTUNE code를 사용한 연구에서도 매우 유사하게 예측한 바 있다.

위와 같이, CFD를 이용하면 IVR-ERVC 적용 시 발생할 수 있는 비등 및 응축 등을 비롯한 국부적인 열수력 현상을 실제와 유사하게 예측할 수 있음을 확인하였다. 이는 기존 1차원 원자력 시스템 해석코드에서는 충분히 반영할 수 없었던 점으로, CFD를 이용한 해석 방법론이 앞으로 중대사고 대처설비 설계 및 평가를 위하여 매우 유용한 수단이 될 것으로 판단된다.

향후에는 이 연구결과를 바탕으로 한 CFD를 이용한 다상유동해석을 통하여, IVR-ERVC를 포함한 중대사고 대처계통이나 비등 및 응축이 발생하는 안전계통의 설계 검증을 수행할 계획이다.

감사의 글: 이 연구는 2016년도 산업통상자원부의 지원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구과제입니다(No. 20131510101680).

References

- 1) T-N. Dinh, J. P. Tu, T. Salmassi, T. G. Theofanous, "Limits of Coolability in the AP1000-Related ULPU-2400 Configuration V Facility", CRSS Technical Report 0306, 2003.
- 2) B. R. Sehgal *et al.*, "Nuclear Safety in Light Water Reactors, Academic Press", Waltham, MA, USA, 2012.
- 3) ANSYS, Inc., "ANSYS CFX-Solver Manager User's Guide", Canonsburg, PA, USA, 2013.
- 4) B. Koncar, I. Kljenak and B. Mavko, "Modelling of Local Two-phase Flow Parameters in Upward Subcooled Flow Boiling at Low Pressure", International Journal of Heat and Mass Transfer, Vol. 47, pp. 1499-1513, 2004.
- 5) N. Kural and M. Z. Podowski, "Multidimensional Effects in Forced Convection Subcooled Boiling", Proc. 9th International Heat Transfer Conference, Jerusalem, Israel, 1990.
- 6) F. Menter, "Two-equation Eddy-viscosity Turbulence Models for Engineering Applications", AIAA Journal, Vol. 32, No. 8, pp. 269-289, 1984.
- 7) M. Jamet, J. Lavieville, K. Atkhen and N. Mechitoua, "Validation of NEPTUNE CFD on ULPU-V experiments", Nuclear Engineering and Design, Vol. 293, pp. 468-475, 2015.