2방정식 난류모델을 이용한 축소 APR+ 내부 유동분포 수치해석 Numerical Analysis of Flow Distribution in the Scaled-down APR+ Using Two-Equation Turbulence Models

이공희(Gong Hee Lee)[†], 방영석(Young Seok Bang), 정애주(Ae Ju Cheong)

한국원자력안전기술원

Korea Institute of Nuclear Safety, Daejeon, 305-338, Korea

(Received October 1, 2014; revision received February 11, 2015; Accepted: February 24, 2015)

Abstract Complex thermal hydraulic characteristics exist inside the reactor because the reactor internals consist of fuel assembly, internal structures and so on. In this study, to examine the effect of Reynolds-Averaged Navier-Stokes (RANS)-based two-equation turbulence models in the analysis of flow distribution inside a 1/5 scaled-down APR+, simulation was performed using the commercial computational fluid dynamics software, ANSYS CFX R.13 and the predicted results were compared with the measured data. It was concluded that reactor internal flow pattern was locally different depending on the turbulence models. In addition, the prediction accuracy of k- ϵ model was superior to that of other two-equation turbulence models and this model predicted the relatively uniform distribution of core inlet flow rate.

Key words Computational fluid dynamics(전산유체역학), Flow similarity(유동 상사성), Geometry modeling (형상 모델링), Reactor internal flow(원자로 내부유동), Turbulent flow(난류 유동)

[†] Corresponding author, E-mail: ghlee@kins.re.kr

1. 서 론

원자로 내부는 연료집합체, 제어봉집합체, 노내계측기, 내부 구조물 등으로 구성되어 있어 복잡한 열수력학적 특성이 존재한다. 원자로 설계 변경은 원자로 내부의 열수력학적 특성 변화에 영향을 미칠 수 있으므로 인허가 신청자는 설계 변경된 원자로에 대한 유동 분포 시험을 수행하고 그 결과(예 : 노심입구 유량 분포)를 노심 열적여유도 분석 프로그램의 입력자료로 활용한다.

APR+(Advanced Power Reactor Plus) 원자로로는 기존의 APR1400형 원자로 대비 장전 연료집합체 다발수 증가(241다발 → 257다발)를 비롯하여 주요 설계치수 및 일부 원자로 내부 구조물의 설계가 변경되었으므로 실제 APR+ 원자로 대비 1/5로 축소된 시험장치에서 원자로 내부유동 분포를 측정하였다.^(1, 2)

비록 컴퓨터 하드웨어 기술의 급속한 발달로 인해 전산유체역학의 경쟁력이 지속적으로 높아지고 있으나, 원자로 내부유동을 정확하게 예측하는데 있어 컴퓨터 성능은 여전히 주요한 제한 사항 중의 하나이다. 예를 들어 과도한 계산자원을 요구하는 직접수치모사(Direct Numerical Simulation) 방법을 원자로 설계과정에

서 적용하는 것은 현실적으로 불가능하다. 따라서 원자로 내부의 실제 유동과 레이놀즈 평균된 Navier-Stokes 방정식 사이의 차이를 해소하기 위해 난류모델의 사용이 필요하다. 대표적인 난류모델 중에서 2방정식 난류모델은 복잡성, 정확성 및 강건성(robustness) 등이 서로 적절하게 절충된 모델로서 공학 분야 전반에 걸쳐 많이 사용되고 있다. 한편 레이놀즈 응력 모델은 개별 레이놀즈 응력에 대한 수송 방정식을 계산함으로써 선회류(swirl flow) 및 정체(stagnation) 영역에서 2방정식 난류모델에 비해 상대적으로 향상된 예측 성능을 나타낼 가능성이 있지만 레이놀즈 응력 수송 방정식의 일부 항들을 모델링하는 과정에서 수치적 불안정성이 발생하여 계산의 수렴성이 저하되고 계산결과의 정확도가 감소할 수 있다.

이와 관련하여 Rhode et al.⁽³⁾은 상용 전산유체역학 소프트웨어를 사용하여 1/5로 축소된 Rossendorf 냉각재 혼합 모형, Vattenfall 시험설비, VVER-1000형 원자로 모형에 대해 계산을 수행하였고 전산유체역학 우수사례지침⁽⁴⁾에 근거해서 난류모델, 원자로 내부 구조물 형상처리 등과 관련된 권고사항들을 제시하였다. Lee et al.⁽⁵⁾은 칼란드리아 내부의 감속재 유동 특성 및 온도 분포를 정확하게 해석하기 위한 벤치마크 계산으로 SPEL

(Sheridan Park Experimental Laboratory) 실험장치에 대해서 상용 유동해석 프로그램인 FLUENT에 탑재된 난류모델들의 예측 성능을 비교하였다.

본 연구에서는 축소 APR+ 원자로 내부유동 분포 해석시 레이놀즈 평균 Navier-Stokes에 기반한 다양한 2방정식 난류모델의 예측 특성을 평가하기 위해 상용 전산유체역학 소프트웨어인 ANSYS CFX R.13⁽⁶⁾을 사용하여 계산을 수행하였고 계산결과를 측정값과 비교함으로써 원자로 내부유동 분포 예측에 적절한 난류모델을 제시하였다.

2. 해석모델

2.1 APR+ 원자로 유동분포 시험장치

APR+ 원자로 유동분포 시험장치(APR+ Core Flow and Pressure Test Facility, ACOP)는 실제 APR+ 대비 1/5로 축소된 모형으로서 원자로, 4개의 저온관, 2개의 고온관 등으로 구성되었다. 시험장치에 적용된 척도비는 Table 1에서 요약하였다.

축소 원자로 모형의 내부 구조물들은 원형과 거의 동일한 형태를 가지며 기하학적인 상사성이 만족된다.^(1, 2) 연료집합체의 입구 및 출구에서 수력학적 특성을 확인하기 위해 257개의 노심 모의기(core simulators)가 축소 원자로 모형 내부에 설치되었다. 노심 입구 유량분포 및 노심 출구 압력분포는 차압계를 사용해서 측정하였다.^(1, 2)

2.2 시험조건

시험조건은 펌프 4대 운전에 대한 대칭/비대칭 유량 조건과 펌프 3대 운전조건으로 구성된다. 본 연구에서

는 펌프 4대 운전에 대한 대칭 유량 조건에 대해서 계산을 수행하였다. 상기 대칭 유량 조건의 경우 강수관(downcomer)에서의 수력직경, 평균 유속, 작동유체 물성치로 계산된 레이놀즈수는 약 8.6×10^5 이다.

2.3 형상모델링

노심 입구 상류에 위치한 원자로 내부 구조물은 노심 입구 유량분포에 상당한 영향을 미칠 수 있다. 따라서 원자로 내부유동 계산시 이러한 구조물에 대한 기하 형상을 정확하게 고려하는 것이 필요하다. 그러나, 이러한 접근 방식은 상당한 계산 자원을 필요로 한다. 본 연구에서는 Fig. 1(b)에서 볼 수 있듯이 노심 입구 상류에 위치한 원자로 내부 구조물 중에서 노심 입구 유량분포에 상당한 영향을 미칠 것으로 예상되는 유동 덮개(flow skirt), 하부지지구조물 바닥판(lower support structure bottom plate)과 노내 계측기 노즐 지지판(ICI nozzle support plate)의 실제 형상을 고려하였다.

한편 제한된 계산 자원으로 인해 격자수를 저감하고자 연료 집합체 및 제어봉 안내관 등은 단순 체적

(a) Full geometry

(b) Details of lower support structure

Fig. 1 The computational domain.

Table 1 Summary of scaling parameters^(1, 2)

Parameters	APR+	ACOP	Parameters	APR+	ACOP
Temperature, °C	310	60	Volume ratio	1	1/125
Pressure, MPa	15	0.375	Aspect ratio	1	1
Density, kg/m ³	704	983.2	Velocity ratio	1	1/2.16
Viscosity, Ns/m ²	8.43×10^{-5}	4.66×10^{-4}	Mass flow ratio	1	1/39
Length ratio	1	1/5	Core exit Re ratio	1	1/40.9
Area ratio	1	1/25	ΔP ratio	1	1/2.58

(다공성 영역)으로 고려하였다. 실제 형상에서 발생하는 속도장과 압력 강하를 고려하기 위해 다공성 영역에 기공률(porosity) 및 등방성(isotropic) 손실 모델을 적용하였다. 기공률은 유체 영역 및 고체 구조물 영역을 포함하는 전체 체적에 대한 유체 영역 체적의 비로 정의되며, 다공성 영역에서 유동 가속에 영향을 미친다. 본 연구에서는 원자로 내부 구조물의 실제 형상을 반영하여 기공률을 결정하였으며, 0.5~0.75의 값을 가진다.

축소 원자로 모형에서 측정된 압력 강하와 다공성 영역에서의 압력 강하를 일치시키기 위해 등방성 손실 모델에서 압력손실계수를 조정하였다. 상기 기공률 및 등방성 손실 모델에 대한 상세한 설명은 ANSYS CFX 매뉴얼⁽⁷⁾에서 확인할 수 있다.

3. 수치모델링

3.1 수치해법

본 연구에서는 상용 전산유체역학 소프트웨어인 ANSYS CFX R.13⁽⁶⁾을 이용하여 정상(steady), 비압축성, 등온 조건하에서 APR+ 축소 모형 내부의 난류 유동을 계산하였다.

공간 차분 오차는 차분법의 정확도 및 격자 크기에 기인한다. 본 연구에서는 선행 연구 결과⁽⁸⁾에 근거하여 계산 결과의 정확도를 일정 부분 유지하면서 수렴성을 향상시키기 위해 운동량 방정식 및 난류 방정식의 대류항에 대해 각각 고차 정확도(high resolution) 차분법 및 1차 풍상차분법을 적용하여 계산을 수행하였다. 참고로 고차 정확도 차분법에서는 계산영역 전체에 대해 국부 해석결과를 이용하여 혼합인자(blend factor) 크기를 결정한다. 변수의 구배가 낮은 경우, 혼합 인자는 1에 근접한 값을 가지며 2차 정확도를 나타내는 반면 변수의 구배가 급격하게 변하는 경우, 해석 결과의 왜곡을 방지하고 강건성을 유지하기 위해 혼합인자는 0에 근접한 값을 가지며 1차 정확도를 나타낸다.

연계 연산기(coupled solver)를 사용해서 속도 및 압력 방정식들을 단일계(single system)에서 계산하였다.

개별 방정식들의 제곱평균(root mean square) 오차가 6×10^{-4} 이하이고 주요 변수들의 변화가 매우 작은 경우에 계산이 수렴된 것으로 판정하였다.

3.2 난류모델

축소 APR+ 원자로 모형 내부의 난류 유동에 대한 예측 성능을 평가하기 위해 ANSYS CFX R.13⁽⁶⁾에 탑재된 레이놀즈 평균 Navier-Stokes 방정식에 기반한 2방정식 난류모델인 표준 k- ϵ 모델, RNG(ReNormalization

Group) k- ϵ 모델, SST(Shear Stress Transport) 모델을 사용하였다. RNG k- ϵ 모델은 급격한 변형이 있거나 유선 곡률의 영향을 받는 유동 해석시, SST 모델은 역압력 구배가 우세하거나 충격파가 존재하는 유동 해석시 표준 k- ϵ 모델에 비해 상대적으로 우수한 예측 성능을 나타내는 것으로 알려져 있다. 상기 난류 모델에 대한 상세한 설명은 ANSYS CFX 매뉴얼⁽⁷⁾에서 확인할 수 있다.

3.3 격자계

Fig. 2는 시험장치와 동일한 크기의 계산 영역에 대한 격자계를 나타낸다. 격자 형태는 사면체, 피라미드 및 프리즘으로 구성된 혼합 격자이다. 벽 근처에서 격자 해상도를 향상시키기 위해 프리즘 형태의 격자를 배치하였다. 계산에 사용된 총 격자수는 7.3×10^7 개이며, 강수관에서 최대 y^+ 는 약 305이다. 동 격자계는 선행연구^(9, 10)에서 격자 민감도 평가를 통해 결정되었다.

(a) Full geometry

(b) Lower support structure and flow skirt

Fig. 2 Grid system.

3.4 경계조건

APR+ 원자로 유동분포 시험장치에 설치된 냉각재 펌프 토출구 위치에서 저온관 1개당 135 kg/s의 유량을 입구 경계면에 수직인 방향으로 적용하였다. 또한 시험에서 난류 강도가 측정되지 않은 관계로 입구에서의 난류 강도를 5.0%로 가정하였다. 작동 유체로는 60℃의 물을 적용하였다. 출구경계면에서는 평균 정압(static pressure) 조건을 적용하였다. 원자로 용기를 포함한 모든 벽 경계면에서는 점착(no-slip) 조건을 적용하였다. 벽 근처의 유동을 계산하기 위해 k- ϵ 계열 난류모델의 경우 가변 벽함수(scalable wall function)를, SST 난류모델의

경우 자동 근접벽 처리(automatic near-wall treatment)를 적용하였다.

4. 결 과

Fig. 3은 저온관에서 원자로 입구까지 3개 단면에서의 속도 분포를 나타낸다. k- ϵ 계열 난류모델에서는 단면 2의 외곽 경계에서 국부적으로 저속 영역이 나타난 반면 SST 모델에서는 유사한 현상이 확인되지 않았다.

Fig. 4는 저온관(CL1A)을 통해 원자로로 유입된 유동의 속도 벡터를 나타낸다. 저온관을 통해 유입된 유

(a) k- ϵ

(b) RNG k- ϵ

(c) SST

Fig. 3 Velocity contour along the cold leg 1A.

(a) k- ϵ

(b) RNG k- ϵ

(c) SST

Fig. 4 Velocity vector near the cold leg entrance region.

동은 비상 노심 냉각관(emergency core cooling barrel duct)을 지나면서 가속되었으며 고온관(HL1) 하부에서 와류가 발생하였다. 저온관 우측 하부 부근에서 유속 분포가 국부적으로 차이나는 것을 제외하고 난류모델별 유동형태는 전체적으로 유사하였다.

Fig. 5는 강수부(저온관 중심으로부터 아래 방향으로 -0.6 m 지점)에서 y 방향 속도의 원주방향분포를 나타낸다. 타 연구결과⁽³⁾와 유사하게 강수부의 속도는 저온관 사이(CL1A~CL2B, CL2A~CL1B)에서 최대 크기를 가지는 비균일한 분포를 나타내었다. 한편 속도 분포는 난류모델에 따라 국부적인 차이를 나타내었다. 예를 들어 k-ε 모델은 고온관 하부에서 상대적으로 유속을 크게 예측하였다. 또한 RNG k-ε 모델 및 SST 모델의 경우 저온관 사이에서 비선형적인 속도 구배가 발생한 반면 k-ε 모델에서는 이러한 현상이 발생되지 않았다.

Fig. 6은 원자로 하부 플레넘에서의 유선을 나타낸

Fig. 5 Circumferential distribution of velocity (y-direction) in the downcomer(-0.6 m from the center of cold leg).

다. 유동 덮개를 통과한 유동은 원자로 하부에서 혼합되며, 이 영역에서 유속은 상대적으로 낮다. 원자로 하부에서 유동 형태가 국부적으로 차이나는 것을 제외하고 방진기 돌출부(snubber lug) 후단에서 와류가 예측되는 등 난류모델별 유동 형태는 전체적으로 유사하였다.

Fig. 7은 유동 덮개를 통과한 유동의 속도 벡터를 나타낸다. 유동 덮개는 다양한 구멍 크기를 가지며 하부 플레넘에서 난류 혼합을 증가시키기 위해 강수관과 노심 입구 사이에 설치된다. Lee et al.⁽¹¹⁾의 설명과 유사하게 유동 덮개 상부 열의 작은 구멍을 통과한 유동은 노심 중앙에 도달하기 위한 충분한 운동량을 가지고 있지 않기 때문에 하부 플레넘 부근의 유동과 혼합되고 노심 주변에서 상부로 진행하였다. 반면에 하부 열의 큰 구멍을 통과하는 유동은 상대적으로 큰 운동량을 가지므로 노심 중앙으로 진행하였다.

k-ε 모델 및 SST 모델의 경우 유동 덮개 최하부 열의 구멍을 통과한 유동이 노내 계측기 노즐 지지판의 상부를 따라 노심 중앙으로 이동하였고 원자로 하부에서 다양한 형태의 와류가 예측되었으나, RNG k-ε 모델에서는 유동 덮개 최하부 열의 구멍을 통과한 유동이 노내 계측기 노즐 지지판의 상부로부터 떨어져서 이동하였고 원자로 하부에서 와류 형태의 유동이 명확하게 확인되지 않았다. 결과적으로 유동 덮개에서부터 연료 집합체 입구까지 영역에서 난류모델별 유동 예측 결과가 가장 큰 차이를 나타내는 것으로 확인되었다.

Fig. 6 Streamlines at lower plenum region.

(a) k-ε

(b) RNG k-ε

(c) SST

Fig. 7 Velocity vector near a flow skirt.

Fig. 8에서 노심 중심선(A-A')에 위치한 연료집합체에 대한 무차원화된 노심입구 유량 측정값⁽²⁾과 계산 결과를 비교하였다. k-ε 모델, RNG k-ε 모델 및 SST 모델과 측정값 사이의 평균오차는 각각 9.5%, 13.4%, 10.0%로 나타났으며, 전체적으로 k-ε 모델로 예측한 결과가 측정치와 상대적으로 일치하였다.

Fig. 9에서 연료집합체 평균 유량으로 무차원화된 노심입구 유량 측정값⁽¹⁾과 계산 결과를 비교하였다. 노심

(a) Numbering of fuel assemblies

(b) Normalized core inlet mass flow rate

Fig. 8 Distribution of the normalized core inlet mass flow rate along core centerline(A-A').

(a) Experiment⁽¹⁾

(b) k-ε

(c) RNG k-ε

(d) SST

Fig. 9 Distribution of the normalized core inlet mass flow rate.

Fig. 10. Frequency distribution of the mass flow rate at core inlet plane.

하부지지구조물 바닥판에서 유동구멍의 면적이 노심 외곽에서 증가하였기 때문에 이 위치에서 고유량 영역이 형성되었다. 측정된 노심입구 유량은 연료집합체 평균 유량의 86%~126% 범위에 걸쳐 분포하였다.⁽¹⁾ 반면 k-ε 모델, RNG k-ε 모델 및 SST 모델이 예측한 노심입구 유량범위는 각각 81%~140%, 67%~144% 및 66%~143%이었다. 비록 측정치와 다소 차이를 나타내었으나 k-ε 모델로 예측한 결과가 측정치와 상대적으로 일치하였다.

Fig. 10은 노심 입구에서의 유량의 도수(frequency) 분포를 나타낸다. 노심 입구에서 유량의 표준편차(σ)는 k-ε 모델이 다른 난류모델에 비해 상대적으로 작은 값을 나타내었다. 이는 k-ε 모델이 노심 입구에서의 유량 분포를 상대적으로 균일하게 예측함을 의미한다. 한편 RNG k-ε 모델 및 SST 모델이 k-ε 모델에 비해 최소/최대 노심입구 유량 분포를 상대적으로 광범위하게 예측하였다.

5. 결 론

본 연구에서는 축소 APR+ 원자로 내부유동 분포 해석시 레이놀즈 평균 Navier-Stokes에 기반한 2방정식 난류모델의 예측 특성을 평가하기 위해 상용 전산유체역학 소프트웨어인 ANSYS CFX R.13을 사용하여 계산을 수행하였고 계산 결과를 측정값과 비교하였다. 주요 결론은 다음과 같다.

- (1) 원자로 내부유동의 형태는 사용된 난류모델에 따라 국부적으로 차이가 발생하였다. 특히 유동 덕트에서부터 연료집합체 입구까지 영역에서 난류모델별 유동 예측 결과가 가장 큰 차이를 나타내는 것으로 확인되었다.
- (2) 연료집합체 평균 유량으로 무차원화된 노심입구 유

량 측정값과 난류모델별 계산값을 비교한 결과 k-ε 모델로 예측한 결과가 측정치와 상대적으로 잘 일치하였다. 또한 동 난류모델이 노심 입구에서의 유량 분포를 상대적으로 균일하게 예측하였다.

- (3) 난류모델은 원자로 내부유동 계산결과에 불확실도를 제공하는 주요 원인중의 하나이다. 따라서 원자로 내부유동 계산 결과를 원자력발전소 인허가에 활용하고자 할 경우 적절한 격자해상도에서 다양한 난류모델에 대한 민감도 분석을 통해 난류모델 선정의 타당성이 입증되어야 한다.

후 기

본 연구는 원자력안전위원회와 한국방사선안전재단의 지원을 받아 수행한 원자력 안전연구사업의 연구결과입니다(No.1305002). 또한 한국과학기술정보연구원/슈퍼컴퓨팅센터로부터 슈퍼컴퓨팅 자원과 기술지원(과제번호 : KSC-2014-C1-026)을 받아 수행된 연구성과입니다.

References

1. Euh, D. J., Kim, K. H., Youn, J. H., Bae, J. H., Chu, I. C., Kim, J. T., Kang, H. S., Choi, H. S., Lee, S. T., and Kwon, T. S., 2012, A flow and pressure distribution of APR+ reactor under the 4-pump running conditions with a balanced flow rate, *Nuclear Engineering and Technology*, Vol. 44, pp. 735-744.
2. Kim, K. H., Euh, D. J., Chu, I. C., Youn, Y. J., Choi, H. S., and Kwon, T. S., 2013, Experimental study of the APR+ reactor core flow and pressure distributions under 4-pump running conditions, *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 256, pp. 957-966.
3. Rohde, U., Höhne, T., Kliem, S., Hemström, B., Scheuerer, M., Toppila, T., Aszodi, A., Boros, I., Farkas, I., Mühlbauer, P., Vyskocil, L., Klepac, J., Remis, J., and Duryi, T., 2007, Fluid mixing and flow distribution in a primary circuit of a nuclear pressurized water reactor-validation of CFD codes, *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 237, pp. 1639-1655.
4. Menter, F., 2001, CFD best practice guidelines for CFD code validation for reactor safety applications, ECORA CONTRACT N° FIKS-CT-2001-00154.
5. Lee, G. H., Bang, Y. S., and Woo, S. W., 2012, Performance assessment of turbulence models for the prediction of moderator thermal flow inside CANDU calandria, *Trans. Korean Soc. Mech. Eng. B*, Vol. 36,

- No. 3, pp. 363-369.
6. ANSYS CFX, Version 13.0, ANSYS Inc.
7. ANSYS CFX-Solver Modeling Guide, 2010, ANSYS Inc.
8. Lee, G. H., Bang, Y. S., and Woo, S. W., 2013, Numerical analysis of turbulent flow around a tube bundle by applying CFD best practice guideline, Trans. Korean Soc. Mech. Eng. B, Vol. 37, No. 10, pp. 961-969.
9. Lee, G. H., Bang, Y. S., Woo, S. W., Kim, D. H., and Kang, M. G., 2013, Numerical analysis of the internal flow distribution in scale-down APR+, Trans. Korean Soc. Mech. Eng. B, Vol. 37, No. 9, pp. 863-870.
10. Lee, G. H., Bang, Y. S., Woo, S. W., Cheong, A. J., Kim, D. H., and Kang, M. G., 2013, A numerical study for the effect of flow skirt geometry on reactor internal flow, Annals of Nuclear Energy, Vol. 62, pp. 452-462.
11. Lee, B. J., Jang, H. C., Cheong, J. S., Baek S. J., and Park, Y. S., 2001, A review on the regionalization methodology for core inlet flow distribution map, Journal of the Korean Nuclear Society, Vol. 33, pp. 441-456.