

# APR1000 원자로 1/5 축소모델의 노심유동분포 CFD 해석 방법 수립과 검증

손성만\* · 박원만\* · 최청열\*†

## Development and Validation of CFD Analysis Method for Core Flow Distribution in a 1/5 Scale Model of APR1000 Reactor

Sungman Son\*, Won Man Park\*, Choengryul Choi\*†

*Key Words* : APR1000 reactor (APR1000 원자로), Core flow distribution (노심유동분포), Computational fluid dynamics (전산유체역학), 1/5 Scale model (1/5 축소모델)

### ABSTRACT

The APR1000 (Advanced Power Reactor 1000) is a next-generation pressurized water reactor (PWR) developed from the APR1400 design, featuring enhanced safety and compliance with European Utility Requirements (EUR) for European market entry. Accurate flow distribution at the reactor core inlet is essential for maintaining safety indicators such as cooling performance, DNBR, and thermal margin. This study establishes and validates a computational fluid dynamics (CFD) methodology to predict the core inlet flow distribution of the APR1000 reactor. A 1/5 scaled experimental model was constructed, and CFD simulations were conducted using ANSYS FLUENT and ANSYS CFX software. Various grid densities and turbulence models—including Standard k- $\epsilon$ , SST, RNG k- $\epsilon$ , and Reynolds Stress Model (RSM)—were evaluated for their impact on flow accuracy. Grid sensitivity analysis showed that even coarse grids provided reliable results, enhancing computational efficiency without significant loss of accuracy. Among the turbulence models, SST and RNG k- $\epsilon$  showed the best agreement with experimental data. Notably, the SST model in ANSYS CFX achieved the highest correlation with experimental results, demonstrating the lowest RMSE and MAE values compared to ANSYS FLUENT. These findings confirm the robustness of the developed CFD methodology for APR1000 design and safety assessments, supporting optimized reactor design and reducing the risk of intellectual property disputes during international expansion. Future research will explore a wider range of operating conditions and emergency scenarios to further enhance CFD-based safety analyses for advanced nuclear reactors.

### 1. 서 론

APR1000 (Advanced Power Reactor 1000) 원자로는 APR1400 원자로의 기술을 바탕으로 설계된 차세대 가압경수로형 원자로로, APR1400 보다 출력은 낮지만, 안전성이 강화된 모델이다. APR1000에는 APR1400에서 검증된 주요 안전 기술을 그대로 유지하면서도, 최신 안전 설계 요소를 추가로 반영되었다. 특히, APR1000은 유럽 시장 진출을 목

표로 유럽 사업자 요건 (European Utility Requirements, EUR)을 충족하는 설계를 적용한 것으로 알려져 있다. 또한 APR1000은 OPR1000 원자로와 기술적으로 유사한 부분이 많으며, 미국 CE (Combustion Engineering)의 SYSTEM 80 노형과 상당 부분에서 동일한 설계 기반을 공유한다. 이러한 유사성으로 인해 유럽 수출 과정에서 지적재산권 분쟁이 발생할 가능성이 있으며, 이를 예방하기 위해 독자적인 설계 기술 확보가 요구된다<sup>(1)</sup>.

\* (주) 엘솔텍(Elsoltec Co.,Ltd)

† 교신저자, E-mail : crchoi@elsoltec.com

원자로 노심에서의 유동분포는 원자로의 냉각 성능, 핵비등이탈률 (Departure from Nucleate Boiling Ratio, DNBR), 열적 여유도 (Thermal Margin)와 같은 중요한 안전 지표에 큰 영향을 미친다. 냉각재가 고르게 순환되지 않을 경우, 특정 부위가 과열되어 원자로의 안전성이 위협받을 수 있으므로 정확한 노심 유동 분포 설계는 매우 중요하다. 이에 Kim 등은 축소 실험 모형을 이용하여 APR1000 원자로의 내부 유동, 특히 177개 연료 집합체의 입구에서의 유동분포를 실험적으로 평가한 바 있다<sup>(1)</sup>. Tong 등은 전산유체역학 (Computational Fluid Dynamics, CFD)을 사용하여 1,000 MWe의 신형 가압수형 원자로 용기 내의 유체 흐름과 혼합 특성을 분석하였으며, 원자로 내부에서 발생하는 압력 손실과 냉각수 혼합이 나타나는 노심 입구에서 비교적 균일한 흐름 분포를 밝혀낸 바 있다<sup>(2)</sup>. CFD는 1990년대 중반에 처음 원자력 분야에 도입된 이후 원자로 및 관련 계통의 해석에 널리 활용되고 있다<sup>(3)</sup>. CFD 해석 결과는 격자 크기와 난류모델에 따라 민감하게 영향을 받을 수도 있다. 또한, 상용 CFD 소프트웨어에 따라 세부적인 수치해석 기법이 다르므로 이에 따른 차이도 배제할 수 없다. 그러나 이들이 CFD 해석 결과 (노심 입구 유동분포)에 미치는 영향에 대한 연구는 충분히 이루어지지 않았다.

이에 본 연구에서는 최종적으로 APR1000 원자로의 원형에 대한 노심 입구에서의 유동분포에 대한 CFD 해석 방법을 수립 및 검증할 목적으로, 실험 결과<sup>(1)</sup>가 존재하는 APR1000 원자로의 1/5 축소모델 및 격자 시스템을 제작하고, 이에 대한 CFD 해석 방법을 수립하고, 실험 조건과 동일한 해석 조건에 대하여 CFD 해석을 수행하였으며, 그 결과를 실험 결과와 비교하여 수립된 해석 방법을 검증하고자 한다. 이 과정에서 격자 민감도, 난류모델 민감도 평가를 수행하고, 상용 CFD 소프트웨어들(ANSYS FLUENT와 ANSYS CFX)에 따른 영향도 평가하고자 한다.

## 2. APR1000 원자로 및 축소모델

### 2.1 APR1000 원자로

APR1000 원자로는 경수로형 원자로로, 냉각재의 흐름과 열 전달 메커니즘을 통해 핵연료의 열을 안전하게 제거하는 역할을 한다. 원자로의 주요 구성 요소는 저온관 (Cold Leg), 강수부 (Downcomer), 하부 플레넘 (Lower Plenum), 연료 집합체 (Fuel Assembly or Core), 상부 플레넘 (Upper Plenum), 고온관 (Hot Leg) 등으로 이루어져 있다 (Fig. 1).

냉각재는 저온관을 통해 원자로 내로 들어오게 되며, 이 냉각재는 원자로 용기 내의 강수부에서 하강 흐름을 형성한다 (Fig. 2). 강수부 상부에는 비상 시 냉각수를 연료 집합체로 직접 공급하는 비상노심배럴덕트 (Emergency Core

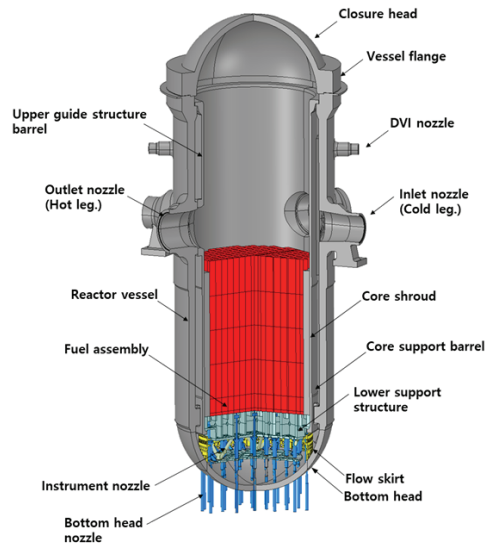


Fig. 1 3D CAD model of the APR1000 reactor

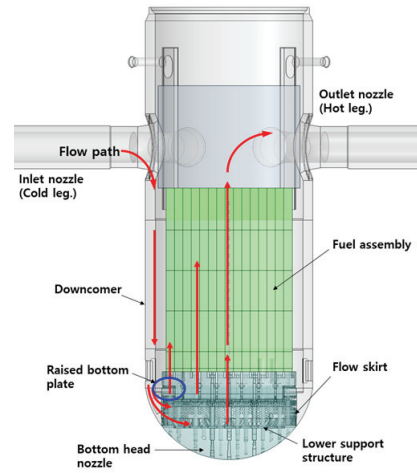


Fig. 2 Schematic of coolant flow path

Barrel Duct, ECBD)가 설치되어 있어 비상 시 냉각재의 유입을 보조한다. 냉각재는 강수부를 따라 하부 플레넘으로 흘러 들어가며, 플로우 스킷과 하부 지지 구조물 (Lower Support Structure)을 지나 연료 집합체로 균일하게 공급되도록 설계되어 있다.

APR1000 원자로에는 15×15 배열로 177개의 핵연료집합체가 설치되어 있으며, 연료 집합체는 APR1000 원자로의 심장부로, 핵분열 반응이 일어나는 장소이다. 연료 집합체는 여러 개의 연료봉으로 구성되어 있으며, 각각의 연료봉은 우라늄 또는 혼합 산화물(MOX) 연료가 채워져 있다. 제어봉에 의해 조절된 연쇄적인 핵분열 반응을 통해 지속적으로 열이 생성되며, 방출된 중성자가 추가적인 핵분열을 유도하여 다량의 에너지가 열 형태로 발생한다. 냉각재는 연료 집합체를 통과하면서 생성된 열을 흡수하게 된다. 연료의 배치와 냉각재의 흐름 경로는 최적의 열 전달을 보장하도록 설계되어 있

으며, 냉각재가 고온으로 가열되는 동안 연료 집합체는 안전 한 온도로 유지된다. 이를 담보하기 위해서는 노심입구에서의 유량분포가 설계된 범위 내에서 균일하여야 한다.

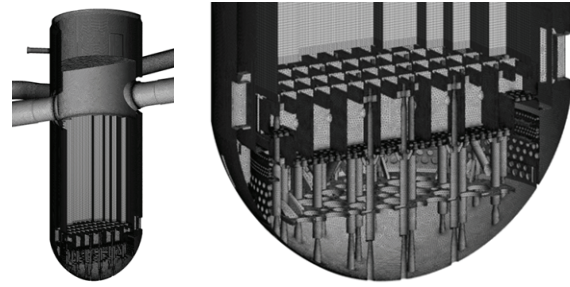
고온 상태가 된 냉각재는 연료 집합체를 지나 고온관을 통해 원자로 외부로 배출된다. 이 배출된 냉각재는 증기 발생기 (Steam Generator, SG), 원자로 냉각재 펌프 (Reactor Coolant Pump, RCP)를 거쳐 냉각된 후 다시 원자로로 순환되며, 이러한 과정이 지속적으로 반복된다.

이와 같은 APR1000 원자로의 설계는 냉각재의 효과적인 흐름을 통해 열 제거와 관련된 안전성을 확보하고 있으며, 각 구성 요소는 효율적인 열 전달과 안정적인 원자로 운영을 보장하기 위해 상호작용한다.

### 2.2 축소 실험 장치

한국원자력연구원은 최근 APR1000 원자로 노심입구유동 분포를 취득하기 위하여 APR1000 원자로의 1/5 축소 모델을 제작하여 이에 대한 실험을 수행한 바 있다<sup>(1)</sup>. APR1000 원자로의 1/5 축소실험 장치 설계 및 제작 시, 고온-고압의 운전조건 하에서 작동하는 열수력학적 특성을 1/5 축소된 실험 장치에서 원형 원자로와 동일하게 모의하기 위하여 실험 장치는 1/5 선형 척도비를 가지는 ACOP (Advanced Core Flow & Pressure) 실험장치의 설계 개념을 적용하여 기하학적, 유체역학적 상사성이 고려되었다<sup>(1,4)</sup>.

이 실험 장치는 노심 입구에서 유동분포를 취득하는 것이 주목적이므로 노심을 기준으로 상사성을 만족하는 척도설계가 이루어졌다. 기하학적 상사성 측면에서는 원형 원자로의 선형 치수를 1/5 축소하여 기하학적 상사성을 보존하였다. APR1000 원자로에는 15×15 배열로 177개의 핵연료집합체가 설치되어 있으나, 실험 장치에는 핵연료집합체 대신 177개의 노심모의시험기를 제작/설치하여 실험을 수행하였다. 원자로 내, 냉각재의 유체역학적 상사성을 보존하기 위하여 Table 1에 나타낸 것과 같이 원형 노심으로 유입되는 냉각수의 유속 대비하여 축소 실험 장치에서 1/2이 되도록 냉각수 유량을 감소 설계하여 실험을 수행하였다<sup>(5-6)</sup>.



(a) Overall (b) Lower Plenum

Fig. 3 Grid system for 1/5 scaled model (Coarse)

### 2.3 축소 해석 모델

본 연구에서는 최종적으로 APR1000 원자로의 원형에 대한 노심 입구에서의 유동분포에 대한 CFD 해석 방법을 수립 및 검증할 목적으로, 실험 결과<sup>(1)</sup>가 존재하는 APR1000 원자로의 1/5 축소 모델 및 격자 시스템을 제작하고, 이에 대한 CFD 해석 방법을 수립하고, 실험 조건과 동일한 해석 조건에 대하여 CFD 해석을 수행하고, 그 CFD 해석 결과를 실험 결과와 비교하여 수립된 해석 방법을 검증하고자 한다.

이에 앞서 2.2절에 설명된 Kim 등<sup>(1)</sup>의 APR1000 원자로의 축소 실험과 동일한 축소 해석모델을 제작하였고, 이를 활용하여 CFD 해석을 위한 해석 영역을 추출하였다. 이를 활용하여 CFD 해석을 위한 격자 시스템을 제작하였다 (Fig. 1, Fig. 3).

CFD 해석 모델은 축소 실험 장치와 마찬가지로, 원형 원자로에 1/5 선형 척도비를 적용하여 제작하였다. 축소 모델은 저온관, 강수부, 하부 플레넘, 노심, 상부 플레넘, 고온관 등 주요 부분을 모두 포함하였다. 강수부 상부에는 APR1000에서 새로이 도입 고려 중인 비상노심배럴덕트 (Emergency Core Barrel Duct, ECBD)도 포함하였다 (Fig. 1).

실험 장치에서는 원자로 내 177개의 핵연료집합체를 노심 모의기를 설계/제작하여 수행하였으나, CFD 해석 모델에서는 이를 다공성물질 모델 (Porous Media Model)을 사용하여

Table 1 Operating conditions for original and 1/5 scaled models of APR1000 reactor

Location		Original Model				1/5 Scaled Model (Experiment <sup>(1)</sup> )			
		Flow Rate		Temp.	Pressure	Flow Rate		Temp.	Pressure
		[kg/s]	[kg/s]	[°C]	[MPa]	[kg/s]	[kg/s]	[°C]	[MPa]
Cold Leg.	CL1A	3,827	15,308	295.8	15.5	100	400	60.0	0.2
	CL2A	3,827				100			
	CL1B	3,827				100			
	CL2B	3,827				100			
Hot Leg.	HL1	7,654	15,308	-	-	200	400	-	-
	HL2	7,654				200			

Table 2 Grid Density for each region

[unit: Cells/m<sup>3</sup>]

Region	Coarse (y+= 370)	Intermediate (y+= 300)	Fine (y+= 100)
Cold Leg.	61,692,753	61,828,440	78,628,282
Downcomer	66,950,601	86,399,952	183,455,470
Lower Plenum	110,066,770	129,389,836	263,751,298
Fuel Assembly	9,489,224	10,470,021	15,891,037
Upper Plenum	10,937,712	10,957,224	11,085,108
Hot Leg.	11,753,197	12,627,618	19,415,999
All Region	40,619,301	47,839,252	90,520,452

여 처리하였다. CFD 해석 시, 핵연료집합체의 복잡한 구조를 대신하여 다공성물질(Porous Media) 모델을 사용하면, 격자를 적게 사용함으로써 계산 효율을 향상시키면서 실제 노심에서의 압력 강하와 같은 유동 특성을 효과적으로 모의할 수 있다.

현재의 연구가 원자로 노심입구에서의 유량분포에 주 관심이 있는 바, 핵연료집합체 상부의 튜브 뱅크(Tube Bank)와 상부 가이드 구조물(Upper Guide Structure, UGS) 영역에도 다공성물질 모델을 적용하였다.

### 3. CFD 해석 방법

#### 3.1 CFD 해석 모델

Fig. 1에 나타낸 APR1000 원자로의 3D CAD 모델을 바탕으로 CFD 해석을 위한 격자 시스템을 제작하였다(Fig. 3). 격자 제작 시, 육면체와 사면체 격자를 조합하여 제작하였으며, 특히 물리량의 변화가 클 것으로 예상되는 영역들에는 보다 세밀한 격자를 배치하여 해석의 정확성을 도모하였다. 격자민감도를 평가하기 위해 예비해석을 통하여 y+를 기준으로 3종의 격자 시스템(Coarse: y+ = 370, Intermediate: y+ = 300, Fine: y+ = 100)을 제작하였으며, 각 격자 시스템의 격자 밀도를 Table 2에 정리하여 나타내었다. 격자민감도 결과는 본 논문의 4.1절에 기술하였다.

#### 3.2 CFD 해석 조건

APR1000 원자로의 1/5 축소 모델에 대한 CFD 해석을 본 논문의 3.1절에 설명한 3종의 격자 시스템(Fig. 3)과 Table 1에 정리된 실험조건과 동일한 조건을 적용하여 수행하였다.

입구 조건은 원자로에 설치된 4개의 저온관을 통해 원자로 내로 냉각수가 균등하게 유입되도록 하였으며, 총 유입 유량은 400 kg/s (60°C)이다. 저온관의 입구는 Inlet-Mass Flow Rate로 설정하였다. 출구 조건은 각 고온관에서 각각 50% 유

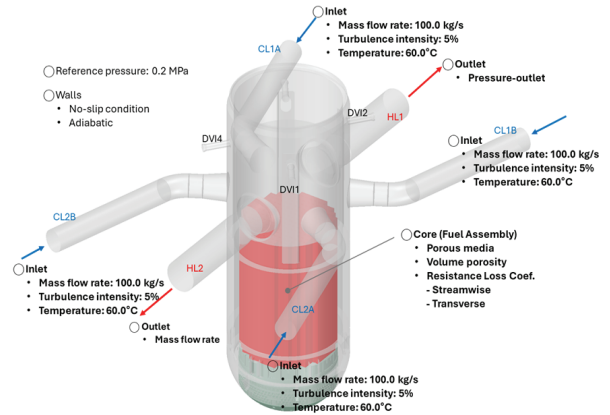


Fig. 4 Boundary conditions for CFD analysis

량이 빠져나가도록 설정하였으며, 출구 중 하나는 Outlet-Mass Flow Rate로, 다른 출구는 Pressure-Outlet (0.2 MPa)으로 설정하였다. 이를 Fig. 4에 그림으로 나타내었다.

핵연료집합체는 앞서 언급한 바와 같이 상세 형상을 고려하지 않고, 다공성물질 모델을 사용하여 처리하였다. 노심 내에는 축방향 유동뿐만 아니라 횡방향 유동도 존재하므로, APR1000 HIPER16 핵연료집합체의 축 방향과, 횡 방향으로의 형류 특성값으로 축 방향과 횡 방향 각각에 대하여 Inertia resistance factor를 22.837 m<sup>-1</sup>과 548.088 m<sup>-1</sup>을 적용하였다.

노심출구 상부 영역에 대해서도 상세 형상을 고려하지 않고, 다공성물질 모델을 사용하여 처리하였으며, 적용된 Inertia resistance factor는 축방향, 횡방향 모두 27.957 m<sup>-1</sup>을 적용하였다.

#### 3.3 CFD 해석 방법

원자로 내, 냉각수 거동을 CFD 해석하기 위하여 연속 방정식, 운동량 방정식(Navier-Stokes Equation), 에너지 방정식을 사용하였다. 난류특성을 고려하기 위하여 적절한 난류모델(Turbulence Model)의 선택이 중요하다. 이에 본 연구에서는 관련 기준 논문들<sup>(7~12)</sup>을 참고하여 4개의 Standard k-ε, SST, RNG k-ε, RSM 4종의 난류모델을 적용하여 해석하고, 그 결과를 상호 비교하여 난류모델 민감도를 평가하였다. 평가 결과는 본 논문의 4.2절에 기술하였다.

CFD 해석은 현재 가장 널리 사용되고 있는 상용 CFD 소프트웨어인 ANSYS FLUENT와 ANSYS CFX를 사용하였으며, 사용 CFD 소프트웨어에 따른 비교를 수행하였으며, 이를 본 논문의 4.2절에 기술하였다.

ANSYS FLUENT에서는 Pressure-Velocity Coupling을 위하여 SIMPLE 알고리즘을 사용하고, 차분화 기법으로는 2<sup>nd</sup> Order Upwind Scheme을 적용하였다. ANSYS CFX에

서는 압력과 속도 방정식을 동시에 풀어 빠르고 안정적인 수렴을 제공하는 압력 기반의 Coupled Solver를 사용하였으며, 차분화 기법으로는 High Resolution을, Time Scale Factor는 1.0으로 설정하였다. 해석 수렴 기준은 두 소프트웨어 모두에서 모든 변수의 잔차 (Residual)가  $10^{-3}$  이하가 되도록 설정하였다.

## 4. CFD 해석 결과

### 4.1 격자 민감도

격자 민감도를 평가하기 위하여 본 논문의 3.1절에서 설명하고, Table 2에 나타난 3종의 격자에 대하여 ANSYS FLUENT를 사용하여 CFD 해석을 수행하였다.

Fig. 5와 Fig. 6은 APR1000 원자로의 177개 핵연료집합체 각각의 입구에서의 무차원화된 유량 분포를 나타내며, 격자 민감도에 따른 유동 분포의 차이를 분석한 결과이다. 본 연구에서는 거친(Coarse), 중간(Intermediate), 미세(Fine) 격자의 세 가지 해상도를 사용하여 격자 세분화가 유동 분포에 미치는 영향을 평가하였다. Fig. 5에서는 각 격자 해상도에 따른 코어 유동 분포가 색상으로 표현되어 있으며, 빨간

색은 높은 유동 영역을, 파란색은 낮은 유동 영역을 나타낸다. 특히, 코어 외측에 위치한 핵연료집합체로 유입되는 냉각수량이 상대적으로 많음을 확인할 수 있으며, 이는 코어 외곽으로 갈수록 유동이 증가하는 경향을 보여준다.

Fig. 6은 격자 민감도에 따른 유동 분포를 더욱 구체적으로 비교한 것으로, 8번째 행과 8번째 열에서의 무차원 유량 분포를 나타낸다. 세 가지 격자 조건에 따라 유동 분포를 비교하였으며,  $y+$  값이 작은 경우에도 유동 분포의 경향에는 큰 차이 없이 일관되게 유지됨을 보여준다. 각 위치에서의 유량 변화는 세부적인 국부 유동 차이를 반영하며, 전반적으로 유동 분포가 균일하게 유지되고 있는 것을 확인할 수 있다.

Table 3은 세 격자 해상도에 따른 유동 분포의 통계적 분석 결과를 요약하고 있으며, 무차원화 최소 및 최대 유량은 격자 해상도가 높아져도 거의 일정하게 유지되는 반면, 변동 계수 (Coefficient Of Variation, COV)는 거친 격자에서 15.80%에서 미세 격자로 갈수록 16.28%로 소폭 증가하는 경향을 보인다. 이러한 변동 계수의 증가는 미세 격자가 국부적인 유동 불규칙성을 더욱 세밀하게 포착하여 유동 분포를 보다 높은 해상도로 표현할 수 있음을 의미한다.

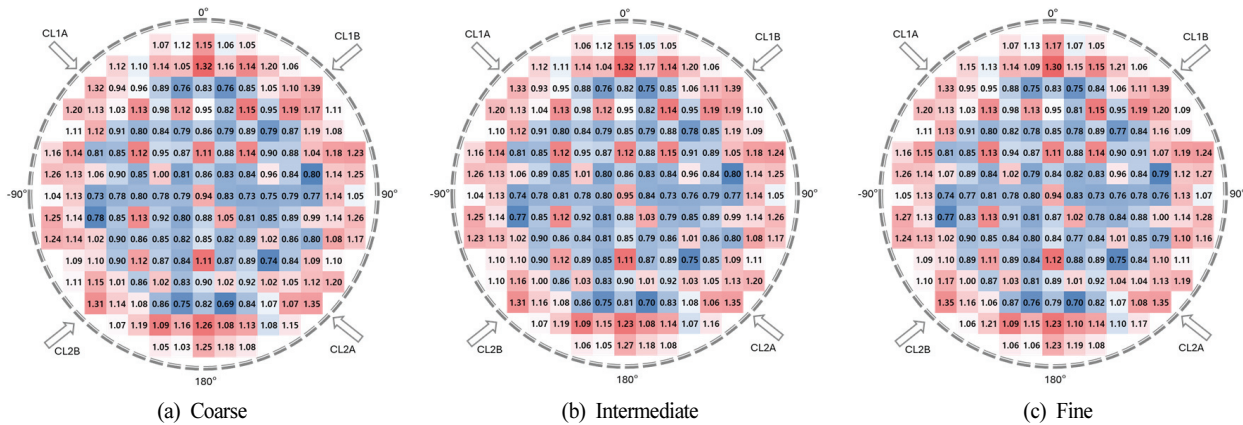


Fig. 5 Core inlet flow distribution according to grid system

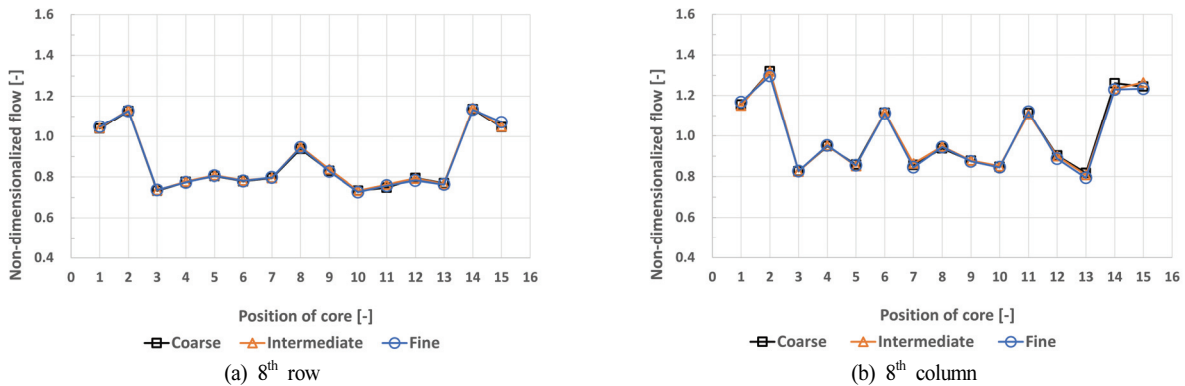


Fig. 6 Comparison of core inlet flow distribution according to grid system

Table 3 Comparison of core inlet flow distribution results according to grid system

Classification	Coarse	Intermediate	Fine
Min. Flow Rate [-]	0.685	0.700	0.703
Max. Flow Rate [-]	1.385	1.386	1.385
Coefficient Of Variation (COV) [%]	15.80	15.88	16.28

격자가 조밀해짐에 따라 유동 분포의 변동 계수가 약간 증가하는 차이는 있지만, 이러한 차이는 격자 밀도의 증가에 따른 격자수 증가에 비하여 무시할 만한 수준이다. 따라서 거친 격자를 사용하더라도 노심 입구에서의 냉각수 유량 분포를 취득하는 데 있어 큰 문제가 없다고 판단된다. 이는 원자로 내 냉각수의 CFD 해석 시 격자 선택에서 계산 효율과 정확도를 동시에 고려할 때, 거친 격자 해상도에서도 충분히 유의미한 결과를 도출할 수 있음을 보여준다.

#### 4.2 해석 결과 및 실험과의 검증

원자로 노심입구에서의 유량 분포 취득을 위한 CFD 해석 시 사용된 난류모델에 따라 영향을 받을 수 있다. 이에 Standard k-ε, SST, RNG k-ε, RSM 4종의 난류모델을 적용하여 CFD 해석을 수행하였다. 난류모델 민감도 평가와 더불어 동일 격자를 사용하여 CFD 소프트웨어 간의 비교도 수행하였으며, 최종적으로는 실험결과<sup>(1)</sup>와 비교하여 해석결과를 검증하였다. 이 해석들에서 사용된 격자는 거친 격자이다.

Fig. 7, Fig. 10, Table 4는 FLUENT 소프트웨어에서 k-

ε, SST, RNG k-ε, RSM 모델을 적용하여 얻은 노심 입구에서의 무차원 유량 분포 결과이다. Fig. 9, Fig. 12, Table 4에 비교 및 검증을 위하여 실험결과<sup>(1)</sup>를 나타내었다. Table 4에서 유사성 평가 지표로 상대편차 (RD), 평균 제곱근 오차 (RMSE), 절대 평균 오차 (MAE), 상관계수 (r)이 사용되었다. RD, RMSE, MAE 값은 0에 가까울수록, r은 1에 가까울수록 유사도가 높음을 의미한다. 각 난류 모델별로 유량 분포가 상이하게 나타나며, 특히 k-ε 모델의 경우 최대 무차원 유량이 1.389, 최소 무차원 유량이 0.685로 다른 모델에 비해 큰 편차를 보인다. 이는 변동 계수가 15.802%로 나타난 것과 일치하며, RD 값도 0.105로 다른 모델 대비 오차가 큰 것을 Table 4에서 확인할 수 있다. 반면 SST 모델과 RNG k-ε 모델의 경우 최대 유량이 각각 1.364와 1.299로 비교적 안정적인 분포를 보이며, 변동 계수도 14.145%와 13.908%로 나타나 유동 분포의 균일성이 상대적으로 높다. Fig. 10(a)와 (b)에서 8번째 행과 열에 대한 유량 분포를 세부적으로 살펴보면, SST와 RNG k-ε 모델이 실험 결과와 유사한 분포 경향을 보인다. 특히, 실험값과의 상관계수(r)는 k-ε 모델이 0.737로 가장 높은 값을 나타내며, RMSE와 MAE 값은 SST와 RSM 모델이 상대적으로 낮아 실험값과의 일치도가 높은 것을 확인할 수 있다.

Fig. 8, Fig. 11, Table 4는 CFX 소프트웨어를 사용하여 동일한 난류모델별 노심입구에서의 무차원 유량 분포 결과를 나타낸다. k-ε 모델의 경우 최대 무차원 유량이 1.166, 최소 유량이 0.838로 나타나, FLUENT의 k-ε 모델과 비교하여 더 작은 편차를 보인다. SST 모델의 경우 최대 유량이

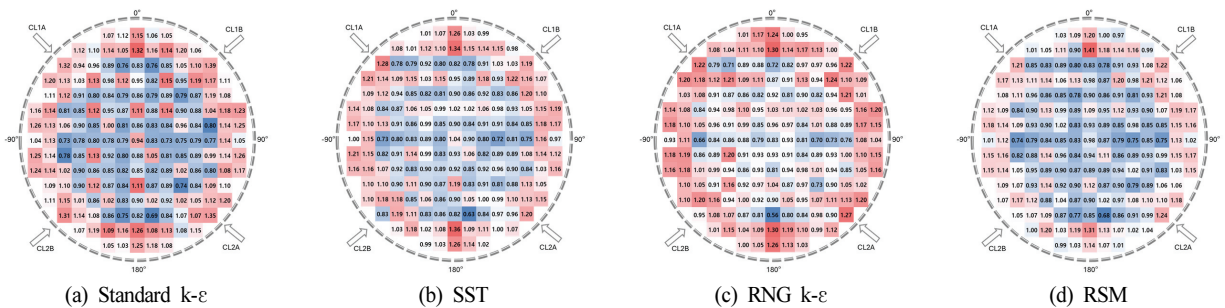


Fig. 7 Core inlet flow distribution according to turbulence model using FLUENT

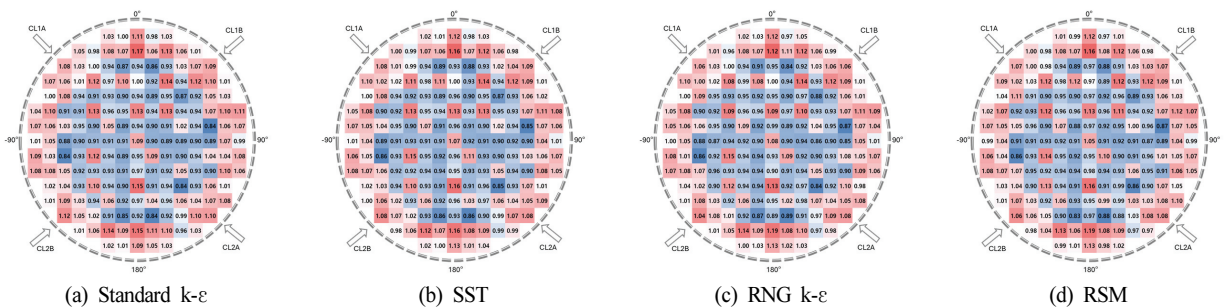


Fig. 8 Core inlet flow distribution according to turbulence model using CFX

1.162이며, 변동 계수가 7.773%로, CFX 내 다른 모델보다 매우 균일한 유량 분포를 보인다. Fig. 11(a)와 (b)의 8번째 행과 열을 보면 SST 모델이 가장 안정적인 분포를 보이며, 이는 실험값과의 오차가 적은 것을 확인할 수 있다. Table 4의 RD, RMSE, MAE 값에서도 SST 모델이 모든 모델 중 가장 낮은 값을 나타내어 실험 결과와 높은 유사성을 보인다. 또한, RSM 모델의 경우 최대 유량이 1.192로 안정적인 분포를 보이며, 실험값과의 상관계수( $r$ )도 0.597로 상대적으로 높은 일치도를 보인다.

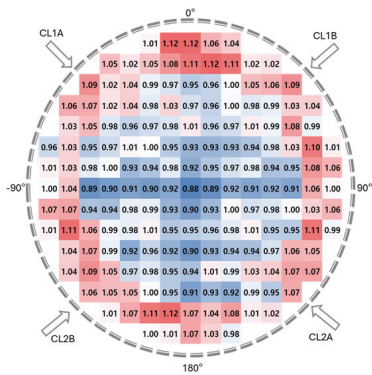


Fig. 9 Core inlet flow distribution from the experiment<sup>(1)</sup>

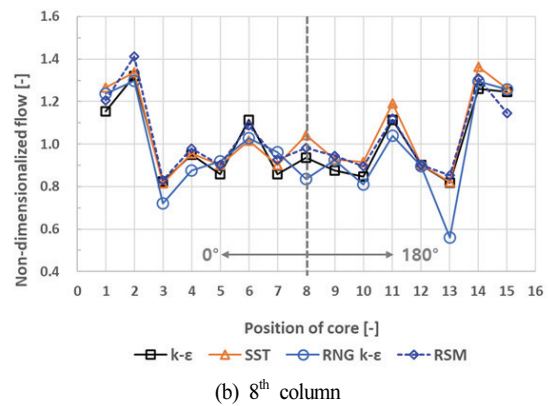
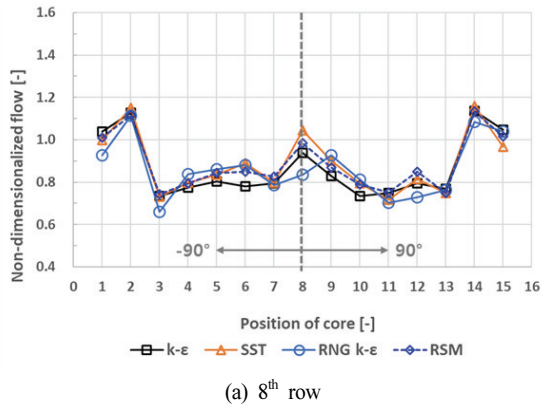


Fig. 10 Comparison of core inlet flow distribution according to turbulence model (FLUENT)

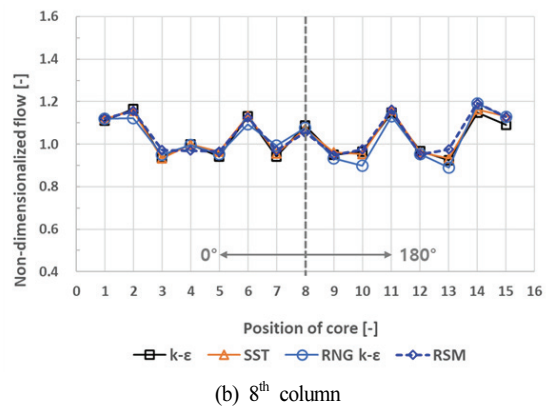
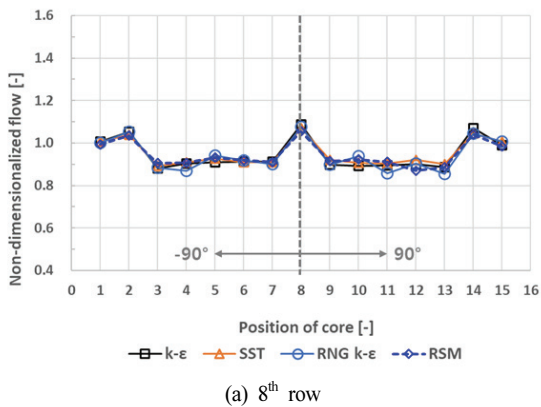


Fig. 11 Comparison of core inlet flow distribution according to turbulence model (CFX)

Table 4에 정리된 결과를 보면 FLUENT와 CFX 소프트웨어 간의 노심입구에서의 무차원 유량 분포 비교 결과를 확인할 수 있다. CFX는 전반적으로 실험값과의 유사도가 높고, 변동 계수가 낮아 더 균일한 분포를 보여준다. 특히 SST 모델의 경우, FLUENT 대비 CFX에서 변동 계수가 낮고, RD, RMSE, MAE 값도 낮아, FLUENT보다 더 높은 예측 정확성을 보인다. Fig. 10과 Fig. 11에서 FLUENT와 CFX의 SST 모델 결과를 비교하면, CFX의 SST 모델이 실험값과 더 유사한 분포를 보여 실험 결과와의 일치도가 더 높은 결과를 보여준다. 또한,  $k-\epsilon$  모델에서도 CFX의 유량 분포가 FLUENT에 비해 더 균일하고 실험값과의 상관성이 높은 경향을 보인다. 그러나, 이러한 CFD 소프트웨어 간의 차이는 세부 설정에 따라 달라질 수 있으므로 본 결과가 CFD 소프트웨어의 절대적인 정확성 성능을 의미하는 것은 아니다.

### 5. 결론

본 연구에서는 APR1000 원자로의 노심 입구에서의 유동 분포를 정확히 예측하기 위한 전산유체역학(CFD) 해석 방법을 수립하고, 이를 검증하기 위하여 1/5 축소모형을 이용한 실험 데이터와의 비교 분석을 수행하였다. 연구의 주요 목표

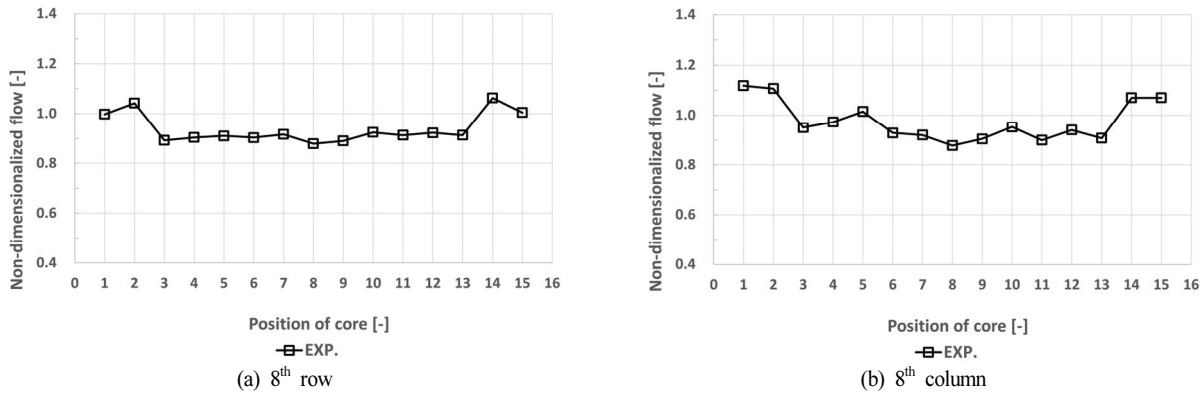


Fig. 12 Comparison of core inlet flow distribution according to turbulence model (CFX)

Table 4 Comparison of core inlet flow distribution according to turbulence model and FLUENT/CFX, including the experiment results

Classification		FLUENT				CFX				Exp. <sup>(1)</sup>
		k-ε	SST	RNG k-ε	RSM	k-ε	SST	RNG k-ε	RSM	
Min. Flow Rate [-]		0.685	0.632	0.561	0.683	0.838	0.846	0.837	0.834	0.878
Max. Flow Rate [-]		1.389	1.364	1.299	1.411	1.166	1.162	1.191	1.192	1.121
Coefficient Of Variation (COV) [%]		15.802	14.145	13.908	13.408	8.214	7.773	7.832	7.760	5.690
Similarity	RD [-]	0.105	0.093	0.085	0.085	0.047	0.045	0.046	0.046	-
	RMSE [-]	0.122	0.110	0.107	0.103	0.064	0.062	0.062	0.063	-
	MAE [-]	0.104	0.092	0.085	0.084	0.046	0.045	0.045	0.045	-
	r [-]	0.737	0.686	0.704	0.695	0.631	0.609	0.624	0.597	-

는 다양한 격자 밀도와 난류 모델, 그리고 상용 CFD 소프트웨어 간의 차이를 평가하여 신뢰성 높은 해석 방법을 도출하는 데 있다.

격자 민감도 평가 결과, 거친(Coarse) 격자 해상도에서도 노심 입구의 냉각수 유량 분포를 취득하는 데 있어 큰 오차 없이 신뢰할 만한 결과를 얻을 수 있음을 확인하였다. 이는 계산 효율성을 크게 향상시키면서도 충분한 정확성을 유지할 수 있음을 의미한다. 또한, 난류 모델의 선택이 유동 분포 예측에 중요한 영향을 미친다는 점을 확인하였으며, 특히 SST 모델과 RNG k-ε 모델이 다른 모델들에 비해 실험 결과와의 일치도가 높게 나타났다.

특히, ANSYS CFX 소프트웨어를 사용한 SST 모델이 ANSYS FLUENT의 동일 모델에 비해 실험 데이터와의 상관 계수(r)가 높고, RMSE 및 MAE 값이 낮아 더 높은 예측 정확성을 보였다. 향후 본 해석 방법을 실제 원자로 설계 및 안전성 평가에 적용하는 데 있어 신뢰할 수 있는 도구임을 입증하였다.

본 연구는 APR1000 원자로의 설계 및 안전성 검증에 있어서 CFD 해석의 유효성을 확인하였으며, 이를 통해 향후 원자로의 최적 설계와 안전성 향상에 기여할 수 있을 것으로 기대된다. 또한, 본 연구에서 수립된 해석 방법은 유럽 시장 진출을 목표로 하는 APR1000 원자로의 경쟁력 강화를 위한 기술적 기반을 제공함으로써, 지적 재산권 분쟁의 가능성을

최소화하고 독자적인 설계 기술 확보에 중요한 역할을 할 것이다.

향후 연구에서는 더욱 다양한 운전 조건과 비상 상황을 고려한 CFD 해석을 수행하여 원자로의 다양한 운전 시나리오에서의 유동 특성을 심층적으로 분석할 필요가 있다. 또한, 실험 데이터의 범위를 확대하고, 다른 첨단 난류 모델 및 고해상도 격자 시스템을 적용함으로써 해석의 정확성과 신뢰성을 더욱 향상시킬 수 있을 것으로 기대된다.

## 후 기

본 연구는 산업통상자원부(MOTIE)와 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구과제입니다. (No.20217810100010)

## References

- (1) Kihwan Kim, Kyung-Moon Kim, Hae-Seob Choi, Hyosung Seoul, Byung-Jun Lim, Woo-Shik Kim, Dong-Jin Euh, 2024, "Experimental Study of the Lower Support Structure Effect on the Core Flow Distribution", The KSFM Journal of Fluid Machinery, Vol. 27, No. 2, pp.24-30.
- (2) L.L. Tong, L.Q. Hou, X.W. Cao, 2021, "Analysis of the



- flow distribution and mixing characteristics in the reactor pressure vessel”, Nuclear Engineering and Technology, Vol. 53, Issue 1, pp. 93–102
- (3) IAEA Nuclear Energy Series, 2022. Summary Review on the Application of Computational Fluid Dynamics in Nuclear Power Plant Design, International Atomic Energy Agency No. NR-T-1.20.
  - (4) Kim, K., Euh, D.J., Chu, I.C., Youn, Y.J., Choi, H.S., 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. 265, pp. 957–966.
  - (5) Suh, J.M., Park, N.G., Jeon K.L., Hwang, S.T., 2012, “Development of a Hiper PWR Fuel assembly for OPR1000 and APR1400”, Proceedings of the 18th Pacific Basin Nuclear Conference, Busan, Korea, 18–23 March.
  - (6) Kihwan Kim, Woo-Shik Kim, Hae-Seob Choi, Hyosung Seol, Byung-Jun Lim, Dong-Jin Euh, 2024, “An Experimental Evaluation of the APR1000 Core Flow Distribution Using a 1/5 Scale Model”, Energies 2024, 17, 2714.
  - (7) M.W. Kim, et al., 2001, “Assessment of Fluid Flow and Heat Transfer Characteristics in Reactor for APR 1400”, Proceedings of the Korean Nuclear Society Conference, pages 124.
  - (8) Gong Hee Lee, Young Seok Bang, Ae Ju Cheong, 2015, “Numerical Analysis of Flow Distribution in the Scaled-down APR+ Using Two-Equation Turbulence Models”, Korean Journal of Air-Conditioning and Refrigeration Engineering, Vol. 27, No. 4, pp.220–227.
  - (9) Gong Hee Lee, Young Seok Bang, Sweng Woong Woo, Do Hyeong Kim, Min Gu Kang, 2013, “Numerical Analysis of Internal Flow Distribution in Scale-Down APR+, Trans. Korean Soc. Mech. Eng. B, Vol. 37, No. 9, pp. 855~862.
  - (10) B. Kutuk, and I. H. Guzelbey, 2020, “Computational fluid dynamics analyses of a VVER-1200 nuclear reactor vessel for symmetric inlet, asymmetric inlet, and LOCA conditions”, Int. J. Press. Vessels Pip., 187.
  - (11) L. Wang et al., 2020, “Numerical simulation of temperature heterogeneity inside the AP1000 upper plenum and hot leg”, Nucl. Eng. Des., 362
  - (12) R. Puragliesi et al., 2016, “Steady-state CFD simulations of an EPR™ reactor pressure vessel: a validation study based on the JULIETTE experiments”, Nucl. Eng. Des., 300.