'01 추계학술발표회 논문집
한국원자력학회

APR-1400 원자로 원자로내 열유동특성 평가

Assessment of Fluid Flow and Heat Transfer Characteristics in Reactor for APR 14000

김만웅[1], 유선오[1], 이상규[1], 김현군[1], 이종인[1], 유성연[2], 정민호[2]

[1]한국원자력안전기술원
대전광역시 유성구 구성동 19번지

[2]충남대학교 기계설계공학과
대전광역시 유성구 궁동 220번지

요 약

현행 원자로내 열유동 특성 평가는 1차원 전산코드에 의해 수행하고 있으나, 1차원 열유동 특성평가로는 구체적인 열유동 특성을 명확하게 규명하지 못하는 단점이 있다. 특히 ARP-1400 원자로와 같이 처음으로 설계, 제작되는 원형로(Prototype)의 경우 노내 실증실험 등을 통하여 원자로내 열유동특성을 규명할 필요성이 있다. 이에 본 연구에서는 APR-1400 원자로내 3차원 열유동 특성을 해석하였다. 원자로내 유동 및 열전달 특성을 구하기 위하여 원자로 하부공동영역과 하부지지구조물, 노심영역, 핵연료정렬판 등에 대하여 Porous Media 모델을 적용하였으며, 또한 원자로 하부 부분이나 노심영역에서 형성되는 강한 와류에 대해서 난류모델로 RNG k-ε 모델을 적용하였으며, SIMPLE 알고리즘을 사용하여 수치해석을 수행하였다. 해석결과 원자로 냉각재가 고온관을 통해 빠져나가는 온도 (593.4 K)가 APR-1400 원자로 표준안전성분석보고서에 제시된 온도 (597 K)와 거의 일치하여 그 적절성을 확인하였다. 본 연구를 통하여 원자로에 대한 3차원 열유동 특성해석을 위한 기술을 축적하였으며, 이를 통하여 향후 원자로심에 대한 열유동현상 평가에 기여할 수 있을 것으로 기대한다.

ABSTRACT

The objective of this study is to establish evaluation and verification guideline for the APR 1400 and to investigate the thermal-hydraulic characteristics for reactor vessel are analyzed using FLUENT. The scope and major results of research are thermal-hydraulic characteristics for reactor vessel. The reactor vessel design data of APR-1400 are surveyed to develop numerical model. Porous media model is applied for fuel rod bundle, and full-scale, threedimensional simulation is performed at actual operating conditions. Distributions of velocity, pressure and temperature are well agreed with those of design data for ARP-1400.

1. 서 론

1970년대 석유파동 이후 대체 에너지원으로서 각광받던 원자력 사업은 1979년의 TMI 사고와 1986년 구 소련의 Chernobyl 사고의 충격으로 크게 둔화되었다. 그러나 최근 각종 환경단체들이 제기한 바와 같이 화석 연료의 사용 증가가 생태계 파괴 및 이상 기후 등의 환경문제를 야기시킴으로써 향후 청정 에너지원에 대한 요구가 커지고 이에 따라 원자력 에너지의 역할은 더욱 강조될 것이다. 그러나, 에너지 자원의 획기적 전환점이 될 미래형 원자로 (소위, FBR이나 핵융합로)의 상용화가 대략 2030년 이후에나 가능한 것으로 예상되기 때문에, 2010년 개발 이전까지는 이미 완숙 단계에 접어든 경수로 기술을 기본으로 한 원자력발전소의 건설을 예상할 수 있다. 그리고 TMI와 Chernobyl 사고이후, 지금까지 기존 경수로 설계에서 간과되었던 중대사고 (Severe Accidents)에 대한 대처능력을 확보하고, 원전사업 추진에 필히 동반되어야 할 국민적 합의를 위해 원전의 안전성 향상이 필수적이며 또한 원전설비의 지나친 복잡성과 보완요건 적용 등에 따른 타 에너지원과의 경쟁력이 논란되고 있어 이를 해소하기 위해서는 안전성과 경제성이 획기적으로 향상된 APR-1400 원자로 및 노심, 안전해석 기술 개발이 필요하게 되었다. 또한, 장기 에너지 수급 전망과 국제적인 환경 규제에 능동적으로 대처하기 위해 다가올 2000년대에도 원자력발전소의 계속적인 건설이 불가피하다고 판단할 때, 준 국산화 에너지의 안정적 공급 기반구축을 위해 APR-1400 원자로를 개발함으로써 선진국 수준의 설계 및 안전성평가 기술 능력을 확보하는 원자력 기술자립이 필요하다.

이와 같은 설계 및 안전성평가 기술 능력 확보를 위해서는 원자로 내 유동 해석모델 개발과 평가자료 도출, 데이터베이스 구축이 필수적이며, 이에 따라 원자로 내 열유동 특성 연구와 평가자료의 필요성이 절실해졌다. 그러나 그동안의 APR-1400 원자로내 열유동 특성 평가는 1차원 전산코드에 의해 수행되어, 구체적인 열유동 특성을 명확히 규명하지 못하고 있으며, 특히 APR-1400 원자로는 세계적으로 처음 설계, 제작되는 원형로 (Prototype) 개념으로 노내 실증실험 등도 수행된 바 없어, 현재까지 객관적인 열유동장 특성이 규명되지 못했다. 이에 본 연구에서는 원자로 내에서의 3차원 열유동 특성을 열유동 해석코드인 FLUENT [1]를 이용하여 해석함으로써 단계적인 기술 축적으로 국내 실정에 적합한 미래형 원자로의 자력개발을 위한 기반을 구축하고 안전성 확보에 기여하여 원자력 발전의 신뢰도를 높이며, 최적설계에 반영하여 경제성 향상에도 이바지 할 수 있

을 것으로 기대된다.

Ⅱ. 유동 및 열전달 특성 평가

APR-1400 원자로는 원자로 상부공동 (Upper 공동), 상부 구조물, 노심 (Core), 원자로심, 하부 구조물, 하부공동 (Lower 공동), 저온관 (Cold leg), 고온관 (Hot Leg) 등 그림 1과 같이 복잡한 형상을 갖고 있다 [2,3]. 원자로내 유동은 고온관으로 저온관을 통하여 들어온 물이 원자로 노심을 통과하여 빠져나가게 된다. 노심영역은 저온관과 고온관 바로 아래 쪽 중앙부분으로 16×16 핵연료집합체가 놓이게 된다. 노심영역 아래부분은 하부지지구조물 및 하부공동영역이고, 노심영역 위쪽은 핵연료 정렬판 영역이다. 저온관으로 들어오는 물의 질량유속은 166.6×10^{6} lbm/hr (17.91 m/s)이고, 물의 온도는 555 F (563.7 K)이다. 강수관을 지난 물이 하부공동영역과 하부 지지구조물을 통과할 때 압력강하는 12.97 psi이고, 노심영역을 지날때는 18.19 psi, 핵연료 정렬판에서는 9.08 psi이다. 노심에서 발생하는 열량은 1.35906×10^{10} Btu/hr으로 노심의 부피로 나누어 단위부피당 열량 (Heat Flux)을 계산하면 1.273945×10^{8} W/m^{3}이 된다 [4].

1. 지배방정식

원자로내 유동 및 열전달 특성을 구하기 위한 지배방정식인 연속방정식과 운동량방정식, 에너지 방정식과 난류모델 다음과 같다 [1].

연속방정식은 다음 식 (1)과 같으며,

$$\frac{\partial U_i}{\partial x_k} = 0 \tag{1}$$

운동량 방정식은 다음 식 (2)과 같고,

$$U_k \frac{\partial U_i}{\partial x_k} = -\frac{1}{\rho}\frac{\partial P}{\partial x_i} + \frac{\partial}{\partial x_k}\left(\nu \frac{\partial U_i}{\partial x_k} - \overline{u_i u_k}\right) \tag{2}$$

에너지 방정식은 다음 식 (3)과 같다.

$$U_k \frac{\partial T}{\partial x_k} = \frac{\partial}{\partial x_k}\left(\alpha \frac{\partial T}{\partial x_k} - \overline{u_k \theta}\right) + \frac{q}{\rho C_p} \tag{3}$$

본 연구에서는 표준 $k-\varepsilon$ 모델과 함께 RNG $k-\varepsilon$ 모델, Reynolds Stress 모델을 사용하여 각각의 모델에 대하여 계산하고 그 결과를 비교하여 보았다. 표준 $k-\varepsilon$모델에 대한 난류 운동에너지 k와 난류 운동에너지 소멸율 ε에 대한 방정식은 식 (4), (5)와 같다.

$$U_k \frac{\partial k}{\partial x_k} = \frac{\partial}{\partial x_k}\left[\left(\nu + \frac{\nu_t}{\sigma_k}\right)\frac{\partial k}{\partial x_k} \right] + P + G - \varepsilon \tag{4}$$

$$U_k \frac{\partial \varepsilon}{\partial x_k} = \frac{\partial}{\partial x_k}\left[\left(\nu + \frac{\nu_t}{\sigma_k}\right)\frac{\partial k}{\partial x_k} \right] + \frac{\varepsilon}{k}\left(C_1(P+G) - C_2\varepsilon\right) \tag{5}$$

Two-equation 모델인 $k-\varepsilon$ model에 근거한 RNG $k-\varepsilon$ model은 ReNormalization Group method라 불리우는 수학적 통계기법에 근거하여 유도된 모델로 유체 유동의 난류 현상을 해석하는 방법이다. 난류 전달을 모사함에 있어서 semi-empirical approach가 아닌 수학적 기초를 근거로 하므로 더 일반적이고 기초적인 model을 제시하며 벽근처 유동, 굴곡을 가진 유동, 저레이놀즈수(low Reynolds number) 유동 등을 예측하는 것이 개선되었다. 표준 $k-\varepsilon$ 모델과 비교할 때, strained 유동에 대한 정확도 개선, swirling 유동에 대한 정확도 개선, turbulent Prandtl number를 구하기 위한 analytical formula 사용(표준 $k-\varepsilon$ 모델에서는 turbulent Prandtl number를 사용자가 상수로 준다.) 등을 특징으로 한다. 특히, RNG $k-\varepsilon$ model 내의 상수와 함수는 실험식이 아닌 이론에 근거하므로 수정 없이 널리 사용될 수 있으며, RNG 이론 내에 저레이놀즈수 효과와 compressibility 효과가 포함되어 있으며 식 (6), (7)과 같다.

$$U_k \frac{\partial k}{\partial x_k} = \nu_t S^2 - \varepsilon + \frac{\partial}{\partial x_k} \alpha \nu_t \frac{\partial k}{\partial x_k} \tag{6}$$

$$U_k \frac{\partial \varepsilon}{\partial x_i} = C_{1\varepsilon}\frac{\varepsilon}{k}\nu_t S^2 - C_{2\varepsilon}\frac{\varepsilon^2}{k} - R + \frac{\partial}{\partial x_k} \alpha \nu_t \frac{\partial \varepsilon}{\partial x_k} \tag{7}$$

Reynolds Stress 모델은 와류와 회전등 복잡한 난류유동에 대하여 비교적 정확한 예측을 할 수 있다. RSM은 Isotropic eddy viscosity의 가정이 필요하지 않고, 소산율 방정식과 함께 Reynolds 응력에 대한 전달 방정식을 풀어서 Reynolds-averaged Navier-Stokes방정식으로 나타내며 식 (8), (9)과 같다.

$$\frac{\partial(\rho U_k \overline{u_i u_j})}{\partial x_k} = \rho(P_{ij} - \varepsilon_{ij} + \phi_{ji} + d_{ijk}) \tag{8}$$

$$\frac{\partial(U_k\varepsilon)}{\partial x_k} = C_\varepsilon\frac{\partial}{\partial x_k}\left(\frac{x}{\varepsilon}\overline{u_iu_i}\frac{\partial\varepsilon}{\partial x_i} + \frac{1}{2}C_{\varepsilon,1}\frac{x}{\varepsilon}P_{kk} - C_{\varepsilon,2}\frac{\varepsilon^2}{x}\right) \tag{9}$$

2. 전산해석기법

지배방정식과 난류방정식을 일반형으로 표시하면 식 (10)과 같다.

$$\frac{\partial}{\partial x_k}(\rho U_k\phi) = \frac{\partial}{\partial x_k}\left(\Gamma_\phi\frac{\partial\phi}{\partial x_k}\right) + S_\phi \tag{10}$$

여기서 좌변 항은 대류항이고, 우변의 첫 번째 항은 확산항이며, S_ϕ는 생성항이다. $\phi = 1$인 경우는 연속방정식을 나타내고, $\phi = U_i$인 경우는 운동량 방정식, $\phi = T$인 경우는 에너지 방정식을 나타내며, $\phi = k$ 와 ε 인 경우는 난류방정식을 나타낸다. 생성항 S_ϕ는 각각의 지배방정식에 대해서 다른 형태로 표시된다. 유한체적법(FVM : Finite Volume Method)을 사용하여 검사체적에 대한 지배방정식 (10)에 대한 차분방정식을 구하면 다음 식 (11)과 같다.

$$\phi_p\sum_i(A_i - S_p) = \sum_i(A_i\phi_i) + S_c \tag{11}$$

범용 열유체해석 프로그램인 FLUENT를 사용하여 차분방정식 식 (11)의 해를 구하였다. FLUENT는 유동, 열전달, 상변화, 연소 등과 관련된 현상의 수치해석을 위해 개발된 프로그램으로 전처리장치인 GAMBIT, Solver와 후처리장치인 FLUENT로 구성되어 있다 [1]. FLUENT는 완전내연기법(fully implicit scheme)을 사용한 유한체적법 Code로서 속도 등 벡터량과 압력, 온도 등 스칼라 양을 같은 위치에 저장하는 비교차격자계 (non-staggered grid)를 사용하며, 대류항을 계산하기 위한 격자점간의 보간은 power-law법, 2차 상류차분법, 고차 상류차분법인 QUICK법을 선택하여 사용할 수 있다. 난류모델은 $k-\varepsilon$모델을 기본으로 사용하고 RSM(Reynolds Stress Model)과 RNG(Renormalization Group) 모델을 선택적으로 사용할 수 있다. 수치해법은 SIMPLE과 SMMPLEC를 채용하고 있다.

본 연구에서는 power-law scheme, 표준 $k-\varepsilon$ 난류모델, RNG $k-\varepsilon$ 모델, Reynolds Stress 모델, SIMPLE algorithm을 사용하여 전산해석을 수행하였으며, 각각의 모델에 대한 수렴판정은 다음의 전영역 잔류항의 총합이 10^{-6}이하가 되는 시점으로 하였다.

$$\overline{R} = \frac{\sum_{nodestP} \left| \left[A_E \varphi_E + A_W \varphi_W + A_N \varphi_N + A_S \varphi_S + S_C - A_P \varphi_P \right] \right|}{\sum_{nodestP} \left| (A_P \varphi_P) \right|} \leq 10^{-6} \qquad (12)$$

원자로내 구조는 매우 복잡한 형상을 하고 있기 때문에 하부 공동 영역과 하부지지구조물, **노심영역**, **핵연료정렬판 등은** Porous Media **모델을 사용하여 계산하였다**. Porous Media **모델은** packed bed, filter paper, **구멍이 뚫린 판**, flow distributor, tube bank **등 여러 가지 문제에 적용시킬 수 있다**. Porous Media **모델을 사용할 때는 유동의 압력손실을 구하여** Porous zone**를 결정하고**, **열전달 문제는** Porous zone**과 유체유동 사이의 열적 평형을 가정하여 표현한다**. Porous Media**의 운동량방정식과 에너지방정식은 식** (13), (14)**와 같다**.

$$S_i = \sum_{j=1}^{3} D_{ij} \mu U_j + \sum_{j=1}^{3} C_{ij} \frac{1}{2} \rho |U_j| U_j \qquad (13)$$

$$\frac{\partial}{\partial t}(\psi \rho_f h_f + (1-\psi)\rho_s h_s) + \frac{\partial}{\partial x_i}(\rho_f u_i h_f) = \frac{\partial}{\partial x_i}\left(k_{eff}\frac{\partial T}{\partial x_i}\right) - \psi \frac{\partial}{\partial x_i}\sum_{j'} h_{j'} J_{j'} + \psi \frac{Dp}{Dt} + \psi \tau_{ik}\frac{\partial u_i}{\partial x_k} + \psi S^h_f + (1-\psi) S^h_f \qquad (14)$$

Porous Media**에서의 에너지 방정식을 구하기 위해서는** Porous Media **고체의 열전도계수와 유체의 열전도 계수를 체적 평균을 하여 구하게 된다**. Porous Media**의 유효 열전도계수**(effective conductivity) k_{eff}**는 식** (15)**과 같이 나타낼 수 있다**.

$$k_{eff} = \psi k_f + (1-\psi) k_s \qquad (15)$$

여기서 ψ **는** Porous media**의** porosity, k_f **는 유체의 열전도 계수**, k_s **는 고체의 열전도 계수이다**.

Ⅲ. 전산해석 결과 및 고찰

원자로에 대한 계산영역은 그림 2와 같이 모형화하였다. 평면도를 볼 때 상하, 좌우 대칭이므로 전체 영역의 1/4만을 모델링하였고, 핵연료 정렬판 위쪽으로는 유동이 3% 미만이므로 유동이 없다고 가정하여 아래부분만 모델링하였다. 노심영역은 정렬격자를 사용하여 균일한 격자분포를 나타나게 모델링하였고, 핵연료 정렬판과 저온관, 고온관이 만나는 부분은 형상이 복잡하기 때문에 비정렬격자를 사용하였으며, 강수관 (downcomer)을 지나 노심으로 유동이 들어가는 하부 공동 영역과 하부지지구조물 영역은 계산의 정확도를 위해 격자를 집중시켰다. 하부지지구조물과 노심 영역, 핵연료 정렬판 영역을 Porous Media로 처리하여 계산하였으며, 노심 영역에서는 일정한 열이 방출하는 열원 (Heat Source)로 처리하여 계산을 수행하였다 [5].

1. 속도분포

그림 3는 원자로 내에서의 속도벡터로서 저온관을 통해 들어온 물이 원자로 내부용기 (core support barrel)와 만나면서 강수관을 통해 하부 공동 쪽으로 들어온다. 하부 공동 영역으로 들어온 물은 크게 회전류를 형성하면서 하부지지구조물 영역을 지나 노심 영역으로 들어오며, 노심 영역에서는 압력강하가 크게 일어나므로 비교적 균일한 속도로 통과하게 된다. 그리고 노심 영역을 통과한 물은 가속되어 고온관을 통해 빠르게 배출된다. 고온관을 통해 빠져나가는 물의 속도벡터와 하부 공동 부근에서 발생하는 강한 회전류의 속도벡터가 그림 4에 나타나 있다.

그림 5는 노심영역 중앙단면에서의 속도분포로서 하부 공동 영역과 하부 지지구조물 영역에서는 강한 회전류의 영향으로 속도분포가 균일하지 않지만, 노심영역에서는 균일한 분포로 통과하고 있으며, 노심영역에서 우회 (Bypass)되는 영역의 속도가 핵연료 집합체를 통과하는 속도보다 높게 나타나고 있다.

그림 6은 강수관 중앙단면의 속도분포를 나타낸 그림이다. 저온관을 통해 들어온 물은 원자로 내부용기와 만나면서 강한 회전류를 형성하고, 원자로 아래쪽으로 가면서 점차 균일한 속도를 나타낸다. 그림에서 저온관의 오른쪽으로 속도분포가 빠른 것은 오른쪽에 또 다른 저온관이 배치되어 있기 때문에 강수관 영역에서는 고온관이 위치한 왼쪽 영역보다 큰 속도를 가지게 된다.

2. 온도분포

그림 7은 노심영역 중앙단면에서의 온도분포로서 균일한 분포를 보이고 있으며, 그림 8은 원자로내의 온도분포를 나타낸 것이다. 저온관을 통해 들어온 저온 (563.7 K)의 물은 강수관을 통과하고 하부 공동 영역과 하부 구조 지지물 영역에 이르는 동안 입구 온도를 유지하다가 노심영역을 통과하면서 온도가 점차 상승하게 되어 높은 온도 (593.4 K)로 고온관을 통해 빠져나가게 된다. 이 때 고온관을 통해 빠져나가는 온도 593.4 K는 APR-1400 안전성분석보고서 제시한 597 K (615 F)와 거의 일치하고 있음을 알 수 있다.

3. 압력분포

그림 9는 원자로내의 압력분포로서 저온관으로 들어온 물은 원자로 내부용기와 만나면서 압력이 증가하고, 강수관을 통과하면서 점차 압력이 감소하다가 하부 공동 영역에서 강한 회전류에 의해 압력이 상승한다. 원자로 하부 지지구조물과 노심 영역을 지나면서 압력이 점차 감소하여 낮은 압력으로 고온관을 빠져나가게 된다. 그림 10은 원자로 외부용기와 원자로 강수관 중앙단면의 압력분포로서 앞서 고찰한 바와 같이 원자로 아래쪽으로 유동이 흐르면서 압력이 점차 감소하고, 원자로 아래 하부 공동 영역에서는 회전류에 의한 압력 상승효과를 관찰할 수 있다. 전체적인 원자로를 통과한 저온관과 고온관의 압력차는 0.506 MPa 정도이다.

Ⅳ. 결 론

APR-1400 원자로의 특이설계에 대한 검증평가체계를 정립하기 위해 원자로에서의 열유동 특성을 FLUENT를 사용하여 해석하고 결과를 분석하였다. 원자로 내 열유동 특성을 평가하기 위해서 원자로 설계관련 자료를 조사하여 분석을 하였으며, 핵연료 집합체를 다공성 물질 (Poros Media)로 가정하여 3차원 해석모델을 구축하고, 차세대 원자로 실제 작동조건에서 해석을 수행하여 유동특성과 열전달특성을 분석하여 다음과 같은 결론를 얻었다.

1. 원자로 내에서의 속도분포는 저온관을 통해 들어온 물이 원자로내 하부 공동영역에서 회전류를 형성하면서 노심 영역에서 압력강하가 크게 발생한다. 노심영역에서는 우회 (Bypass)되는 영역의 속도가 핵연료 집합체를 통과하는 속도보다 높게 나타나고 있다.

2. 온도분포는 노심영역 중앙단면에서의 균일한 분포를 보이고 있으며, 원자로내에서는 저온관을 통해 들어온 저온의 물이 강수관을 통과하고 하부 공동 영역과 하부 구조 지지물 영역에 이르는 동안 입구 온도를 유지하다가 노심영역을 통과하면서 온도가 점차 상승하게 되어 고온으로 고온관을 통해 빠져나가게 된다. 이 때 고온관을 통해 빠져나가는 온도는 설계값과 거의 일치하였다.

3. 원자로내의 압력분포로서 저온관으로 들어온 물은 원자로 내부용기와 만나면서 압력이 증가하고, 강수관을 통과하면서 점차 압력이 감소하다가 하부 공동 영역에서 강한 회전류에 의해 압력이 상승한다. 저온관과 고온관의 압력차는 0.506 MPa 정도로 나타났다.

참고문헌

[1] FLUENT User's Guide, Version 5, 1998

[2] 한국전력공사, “APR 1400 표준안전성분석보고서", 2000.

[3] 한전전력연구소, “차세대원자로 기술개발 2단계 보고서, NSSS 설계기반기술개발”, 1997

[4] 양선규 외 다수, “하나로 핵연료 부수로 유속 및 압력강하 측정”, KAERI/TR-735/96, 1996.

[5] 한국원자력안전기술원, “차세대원전 피동안전설비의 열유동 특성평가”, KINS/HR-405, 2001.

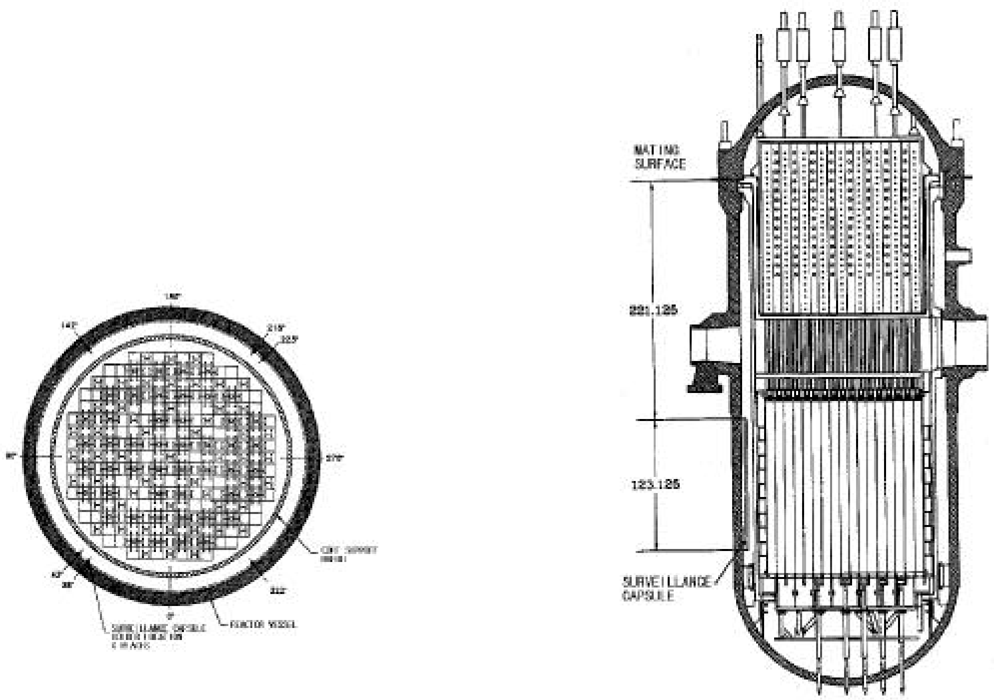


그림 1 원자로의 구조물 개략도

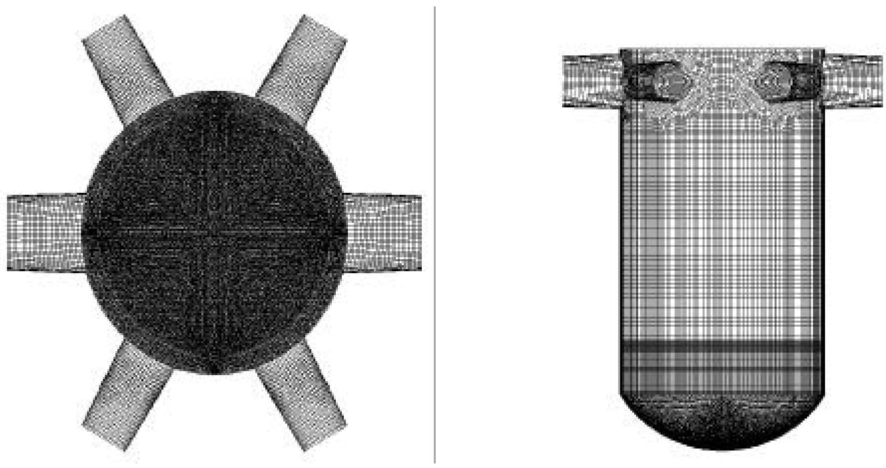
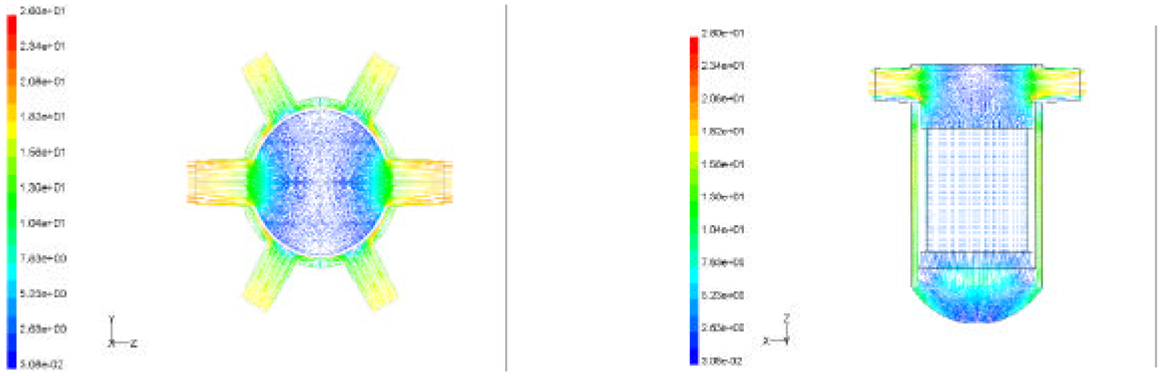
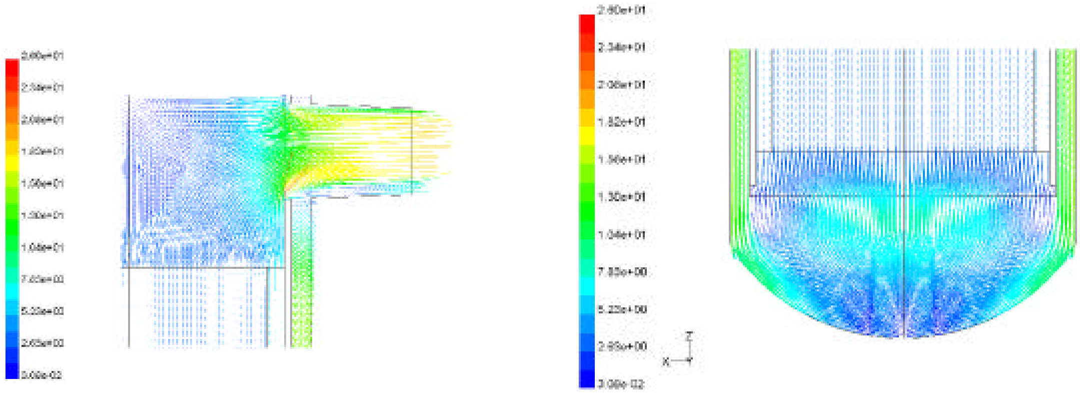


그림 2 원자로내 전산영역 개략도



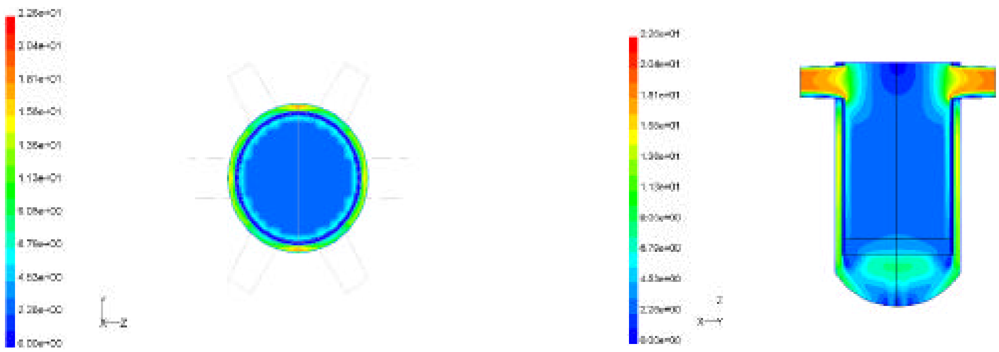
(a) 중앙단면 (Top View) (b) 측면도 (Side View)

그림 3 원자로내에서의 유속분포



(a) 고온관 (b) 하부공동

그림 4 고온관 및 하부공동에서의 유속분포



(a) 중앙단면 (Top View) (b) 측면도 (Side View)

그림 5 원자로내의 유속분포 (Contour)

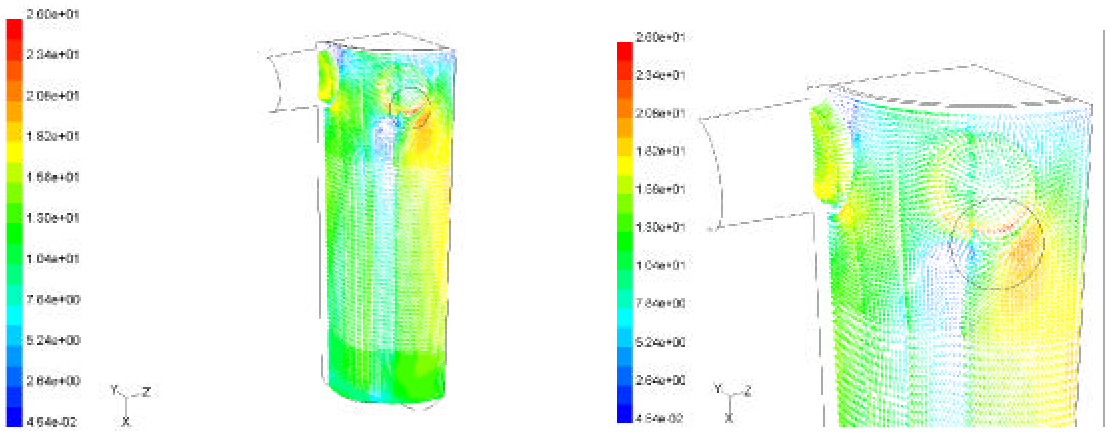


그림 6　원자로 강수관에서의 속도분포

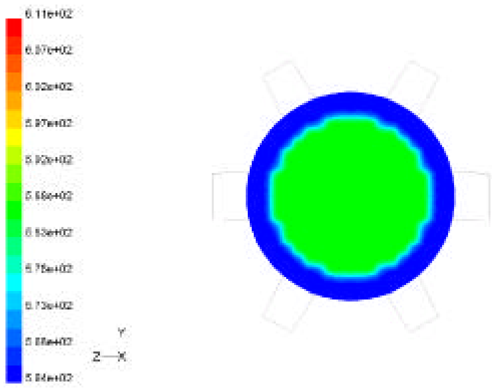
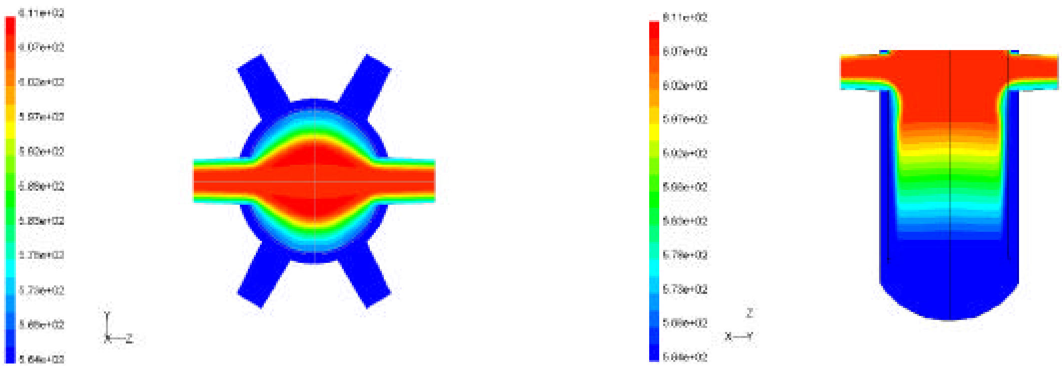


그림 7　노심영역 중앙단면에서의 온도분포



(a) **중앙단면** (Top View)　　　(b) **측면** (Side View)

그림 8　원자로에서의 온도분포 분포 (Contour)

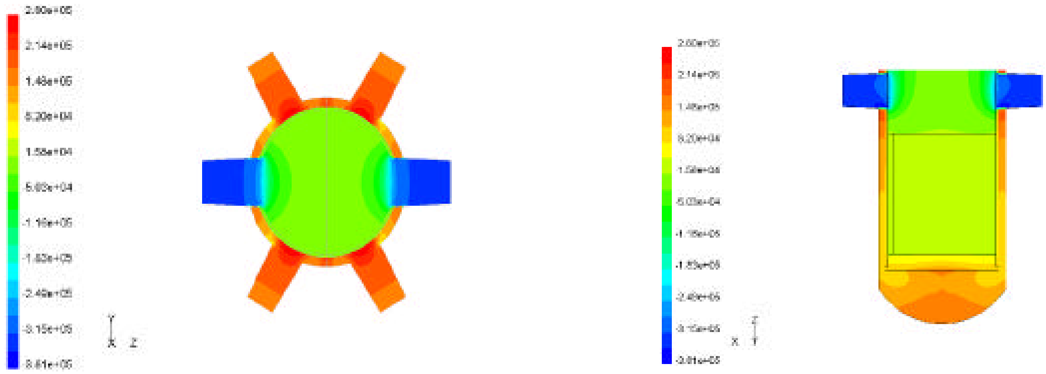
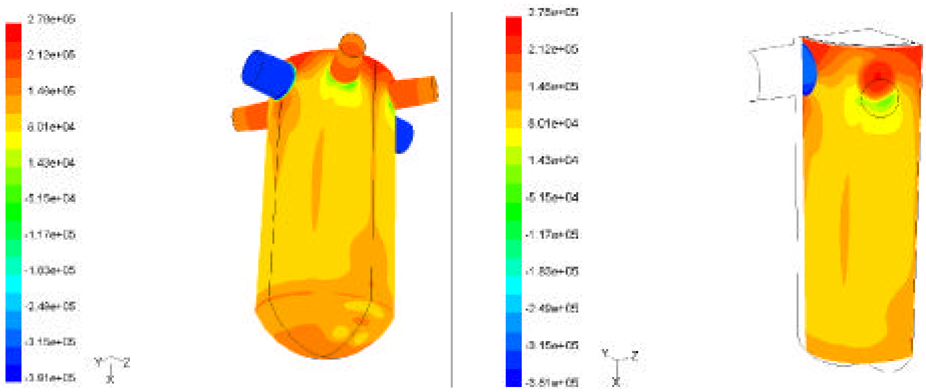


그림 9 원자로에서의 압력분포 분포 (Contour)



(a) **원자로 외부용기** (a) **강수관**

그림 10 원자로 외부용기 및 강수관에서의 압력분포 분포 (Contour)