'01 추계학술발표회 논문집
한국원자력학회

차세대원자로 핵연료집합체 유동 및 열전달 특성평가 방법론 개발

Development of Evaluation Methodology for Fluid Flow and Heat Transfer Characteristics of Fuel Assembly in APR 1400

김만웅[1], 최영준[1], 김현군[1], 이종인[1], 유성연[2], 정민호[2]

[1]한국원자력안전기술원
대전광역시 유성구 구성동 19번지

[2]충남대학교 기계설계공학과
대전광역시 유성구 궁동 220번지

요 약

원자로는 노용기, 핵연료 봉다발, 냉각수, 노심구조물, 제어봉과 구동장치 등으로 구성되어 있고 핵연료봉에서 발생한 열은 축방향으로 흐르는 주위의 냉각수에 전달된다. 냉각수에 전달된 열은 증기발생기에서 증기를 생산하고, 이 증기는 터빈을 돌려 전기를 생산한다. 이와 같이 전기를 생산하는데 있어서 가장 중요한 원자로 내 핵연료 집합체에서 발생되는 열수력 현상의 근본적 이해는 정상운전상태의 원자로 최적설계뿐만 아니라 사고시 원자로의 안전해석, 비정상 운전에서의 시스템 보존을 위한 기본이 된다. 핵연료봉으로 구성되는 수로의 모양은 핵연료봉의 구성방식에 따라서 주로 삼각형 또는 사각형이 되는데 이를 부수로(sub-channel)라고 부른다. 원자로의 핵연료봉다발은 노심에서의 장전위치에 따라서 내부 부수로(interior sub-channel), 벽면 부수로(wall sub-channel), 및 모서리 부수로(corner sub-channel)등 여러 형태의 부수로가 형성된다. 이러한 부수로에서의 열수력학적 거동은 봉다발의 배열상태, 부수로의 종류, 봉간거리와 봉간직경의 비의 변화에 따라 크게 달라져 일반 배관의 원형 단면과는 매우 다른 양상을 보이며 난류유동에서는 거동이 더욱 복잡하게 되는데, 이것은 유로 단면의 기하학적 현상이 열수력 거동에 미치는 영향이 매우 크기 때문이다. 본 연구에서는 원자로 내 핵연료 집합체 모델을 대상으로 유동과 열전달 특성에 대해 수치해석을 수행하여 부수로 내에서의 속도분포와 각 봉에서의 열전달 계수 특성에 관해 고찰하였으며, 이와 같은 연구결과를 바탕으로 핵연료집합체 및 구조물에 대한 설계자료를 분석하고자 한다.

ABSTRACT

For the successful design of nuclear reactor, it is very important to investigate thermal-hydraulic characteristics of fuel rod bundle. Fluid flow and heat transfer in the non-circular cross-section of nuclear fuel rod bundle are different from those found in common circular tube. And complex three dimensional flow including secondary and vortex flow, is formed around the bundles. The purpose of this research is to examine how geometries and flow conditions affect heat transfer in fuel rod bundle. Design data for nuclear fuel rod bundle and structure are surveyed, and 3×3 sub-channel model is adopted in this study. Computational results are compared with the heat transfer data measured by naphthalene sublimation method, and numerical analysis and evaluation are performed at various design conditions and flow conditions.

Ⅰ. 서 론

원자로는 노용기, 핵연료 집합체, 냉각수, 노심구조물, 제어봉과 구동장치 등으로 구성되어 있고 핵연료봉에서 발생한 열은 축방향으로 흐르는 주위의 냉각수에 전달된다. 냉각수에 전달된 열은 증기발생기에서 증기를 생산하고, 이 증기는 터빈을 돌려 전기를 생산한다. 이와 같이 전기를 생산하는데 있어서 가장 중요한 원자로 내 핵연료 집합체에서 발생되는 열수력 현상의 근본적 이해는 정상운전상태의 원자로 최적설계뿐만 아니라 사고시 원자로의 안전해석, 비정상 운전에서의 시스템 보존을 위한 기본이 된다. 핵연료봉으로 구성되는 수로의 모양은 핵연료봉의 구성방식에 따라서 주로 삼각형 또는 사각형이 되는데 이를 부수로(sub-channel)라고 부른다. 원자로의 핵연료 집합체는 노심에서의 장전위치에 따라서 내부 부수로, 벽면 부수로, 및 모서리 부수로 등 여러 형태의 부수로가 형성된다. 이러한 부수로에서의 열수력학적 거동은 봉다발의 배열상태, 부수로의 종류, 봉간 거리와 봉간 직경의 비의 변화에 따라 크게 달라져 일반 배관의 원형 단면과는 매우 다른 양상을 보이며 난류유동에서는 거동이 더욱 복잡하게 되는데, 이것은 유로 단면의 기하학적 현상이 열수력 거동에 미치는 영향이 매우 크기 때문이다 [1,2].

본 연구에서는 원자로 내 핵연료 집합체 모델을 대상으로 유동과 열전달 특성에 대해 전산해석을 수행하였으며, 나프탈렌승화법을 이용한 열전달 측정 Data [3]와 비교하여 해석모델을 검증하고, 차세대 원자로인 APR1400(Advanced Pressur- ized Water Reactor) 내의 핵연료 집합체에 대해서 여러 가지 설계조건과 유동조건에서 전산해석을 수행하여 유동과 열전달 특성을 분석하였다.

Ⅱ. 전산해석

1. 지배방정식

원자로내 유동 및 열전달 특성을 구하기 위한 지배방정식인 연속방정식과 운동량방정식, 에너지 방정식과 난류모델 다음과 같다 [4].

연속방정식은 다음 식 (1)과 같으며,

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

운동량 방정식은 다음 식 (2)과 같고,

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

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.

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

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

Two-equation 모델인 $k-\varepsilon$ model에 근거한 RNG $k-\varepsilon$ model은 ReNormalization Group method라 불리우는 수학적 통계기법에 근거하여 유도되며 유체 유동의 난류현상을 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 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.

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

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

2. 전산해석기법

지배방정식과 난류방정식을 일반형으로 표시하면 식 (10)과 같다.

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

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. 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.

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

Ⅲ. 전산해석 결과 및 고찰

그림 1은 3×3 핵연료 집합체 모델의 개략도로서 핵연료 집합체에서 전형적으로 나타나는 내부 부수로, 벽면 부수로 및 모서리 부수로가 포함되어 있다. 정사각형 채널 한 변의 길이는 108 mm이고, 봉다발을 구성하는 봉의 직경은 30 mm, 길이는 1 m이며, 봉과 봉 사이의 유로 간격은 6 mm이고 벽면과 봉 사이의 유로 간격은 3 mm이다. 사각채널의 입구에서 낮은 온도의 공기가 균일한 속도로 유입되고 각각의 연료봉은 입구 측의 공기보다 높은 온도로 일정하게 유지되며, 사각채널의 벽면은 열의 출입이 없는 단열조건이라고 가정하여 전산해석을 하였다. 핵연료 집합체는 X-Y 중심축을 경계로 대칭적인 구조를 가지므로 전체 핵연료 집합체의 1/4만을 모델링하였다. 연료봉과 유체가 만나서 대류열전달을 일으키는 연료봉 주위에 격자를 밀집시켰으며, 또한 대류열전달계수는 입구에서 급격하게 변하다가 출구쪽으로 갈수록 완만하게 변하므로 축방향으로는 입구쪽에 격자를 밀집시켰다. 3×3 핵연료 집합체 모델에 대해서 표준 $k-\varepsilon$ 모델과 RNG $k-\varepsilon$ 모델, RSM을 사용하여 전산해석을 수행하였다. 세가지 난류모델에서 해석결과는 유사한 경향을 보이지만, swirl 유동과 이차유동(secondary flow)이 지배적인 유동에서 비교적 정확한 예측을 할 수 있는 RSM의 경우에 핵연료 집합체에서의 이차유동을 좀 더 정확히 표현할 수 있었기 때문에 APR1400 핵연료 집합체에 대해서는 RSM을 채택하여 전산해석을 수행하였다.

1. 속도분포

그림 2는 3×3 핵연료 집합체에서 입구로부터 0.8 m 떨어진 지점에서의 축방향 속도분포이다. 사각채널의 입구에서 유입된 공기가 출구쪽으로 진행하면서 사각채널의 벽면과 연료봉의 마찰에 의해서 벽면에서 가까운 곳의 속도는 점차 줄어드는 반면 부수로의 중앙에서는 속도가 점점 증가하여 경계층을 형성한다. 경계층이 완전히 발달된 곳에서의 속도분포를 보면 유로면적

이 가장 큰 내부 부수로에서 속도가 가장 크게 나타나고, 벽면 부수로, 모서리 부수로의 순서로 속도가 낮은 분포를 보인다.

그림 3은 APR1400 핵연료 집합체의 개략도로서 채널의 크기는 192.8×202.5 mm이고, 봉다발을 구성하는 봉의 직경은 9.7 mm, 길이는 4089.23 mm, 봉과 봉 사이의 간격은 3.15 mm이고 벽면과 봉 사이의 간격은 1.575 mm이다. APR1400 핵연료 집합체 전체를 모델링하여 전산해석하기엔 구조가 너무 복잡하기 때문에 많은 계산격자를 필요로 한다. 따라서 핵연료 집합체가 가지는 내부 부수로, 벽면 부수로, 모서리 부수로를 모두 표현할 수 있는 3×3 모델을 만들었으며, 봉직경과 봉과 봉 사이의 간격, 벽면과 봉사이의 간격은 APR1400 핵연료 집합체의 것을 그대로 사용하였고, 축방향의 길이는 완전히 발달한 유동이 됐다고 판단할 수 있는 수력직경의 20배가 넘는 0.5 m를 사용하였다. 사각채널의 입구에서 일정 온도의 물이 균일한 속도로 유입되고 각각의 연료봉은 일정한 열유속으로 유지되며, 사각채널의 벽면은 열의 출입이 없는 단열조건이라고 가정하였다. 이 때 사각채널로 유입되는 물의 온도는 원자로의 저온관으로 유입되는 온도를 사용하였고, 유속은 저온관에서 유입되는 유량을 노심 내 유량으로 환산하여 유속을 구한 값을 사용하였으며, 열유속은 원자로 내 노심의 평균 열유속을 사용하였다.

그림 4는 APR1400 핵연료 집합체 모델에서 입구로부터 0.4 m 떨어진 지점에서의 축방향 속도분포이다. 3×3 모델과 비교하면 연료봉의 크기에 비해 연료봉과 연료봉 사이의 간격이 큰 APR1400 핵연료 집합체 모델에서 연료봉과 연료봉 사이에서도 상대적으로 상당히 큰 속도가 나타나고 있고, 모서리 부수로의 속도가 벽면 부수로나 내부 부수로보다 작다는 것을 알 수 있다.

그림 5는 3×3 모델에서의 Reynolds 수를 기준으로 동일 Reynolds 수에서 APR1400 핵연료 집합체 모델의 입구유속을 환산하여 계산한 것을 비교한 그림이다. 입구속도가 같을 때는 APR 1400 핵연료 집합체가 3×3 모델보다 크기가 작기 때문에 열전달계수가 작게 나타나지만 동일 Reynolds 수에서는 APR1400 핵연료 집합체가 더 높은 열전달계수 분포를 보이고 있다. 이것은 APR1400 핵연료 집합체의 수력직경이 3×3 모델보다 작기 때문인 것으로 판단된다.

2. 열전달계수 분포

그림 5은 각각의 연료봉 A, B, C에 대해 연료봉 표면의 열전달계수를 전산해석으로 계산한 결과와 나프탈렌승화법으로 구한 결과를 비교한 것이다. 원주방향의 각도는 12시 방향에서 시작하여 시계방향으로 돌아가면서 나타냈다. 연료봉 A는 핵연료 집합체 중앙에 있는 것으로 연료봉과 연료봉이 만나는 0° , 90° , 180° , 270° 주위에서 상대적으로 유동면적이 감소하고 유속이 감소하여 낮은 열전달 계수분포를 보이고 있으며, 유동면적이 넓어져서 속도가 빨라지는 내부 부수로 근처에서는 열전달 계수가 높게 나타나고 있다. 연료봉 B를 보면 연료봉과 사각채널 벽면이 만나는 0° 부근에서 유동면적이 가장 좁고 유속이 가장 낮기 때문에 열전달계수는 상대적으로 가장 낮은 값을 보이며, 연료봉과 연료봉이 만나는 90° , 180° , 270° 부근에서는 연료봉 A와 유사한 열전달 계수분포를 보이고 있다. 모서리 부수로와 인접해 있는 연료봉 C의 경우 연료봉과 사각채널의 벽면이 만나는 0° 와 270° 주위에서 가장 낮은 열전달 계수를 나타

내고 있으며, 연료봉 C 역시 연료봉과 연료봉이 만나는 90° 와 180° 주위에서는 연료봉 A와 유사한 분포를 보이고 있다. 나프탈렌승화법으로 구한 결과와 비교하면 실제 연료봉에서 유동현상은 강한 이차유동에 의해 열전달계수의 분포가 최고값과 최저값의 큰 차이 없이 균일한 분포를 보이고 있으나 전산해석으로 구한 결과는 이차유동을 완벽하게 구현하지 못했기 때문에 최고값과 최저값의 차이가 크게 나타나고 있다. 그렇지만 대략적인 평균값은 전산해석 결과와 실험 결과가 유사한 것으로 나타나고 있다.

그림 6은 APR1400 핵연료 집합체 연료봉 A, B, C에 대해 연료봉 표면의 열전달 계수를 나타낸 것이다. 연료봉 A를 보면 연료봉과 연료봉이 만나는 0° , 90° , 180° , 270° 주위에서 상대적으로 유동면적이 감소하고 유속이 감소하여 낮은 열전달 계수분포를 보이고 있으며, 유동면적이 넓어져서 속도가 빨라지는 내부 부수로 근처에서는 열전달 계수가 높게 나타나는 경향은 3×3 핵연료 집합체의 경우와 같으나 연료봉과 연료봉사이의 거리가 상대적으로 넓어지기 때문에 유속의 증가와 이차유동의 증가로 열전달계수의 폭은 3×3의 경우보다 작게 나타난다. 연료봉 B의 경우 역시 연료봉과 사각 채널 벽면이 만나는 0° 부근에서 유동면적이 가장 좁고 유속이 가장 낮기 때문에 열전달계수는 상대적으로 가장 낮은 값을 보이며, 연료봉과 연료봉이 만나는 90° , 180° , 270° 부근에서는 연료봉 A와 유사한 열전달계수 분포를 보이는 경향은 3×3 핵연료 집합체와 비슷하지만 상대적으로 연료봉과 벽면이 만나는 지점에서 속도가 크게 감소하므로 3×3 연료봉의 경우보다 큰 차를 보이고 있다. 연료봉 C의 경우에도 전체적인 경향은 3×3 연료봉과 비슷하지만 상대적으로 속도가 크게 감소하는 0° 와 270° 주위에서의 열전달계수는 크게 감소하고 있다.

그림 7은 3×3 모델과 APR1400 핵연료 집합체 모델의 열전달계수 분포를 비교한 것이다. 원주방향으로 최고값과 최저값이 나타나는 위치는 3×3 모델과 APR1400 핵연료 집합체 모두 같게 나타나고 있고 전체적인 경향도 비슷하지만, 연료봉의 크기와 사각채널의 크기 연료봉과 연료봉사이의 거리 등 전체적인 사이즈가 APR1400 핵연료 집합체의 경우가 더 작기 때문에 전체적인 유량감소로 인한 열전달양 감소로 열전달계수 또한 3×3 핵연료 집합체보다 작게 나타나고 있다.

Ⅳ. 결 론

3×3 핵연료 집합체 모델과 APR1400 핵연료 집합체를 대상으로 열유동 전산해석을 수행하고, 유동특성과 열전달 특성을 비교・분석하여 다음과 같은 결론을 얻었다.

1. 부수로의 면적이 넓어져 유속이 빠른 부근에서는 열전달 계수가 높게 나타나고, 유속이 느린 봉과 봉, 봉과 벽면이 만나는 부근에서는 열전달계수가 낮게 나타난다.

2. 전산해석에서 얻은 연료봉 주위에서의 열전달계수 분포를 나프탈렌승화법으로 측정한 열전달계수와 비교한 결과 평균값은 서로 비슷하지만 최대값과 최소값의 차이는 전산해석에서 훨씬 크게 나타난다.

3. 입구속도가 같을 때는 APR1400 핵연료 집합체가 3×3 모델보다 열전달계수가 작게 나타나지만, 동일 Reynolds 수에서는 APR1400 핵연료 집합체의 수력직경이 3×3 모델보다 작기 때문에 더 높은 열전달계수 분포를 보이고 있다.

참고문헌

[1] C.L. Wheele et al, "COBRA-IV-I : An Interim Version of COBRA for Thermal-hydraulic Analysis of Rod Bundle Nuclear Fuel Elements and Cores", BNWL-1962, 1976.

[2] G. Robert, Deisseler and M.F. Taylor, "Analysis of Axial Turbulent Flow and Heat Transfer through Banks of Rods on Tubes", TID-7529 Reactor Heat Transfer Conference, Part 1, Book 2, UAEC, pp.416-461, 1957.

[3] 정장환, "나프탈렌승화법을 이용한 열전달과 물질전달의 유사성 및 봉다발에서의 열전달 특성에 관한 연구", 박사학위논문, 충남대학교, 1994.

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

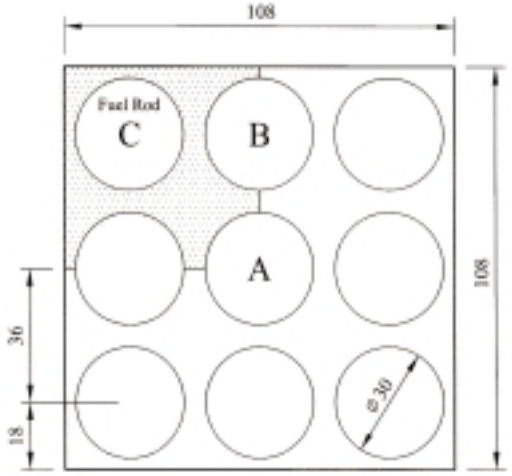


그림 1 3×3 rod bundle model

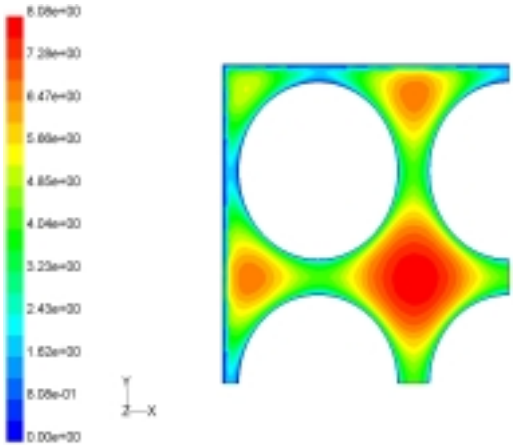


그림 2 3×3 rod bundle에 있어 axial velocity

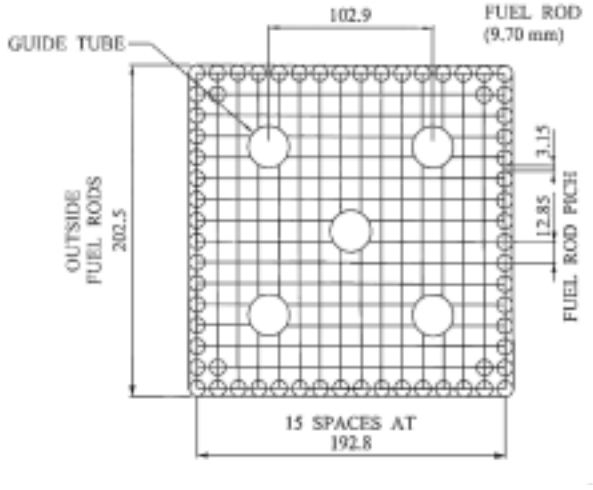


그림 3 APR1400 rod bundle 개략도

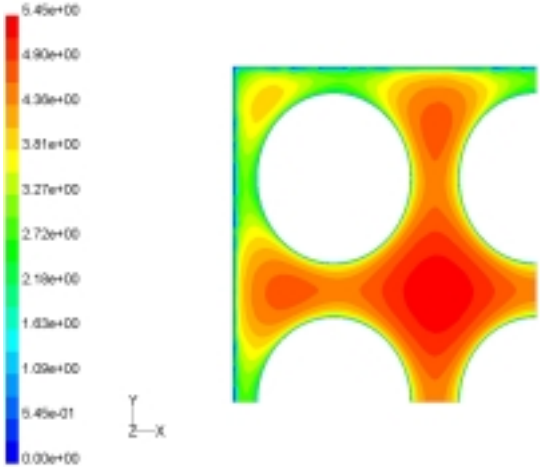
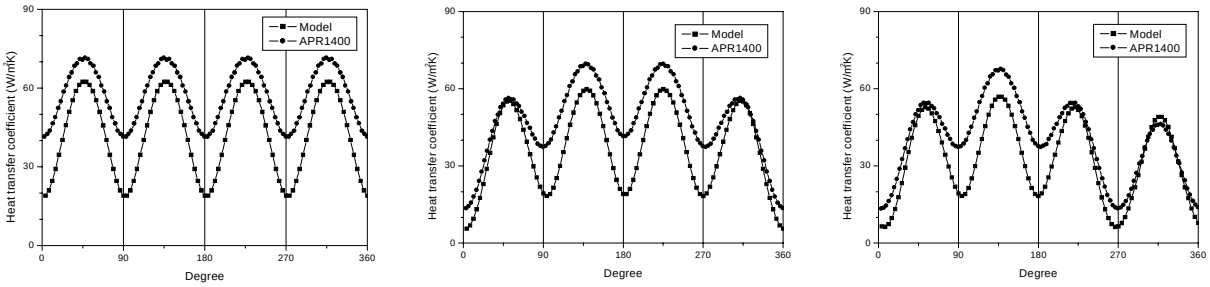
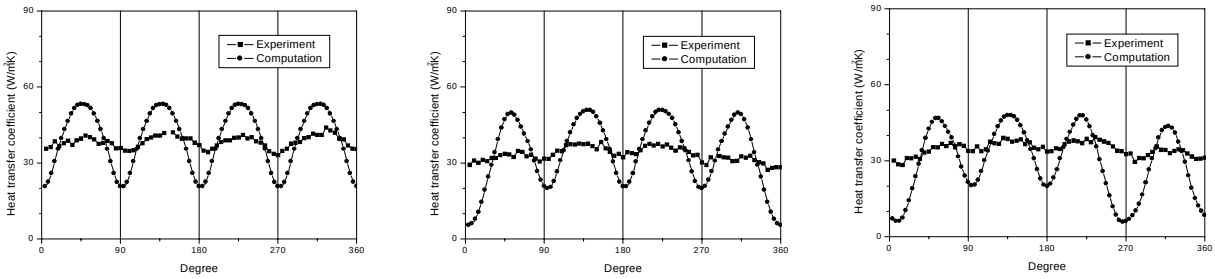


그림 4 APR1400 rod bundle의 axial velocity



(a) rod A (b) rod B (c) rod C

그림 5 APR1400 핵연료 집합체 모델의 입구유속 (3×3 모델의 Reynolds 수 기준)



(a) rod A (b) rod B (b) rod C

그림 6 열전달계수의 해석값과 실험값의 비교

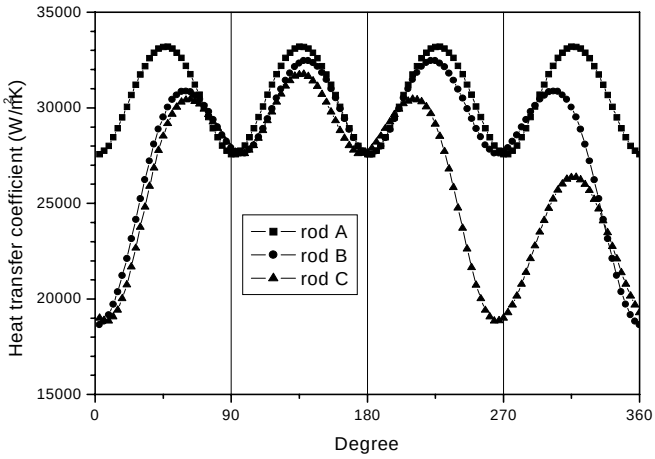
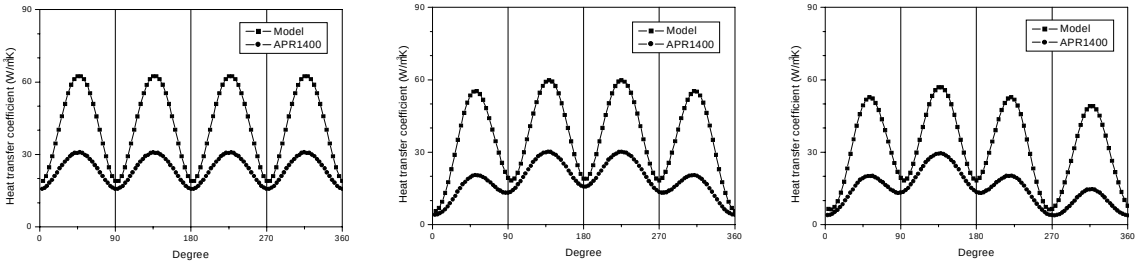


그림 7 APR1400 핵연료 집합체 연료봉 표면 열전달 계수



(a) rod A (b) rod B (c) rod C

그림 8 3x3 모델과 APR1400 핵연료 집합체의 열전달계수분포 비교