99 춘계 학술 발표회 논문집
한국원자력학회

부수로 해석 모형이 집합체 CHF 예측에 미치는 영향 평가

Assessment of the influence of subchannel analysis model on the prediction of CHF in rod bundles

황대현, 유연종, 지성균
한국원자력연구소
대전광역시 유성우체국 사서함 105 호

요약

부수로 해석 코드에 사용되는 난류 혼합 모형이 집합체 CHF 예측에 미치는 영향을 평가하였다. 집합체 내의 이상 유동 분포에 대한 예측 성능을 개선하기 위하여 동일 체적 교환 및 기포 이동을 고려한 난류 혼합 모형을 MATRA 코드에 적용하였으며, 집합체 내의 이상 유동 분포에 대한 실험 자료를 분석하여 기포 이동 계수에 대한 최적 모형을 도출하였다. 그리고 PWR 및 BWR 조건에 해당하는 집합체 CHF 실험 자료 분석과 고온 부수로 해석을 통하여 부수로 해석 모형이 CHFR 여유도 평가에 미치는 영향을 고찰하였다. 분석 결과 집합체 벽면의 영향이 존재하고 압력이 낮은 조건에서 난류 혼합 모형이 CHF 예측에 미치는 영향이 상당히 큰 것으로 나타났다.

Abstract

The influence of the turbulent mixing model employed in a subchannel analysis code was investigated in this study, especially on the prediction of the critical heat flux (CHF) in rod bundles. The equal-volume-exchange turbulent mixing and void drift model was employed in the MATRA code, and the void drift coefficient was optimized through the analysis of two-phase flow distribution data for GE 9-rod and Ispra 16-rod test bundles. The influence of the subchannel analysis model on the analysis of CHF was examined by evaluating the CHF test data in rod bundles representing PWR and BWR conditions. The CHFR margin of typical LWR cores was evaluated by taking into account the influence on the local parameter CHF correlation and the hot channel analysis result. As the result, it appeared that the turbulent mixing model has an important effect on the prediction of CHF under the low pressure and the closed-assembly-channel conditions.

1. 서론

CHF(Critical Heat Flux)는 경수로 노심의 열출력 능력을 제한하는 중요한 설계 인자의 하나

이다. 핵연료 집합체에서의 CHF 는 일반적으로 국부조건 개념에 근거한 상관식으로 예측하는데, 이에 필요한 집합체 내의 국부 열수력 조건 계산에는 부수로 해석 코드가 주로 사용되고 있다. 부수로 해석 코드의 지배 방정식은 축방향 유동이 수로 간의 교차류에 비하여 상당히 큰 일차원적 유동을 가정하여 유도된다. 따라서 수로 간의 질량, 에너지 및 운동량 교환에 관한 모형은 부수로 해석 코드의 정확도에 큰 영향을 준다. 수로 간의 횡방향 전달 현상을 모사하기 위하여 부수로 해석 코드에는 교차류와 난류 혼합 모형이 사용되고 있다. 교차류는 인접 수로 간의 압력 차이에 의해 발생하는 것으로서 횡방향 운동량 보존식을 통하여 계산된다. 난류 혼합은 인접한 수로 경계면에서 유동장의 난류 요동으로 인한 횡방향 전달 현상을 모사하는 것으로서 부수로 해석 결과에 상당히 큰 영향을 주는 것으로 알려져 있다. 집합체 내의 CHF 발생 위치에서의 국부적인 열수력 조건은 국부 조건 CHF 상관식 개발에 사용된다. 그런데 이는 실험을 통해 측정하기 어려우며 적절한 열수력장 해석 코드를 사용하여 평가해야 한다. 따라서 부수로 해석 모형은 노심에서의 고온 부수로 해석 결과뿐만 아니라 국부 조건 CHF 상관식 특성에도 영향을 준다. 본 연구에서는 부수로 해석 코드인 MATRA 코드[1]를 사용하여 난류 혼합 모형이 CHF 해석에 미치는 영향을 정량적으로 분석하였다. 기존의 부수로 해석 코드에 사용되는 동일 질량 교환 개념에 의한 난류 혼합 모형은 이상 유동 조건에서 실험적으로 관찰되는 집합체 내의 엔탈피 분포를 정확히 모사하지 못하는 것으로 알려져 있다[2]. 따라서 동일 체적 교환 개념 및 부수로 간의 기포 이동 현상을 고려할 수 있는 난류 혼합 모형을 MATRA 코드에 적용하였으며, 집합체에 대한 이상 유동 분포 실험 자료 분석을 통하여 기포 이동 모형을 최적화하였다. 그리고 PWR 및 BWR 운전 조건에 대한 집합체 CHF 실험 자료 분석을 통하여 난류 혼합 모형의 차이가 원자로심에서의 열적 여유도 해석에 미치는 영향을 정량적으로 평가하였다.

2. 부수로 해석 모형

MATRA 코드에서 집합체 내의 임의의 i 수로에 대한 질량, 에너지 및 축방향 운동량 보존 방정식은 각각 아래와 같이 표현된다.

$$A_i \frac{\partial \rho_i}{\partial t} + \frac{\partial \dot{m}_i}{\partial z} + \sum_j w_{ij} + \sum_j \left(w'_{ij} - w'_{ji} \right) = 0 , \qquad (1)$$

$$A_i \frac{\partial}{\partial t}\left(\rho_i h_i \right) + \frac{\partial}{\partial z}\left(\dot{m}_i \bar{h}_i \right) + \sum_j w_{ij} h^* + \sum_j \left(w'_{ij} h_i - w'_{ji} h_j \right) = Q , \qquad (2)$$

$$\frac{\partial \dot{m}_i}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial z}\left(\frac{\dot{m}^2 u'}{A} \right) + \sum_j w_{ij} u^* + \sum_j f_T \left(w'_{ij} u_i - w'_{ji} u_j \right) = -A \frac{\partial P}{\partial z} - F_{ax} . \qquad (3)$$

위의 식의 좌변 마지막 항들은 난류 혼합에 의해 인접한 i 및 j 수로 간에 교환되는 질량, 에너지 및 운동량을 각각 나타낸다. 여기서 i 및 j 수로 간의 축방향 단위 길이 당 난류 혼합 유량은 횡방향 요동 속도(v'_{ij}) 및 갭 크기에 비례하는 것으로 가정하면 아래와 같이 정

의된다.

$$w'_{ij} \equiv r_i s_{ij} v'_{ij} . \tag{4}$$

핵연료 집합체와 같은 복잡한 구조물에서 횡방향 난류 요동을 일으키는 요인은 매우 다양하며 이론적 접근이 매우 어렵다. 따라서 기존의 부수로 해석 코드에서는, 횡방향 요동 속도와 축방향 유속의 비로 정의되는 난류 혼합 인자(b)를 도입하여 난류 혼합 유량을 아래와 같이 표현하고 있다.

$$w'_{ij} = b \cdot s_{ij} \cdot G_{ij} . \tag{5}$$

단상 유동 조건에서 에너지에 대한 난류 혼합 인자의 크기는 일반적으로 열혼합 실험을 통하여 결정하며, 난류 Prandtl 수 개념을 도입하여 난류에 의한 운동량 혼합을 평가한다. 기존의 COBRA-IV-I 코드와 같은 부수로 해석 코드에서는 단상 유동 조건에서 결정된 난류 혼합 인자를 이상 유동 조건에서도 동일하게 적용하고 있다. 그리고 동일 질량 교환 개념에 의하여 난류 혼합은 부수로 간의 에너지 및 운동량 교환에만 기여하며, 난류 혼합으로 인한 부수로 간의 순 질량 전달은 없는 것으로 가정하고 있다. 그러나 이상 유동 조건에서의 실험 결과에 따르면 부수로 간의 질량 전달이 상당히 발생하는 것으로 나타났다. 이를 모사하기 위하여 동일 체적 교환 모형[3]이 제시되었는데, 이는 인접한 수로간의 밀도 차이에 따라 난류 혼합에 의한 순 질량 전달이 발생하는 것으로 가정하고 있다. 이 모형에 따르면 인접한 수로 간의 밀도 차이가 존재하는 한 항상 질량 전달이 발생하게 된다. 그런데 실험적 관찰에 의하면 밀도차가 있더라도 더 이상의 질량 전달이 일어나지 않는 평형 상태가 있는 것으로 나타났으며, 이를 모사하기 위하여 Lahey 모델[3]은 밀도의 평형 분포가 질량 유속의 평형 분포에 선형적으로 비례한다고 가정한 기포 이동 모형을 도입하고 있다. Lahey 등이 제시한 난류 혼합 모형 개념은 여러가지 부수로 해석 코드를 통하여 평가되고 있으며, THERMIT 코드에서는 기포 이동 계수(K_{VD})를 도입한 아래와 같은 난류 혼합 모형이 사용되고 있다.

$$w'_{i \leftrightarrow j} \equiv w'_{ij} - w'_{ji} = \left(w'_{ij}\right)_{SP} \cdot q \cdot \left[\left(a_j - a_i\right) - K_{VD} \frac{\left(G_j - G_i\right)}{G_{avg}} \right], \tag{6}$$

실험 자료로부터 THERMIT 코드에 대한 기포 이동 계수의 최적치는 1.4로 평가된 바 있다 [4]. 여기서 이상 유동 조건에서의 난류 혼합을 모사하기 위한 변수 q 는 Beus 모델[5]로 계산하였다. THERMIT 코드에 사용되는 열수력장 해석 모형은 MATRA 코드와 서로 다르므로, 본 연구에서는 PWR 및 BWR 운전 조건에서 수행된 이상 유동 분포 실험 자료를 MATRA 코드로 분석하여 기포 이동 계수의 최적 모형을 도출하였다. 분석에 사용된 GE 9-rod 및 Ispra 16-rod 집합체에 대한 이상 유동 분포 실험 자료의 내용은 표 1에 요약하였다. 분석을 통하여 기포류-슬러그류 영역 및 환상류 영역에 대한 기포 이동 계수의 최적 모형은 각각 아래와 같이 도출되었다.

$$K_{VD} = 0.72\left(\frac{1-P_r}{P_r}\right)^{1.33} \cdot \left(\frac{\chi - \chi_{osv}}{\chi_C - \chi_{osv}}\right), \qquad \text{for} \quad \chi < \chi_C, \tag{7}$$

$$K_{VD} = 0.72\left(\frac{1-P_r}{P_r}\right)^{1.33} + 10 \cdot \left(\frac{\chi - \chi_{osv}}{\chi_C - \chi_{osv}} - 1\right), \qquad \text{for} \quad \chi \geq \chi_C. \tag{8}$$

여기서, 슬러그류와 환상류의 경계에 해당하는 건도(χ_C) 는 Wallis 모형[6]으로부터 아래와 같이 결정되었다.

$$\chi_C = \frac{0.4\sqrt{gD_{hy}\rho_f \Delta\rho}\,/\,G + 0.6}{\sqrt{\rho_f/\rho_g} + 0.6} \tag{9}$$

그리고 기포가 처음 발생하는 위치 (OSV: Onset of Significant Void)에서의 건도(χ_{osv})는 Levy 모델[7]을 사용하여 계산하였다. 그림 1 은 GE 9-rod[8] 및 Ispra 16-rod[9] 집합체에 대한 이상 유동 분포 실험 자료를 기존의 동일 질량 교환 모형(EM: Equal-Mass exchange)으로 분석한 결과를 보인 것인데, 건도가 높을수록 모서리 수로의 출구 건도를 상당히 크게 예측하는 경향을 보이는 것을 알 수 있다. 그리고 동일 체적 교환 및 기포 이동을 고려하는 경우, THERMIT 코드에 사용되는 K_{VD}=1.4 를 그대로 적용하면 그림 2 에서 보듯이 여전히 고건도 영역에서 모서리 수로 출구 건도를 크게 예측하며, 특히 압력이 높은 PWR 조건에 대한 실험 자료 (EUROP-PWR)에 대해서는 약 10% 정도 낮게 예측하는 경향을 보였다. 본 연구에서 도출된 최적 모형(EVVD: Equal-Volume exchange and Void Drift)은 위의 (7) 및 (8)식에서 보듯이 압력의 영향이 고려되어 있으며, 실험 자료 분석 결과 그림 3 에서 보듯이 모든 건도 영역에서 전반적으로 잘 예측하는 것으로 나타났다.

3. CHFR 여유도 해석에 미치는 영향

본 절에서는 부수로 해석 코드의 난류 혼합 모형이 국부 조건 개념의 CHF 상관식 계수 및 CHFR 여유도 평가에 미치는 영향을 분석하였다.

3.1 집합체 CHF 실험 자료 분석

본 연구에서는 PWR 및 BWR 조건을 나타내는 6 가지 실험 집합체에 대한 CHF 실험 자료[10]를 분석하였다. 실험 집합체에 대한 주요 인자 및 실험 조건 등은 표 2 에 요약하였으며 실험 집합체 단면 형태는 그림 4 에 제시하였다. 축방향 출력 분포는 모두 균일하며, TS-310 및 TS-317 에서는 CHF 가 모서리 수로에서 처음 관찰되었다. 앞 절에서 제시한 EVVD 모형은 특히 BWR 조건에서 모서리 수로의 건도에 대한 부수로 해석 코드의 예측 성능을 향상시키는 것으로 나타나는데, 이와 마찬가지로 CHF 예측 성능도 향상되는지 여부를 평가하였다. 이를 위하여 BWR 조건의 임계 건도 (critical quality) 예측에 사용되는 Hench & Gillis 상관식[11]을 TS-310 및 TS-317 실험 자료 중 압력이 100 bar 이하인 조건에 대하여 적용하였

다. 그 결과 그림 5에서 보듯이 EVVD 모형을 사용할 경우 EM 모형에 비하여 임계 건도의 예측 성능이 향상되는 것으로 나타났다. 부수로 해석 모형은 국부 조건에 대한 CHF 변화 분석 결과에도 영향을 미치며, 이는 국부 조건 CHF 상관식의 계수가 달라질 수 있음을 의미한다. 그림 6에서 보듯이 EVVD 모형을 적용할 경우 국부 건도에 대한 CHF 변화를 나타내는 선의 기울기가 커지며, EM 모형을 사용할 경우에 비하여 낮은 건도 쪽으로 이동하는 경향을 보인다. 이러한 경향의 변화가 국부 조건 CHF 상관식 계수에 미치는 영향을 정량적으로 평가하기 위하여 아래와 같은 상관식 기본 형태를 도입하였다.

$$q''_{CHF} = \frac{B - c}{C} \tag{10}$$

위 식은 CHF와 국부 건도 간의 선형적 비례 관계로부터 도출된 것으로서 집합체 CHF 예측에 널리 사용되고 있다. 상관식 계수 (*B* 및 *C*)는 여러가지 운전 조건 및 기하 형태 등의 함수로 표현될 수 있는데, 본 연구에서는 EPRI-1 상관식[12]에서 사용하고 있는 계수를 적용하였으며 그 함수 형태는 아래와 같다.

$$B = b_1 \cdot P_r^{b_2} \cdot G^{(b_5 + b_7 \cdot P_r)} \tag{11}$$

$$C = b_3 \cdot P_r^{b_4} \cdot G^{(b_6 + b_8 \cdot P_r)}. \tag{12}$$

본 분석에 사용된 CHF 실험 자료는 압력 조건이 다양하지 않아서 압력에 대한 4개의 상관식 계수(b_2, b_4, b_7, 그리고 b_8)는 EPRI-1 상관식에서 사용된 값을 동일하게 적용하였으며, 나머지 4개의 계수는 MATRA 코드로 계산된 CHF 발생 위치의 국부 열수력 조건을 사용하여 비선형 회귀 분석 방법을 통해 결정하였다. 이로부터 실험 조건과 난류 혼합 모형이 서로 다른 경우에 대한 4가지 형태의 국부조건 상관식이 표 3과 같이 도출되었다. CHF 측정치와 상관식에 의한 예측치의 차이로 정의되는 잔차 분석을 수행하였으며, t-test 결과 5%의 significance level로서 잔차의 평균은 0인 것으로 나타났다. 그리고 P/M 의 정규분포 여부를 D’-test[13]로 평가한 결과 B-1 및 B-2 상관식의 경우 95% 신뢰도로서 정규분포 하는 것으로 가정할 수 있으나, P-1 및 P-2 상관식은 그림 7에서 보듯이 왼쪽으로 치우친 분포를 하는 것으로 나타났다. 따라서 B-1 및 B-2 상관식의 한계 CHFR은 Owen의 one-sided tolerance factor[14]를 사용하여 계산하였으며, P-1 및 P-2 상관식의 경우에는 비 정규 분포에 대한 tolerance limit 결정 방법론[15]을 적용하였다. 표 3에서 보듯이 난류 혼합 모형이 상관식의 불확실도 크기에 미치는 영향은 크지 않은 것으로 나타났다.

3.2 고온 부수로 해석 및 열적 여유도 평가

부수로 해석 코드의 난류 혼합 모형은 PWR 및 BWR 노심의 고온 부수로 해석 결과에 영향을 준다. 본 연구에서는 부수로 해석 모형이 HBM(Heat Balance Method) 여유도[16]로 알려져 있는 정상 상태 열적 여유도에 미치는 영향을 평가하였다. 노심 입구 조건을 일정하게

유지시킨 상태에서 열출력을 증가시키면 고온 부수로에서의 국부 건도는 에너지 보존식에 의해 증가하며 CHF 의 크기는 감소한다. 이는 그림 8 에서 보듯이 CHF curve 와 energy balance curve 로 나타낼 수 있으며, 이 두 선이 서로 교차하는 지점에서 열출력의 최대 허용치가 결정된다. CHF curve 는 CHF 상관식과 그 상관식의 불확실도로부터 계산된다. Energy balance curve 는 MATRA 코드에 의한 고온 부수로 해석 결과로부터 결정되는데, 본 연구에서는 PWR 의 경우 17x17 집합체로 구성되는 1/8 노심 lumping 모델[17]을 적용하였고, BWR 의 경우에는 집합체 간의 열수력적 상호 작용이 없으므로 1/8 집합체에 대하여 분석하였다. 전형적인 BWR 노심 조건은 참고문헌[18]에서 인용하였으며, 분석에 사용된 주요 노심 조건은 표 4 에 정리하였다. PWR 조건에서는 고온 부수로의 건도가 낮고 수로가 모두 개방되어 있으므로 난류 혼합 모형의 차이가 고온 부수로 해석 결과에 미치는 영향이 거의 나타나지 않으며, 압력이 높은 경우에는 CHF 실험 조건에서도 EM 과 EVVD 모델의 차이가 크지 않으므로 국부 조건 CHF 상관식의 특성도 서로 비슷하게 나타났다. 그러나 BWR 조건에서는 난류 혼합 모형의 영향이 현저하게 나타났으며, 분석 결과에서 보듯이 EVVD 모형을 적용할 경우 고온 부수로의 국부 건도가 낮아지는 것 (즉, energy balance curve 가 낮은 건도 영역으로 이동하는 것)은 열적 여유도를 증가시키는 역할을 하는 반면에, CHF curve 가 낮은 건도 영역으로 이동하는 것은 열적 여유도를 감소시키는 역할을 한다. 그림 8 에 보인 분석 결과는 부수로 해석 코드의 난류 혼합 모형이 CHF 예측에 미치는 영향을 특징적으로 나타낸 것으로서, 이로부터 실제로 원자로심 설계에 적용할 경우 열적 여유도가 향상되는지 여부를 단정할 수는 없다. 그 이유는 난류 혼합 모형의 영향은 운전 조건에 따라 다르게 나타날 수 있으며, 또한 충분한 CHF 실험 자료를 사용하여 보다 정확한 CHF 상관식을 개발하는 경우 CHF curve 의 경향이 달라질 수 있기 때문이다. 그렇지만 BWR 운전 조건과 같이 집합체 벽면의 영향이 존재하고 압력이 낮은 경우에는 난류 혼합 모형이 CHF 예측에 미치는 영향이 매우 크게 나타나는 것은 확인할 수 있다.

4. 결론

본 연구를 통하여 얻은 주요 결론은 아래와 같이 요약할 수 있다.

(1) 동일 체적 교환 및 기포 이동 현상을 고려한 난류 혼합 모형을 부수로 해석 코드인 MATRA 코드에 적용하였으며, GE 9-rod 및 Ispra 16-rod 집합체에 대한 이상 유동 분포 실험 자료 평가를 통하여 유동장 형태 및 압력의 함수로 표현되는 기포 이동 계수에 대한 최적 모형을 도출하였다.

(2) 난류 혼합 모형이 집합체 CHF 예측에 미치는 영향을 평가하였다. PWR 및 BWR 조건에 해당하는 집합체 CHF 실험 자료 분석을 통하여 난류 혼합 모형에 따른 국부 조건 CHF 상관식들을 개발하였으며, 전형적인 PWR 및 BWR 노심 조건에 대한 고온 부수로 해석을 통하여 정상 상태 CHFR 여유도를 평가하였다. 그 결과 난류 혼합 모형이 CHF 상관식 특성에

미치는 영향과 고온 부수로 해석 결과에 미치는 영향은 CHFR 여유도를 서로 상쇄시키는 방향으로 작용하며, 특히 압력이 낮고 집합체 벽면의 영향이 존재하는 경우 그 영향이 현저하게 나타났다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부 중장기 연구 개발 과제의 일환으로 수행되었습니다.

참고문헌

[1] Yoo, Y. J., et al., Development of a subchannel analysis code MATRA applicable to PWRs and ALWRs, J. Korean Nuclear Society 31, to appear (1999).
[2] Wolf, L., et al., Comprehensive assessment of the Ispra BWR and PWR subchannel experiments and code analysis with different two-phase models and solution schemes, Nucl. Engrg. Des. 99, 329-350 (1987).
[3] Lahey, Jr., R. T. and F. J. Moody, The Thermal Hydraulics of a Boiling Water Nuclear Reactor, ANS Monograph, Second ed., New York, pp. 168-184 (1993).
[4] Kelly, J. E., et al., THERMIT-2: A two-fluid model for light water reactor subchannel transient analysis, MIT-EL 81-014 (April 1981)..
[5] Beus, S.G., A two-phase turbulent mixing model for flow in rod bundles, WAPD-T-2438 (1971).
[6] Wallis, G. B., One-dimensional Two-phase Flow, McGraw-Hill, New York, pp. 345-351 (1969).
[7] Levy, S., Forced convection subcooled boiling - prediction of vapor volumetric fraction, Int. J. Heat Mass Transfer 10, 951-965 (1967).
[8] Lahey, Jr., R. T., et al., Two-phase flow and heat transfer in multirod geometries: Subchannel and pressure drop measurements in a nine-rod bundle for diabatic and adiabatic conditions, GEAP-13049 (March 1970).
[9] Herkenrath, H., et al., Experimental investigation of the enthalpy and mass flow distribution in 16-rod clusters with BWR and PWR geometries and conditions, EUR-7575 EN (1981).
[10] Fighetti, C. F. and D. G. Reddy, Parametric study of CHF data Volume 3: Critical heat flux data, EPRI-NP-2609 (September 1982).
[11] Hench, J. E. and J. C. Gillis, Correlation of critical heat flux data for application to boiling water reactor conditions, EPRI-NP-1898 (June 1981).
[12] Reddy, D. G. and C. F. Fighetty, Parametric study of CHF data Volume 2: A generalized subchannel CHF correlation for PWR and BWR fuel assemblies, EPRI-NP-2609 (January 1983).
[13] ANSI, Assessment of the assumption of normality (employing individual observed values), ANSI, N15.15 (1974).
[14] Owen, D. B., Factors for one-sided tolerance limits and for variables sampling plans, SCR-607 (March 1963).
[15] Somerville, P. N., Tables for obtaining non-parametric tolerance limits, Annals of Mathematical Statistics 29, 599-601 (1958).
[16] Hejzlar, P. and N. E. Todreas, Consideration of critical heat flux margin prediction by subcooled or low quality critical heat flux correlations, Nucl. Engrg. Des. 163, 215-223 (1996).
[17] Hwang, D. H., et al., Evaluation of the thermal margin in a KOFA-loaded core by a multichannel analysis methodology, J. Korean Nuclear Society 27, 518-531 (1995).
[18] Knief, R. A., Nuclear Energy Technology: Theory and practice of commercial nuclear power, Hemisphere, Washinton, pp. 565-570 (1981).

표 1. 이상 유동 분포 실험 집합체 특성 자료

	GE 9-rod	Ispra 16-rod		
Name of test bundle	GE	PELCO-S	EUROP-BWR	EUROP-PWR
Rod array	3x3	4x4	4x4	4x4
Heated length, m	1.83	3.66	3.66	3.66
Rod diameter, mm	14.5	15	10.8	10.8
Rod pitch, mm	18.8	19.5	14.3	14.3
Hydraulic diameter, mm				
- inner channel	16.4	17.3	13.5	13.5
- side channel	11.3	11.5	9.4	9.4
- corner channel	7.1	7.1	6.8	6.8
Radial power distribution	uniform	uniform	uniform	uniform
Axial power distribution	uniform	uniform	uniform	uniform
Pressure, bar	69	70	70	160
Mass velocity, kg/㎡/s	720 ~ 1460	910 ~ 1930	970 ~ 2060	2180 ~ 3250
Bundle exit quality	0.03 ~ 0.32	0.02 ~ 0.31	-0.17 ~ 0.24	-0.17 ~ 0.20
Number of data points	13	208	49	205

표 2. CHF 실험 집합체 특성 자료

	TS-304	TS-318	TS-310	TS-317	TS-156	TS-161
Rod array	4x4	4x4	4x4	4x4	5x5	5x5
Heated length, m	1.83	1.83	1.83	1.83	4.27	4.27
Rod diameter, mm	14.3	14.3	14.3	14.3	9.5	9.5
Rod pitch, mm	18.7	18.7	18.7	18.7	12.6	12.6
Grid spacing, m	0.241	0.495	0.495	0.495	0.660	0.559
Grid loss coefficient	0.8	1.47	1.47	1.47	1.25	1.25
Rod peaking factor	1.262	1.232	1.610	1.204	1.108	1.109
CHF channel location	inner	inner	corner	corner	inner	inner
Pressure, bar	69	69~155	69	69~155	103~166	103~166
Mass flux, kg/㎡/s	680~ 1700	1350~ 4070	135~ 1700	340~ 4070	1290~ 4710	1280~ 4800
Critical quality	0.31~ 0.61	0.02~ 0.36	0.25~ 0.76	-0.02~ 0.63	0.01~ 0.42	0.15~ 0.43
Number of data	26	72	21	70	67	67

표 3. 국부조건 CHF 상관식 계수 및 한계 CHFR

		PWR condition		BWR condition	
		EM model	EVVD model	EM model	EVVD model
CHF data base		TS-156 & TS-161		TS-304 & TS-318	
Coefficients of CHF correlation (in British unit: q”$_{CHF}$ in Mbtu/hr/ft^2, G in Mlbm/hr/ft^2)	b_1	0.7647	0.7129	1.2431	1.0278
	b_3	2.4482	2.2568	4.9247	3.9858
	b_5	-0.0653	-0.0949	-1.4398	-1.3205
	b_6	0.8205	0.7833	-1.3778	-1.2212
	b_2	0.1212			
	b_4	1.4066			
	b_7	-0.3285			
	b_8	-2.0749			
Mean of P/M		1.003	1.002	1.004	1.005
Standard deviation of P/M		0.134	0.130	0.119	0.116
Number of data points		134	134	98	98
$k_{95/95}$		N/A	N/A	1.930	1.930
Correlation limit CHFR		1.410	1.378	1.234	1.228
Name of CHF correlation		**P-1**	**P-2**	**B-1**	**B-2**

표 4. 열적 여유도 평가에 사용된 노심 조건

	BWR	PWR
Pressure, bar	71.7	157.2
Core inlet temperature, deg-C	278	292
Average mass flux, kg/m^2/s	1330	3370
Core average heat flux, kW/m^2	493	596
Radial peaking factor	1.4	1.49
Axial peaking factor	1.0	1.0
Fuel rod diameter, mm	12.3	9.5
Fuel rod pitch, mm	16.2	12.6
Heated length, m	3.81	3.66
Fuel assembly	closed-channel	open
Rod array in the FA	8-by-8	17-by-17

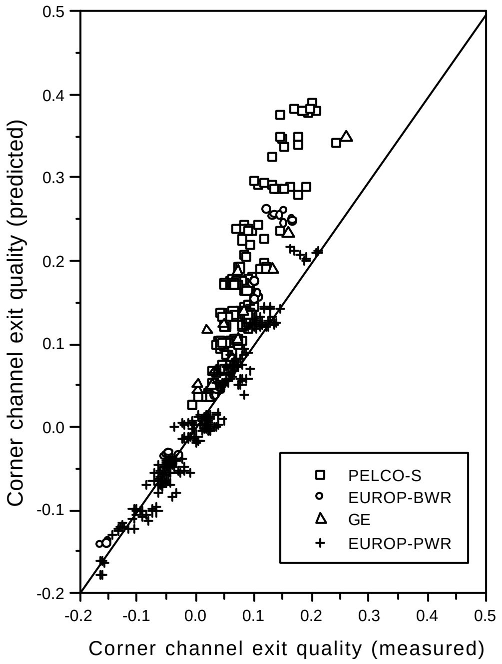

그림 1. EM 모델에 의한 모서리수로 출구건도 예측

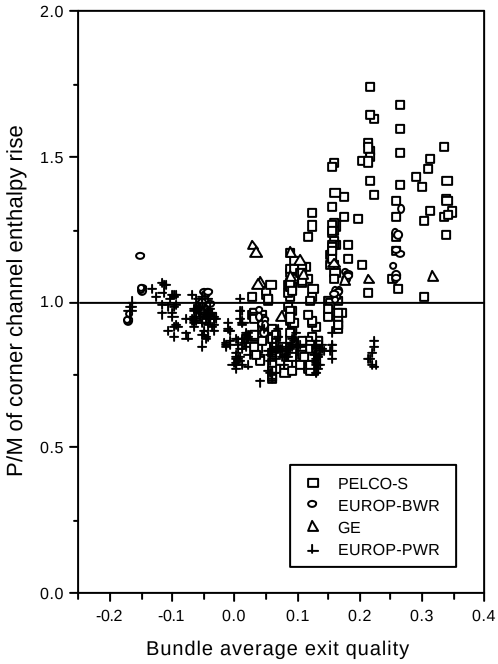

그림 2. THERMIT 모델에 의한 모서리수로 출구건도 예측

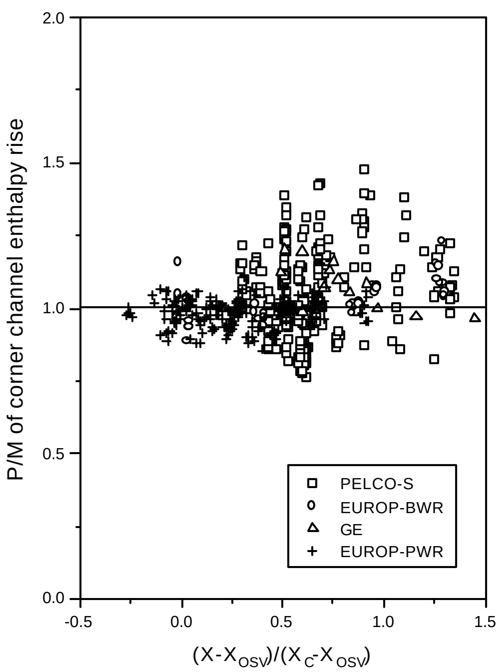

그림 3. EVVD 모델에 의한 모서리수로 출구건도 예측

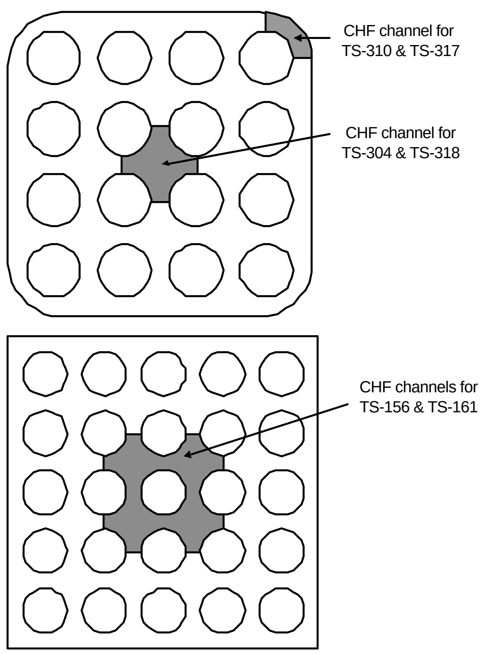

그림 4. CHF 실험 집합체 단면 형태

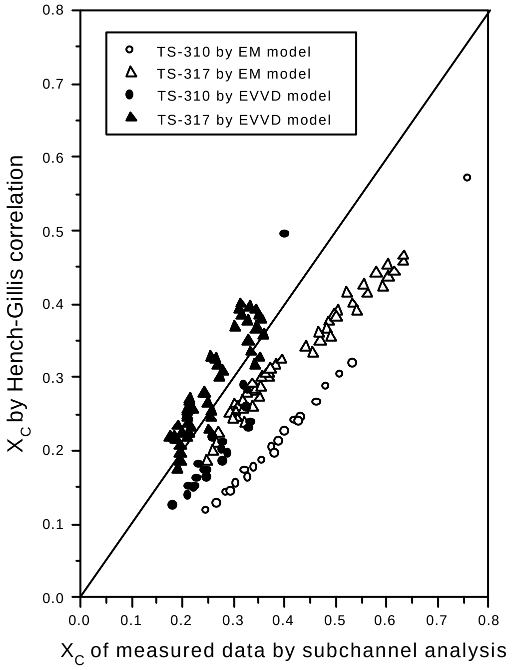

그림 5. 모서리 수로의 임계 건도 예측

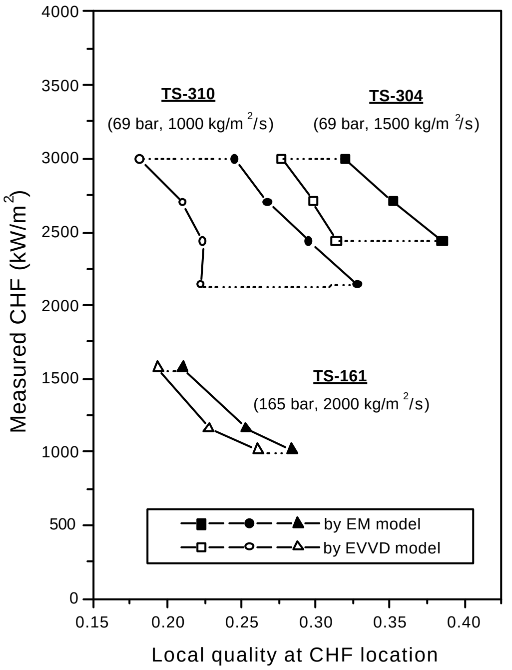

그림 6. 난류혼합모형이 CHF의 parametric trend에 미치는 영향

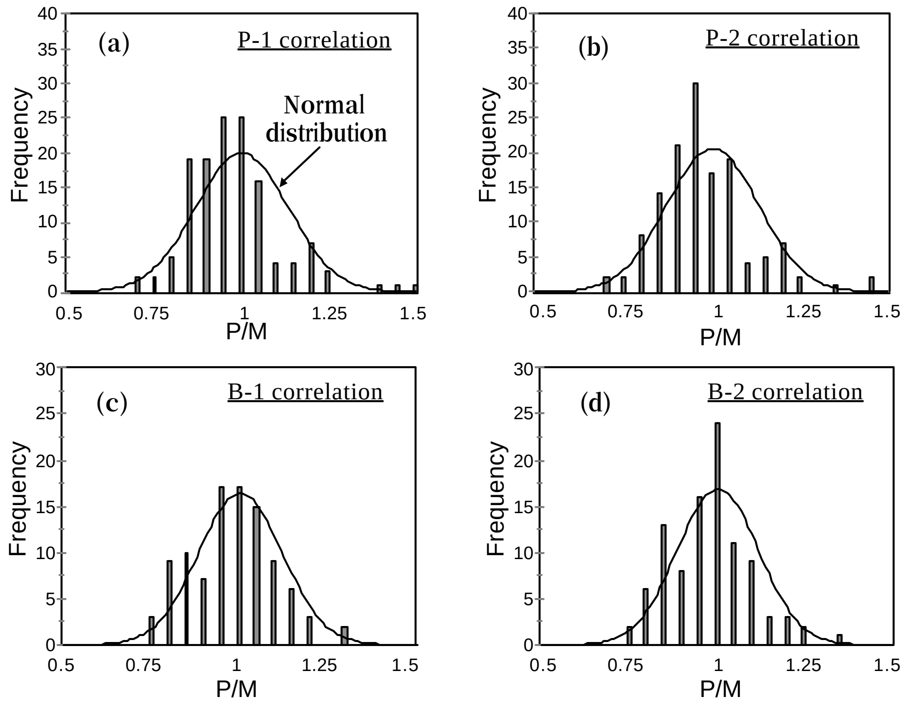

그림 7. 국부조건 상관식 들의 P/M 분포

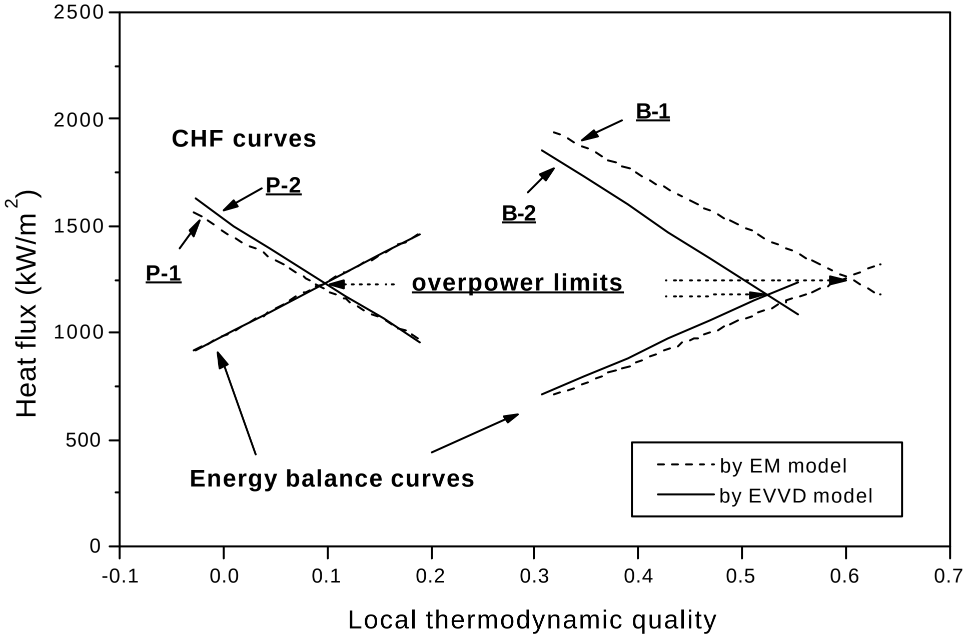

그림 8. 난류혼합 모형에 따른 열적 여유도 평가 결과