

## 가압경수로에서의 열여유도 평가에 대한 고찰

안 승 훈  
한국원자력안전기술원

전 규 동  
한양대학교

### 요 약

가압경수로에서 열여유도를 평가하는 당대의 접근 방법이 고찰되었다. 통상적으로 열여유도 평가는 국부 열속이 임계열속(CHF: Critical Heat Flux)으로부터 떨어진 거리로부터 도출된 핵비등이탈률(DNBR: Departure from Nucleate Boiling Ratio) 개념을 사용하여 수행된다. 본 연구에서는 열여유도 평가에 대하여 제기되는 문제가 당대의 접근 방법에 어떠한 영향을 주는 지 평가하고 이에 대한 향후 연구 방향을 살펴 보고자 하는 것이다. 혼합날개 그리드에 의해 야기되는 와류 효과가 크면 클수록 현재의 부수로 분석 방법의 신뢰성이 제고되며 상관식의 예측 성능을 평가할 때 데이터 분포가 중요하다는 착안점이 얻어졌다.

### 1. 서 론

가압경수로에서 핵연료의 건전성을 유지하는 주요 기준 중의 하나는 핵연료가 임계열속(CHF: Critical Heat Flux)을 겪지 않음을 보장하는 것이다. CHF 조건은 열전달 표면을 둘러싸는 유체를 기포가 대체함으로써 국부 비등 열전달의 급격한 저하로 특징짓게 된다<sup>1</sup>. 따라서, 핵연료의 열속이 CHF에 도달하면 핵연료 피복재의 온도가 급격히 상승하고 종국에는 피복재의 손상을 가져올 수 있다. 따라서 가압경수로의 정상운전 출력은 임계열속에 도달하는 출력으로부터 충분한 여유도를 갖고 낮게 유지되어야 한다. 이러한 여유도는 임계열속의 측정 및 예측에 따른 불확실도와 과도 보상 여유도(transient offset margin)를 포함한다.

통상적으로 가압경수로에 대한 열여유도 평가 원칙은 모의 붕 다발에 대한 임계열속 시험을 중심으로 확장 적용하는 것이다. 이러한 확장 적용을 위해서 여러 개념 및 수단 등이 사용되는 데 핵비등이탈률(DNBR: departure from nucleate boiling ratio), 국부조건 상관식 및 부수로 해석 코드 등이 이에 해당된다. 이러한 개념 및 수단의 사용에 있어 많은 오해와 혼동이 종종 있어 왔는데, 이의 근본적 이유는 열여유도가 어떠한 계통의 출력 성능을 의미하는 반면, CHF 현상은 국부 조건에 의존적인 차이점 때문이다. 통상적으로 설계 및 분석에서는 붕다발 CHF 시험으로부터 얻어진 상관식을 사용하여 여러 노심 조건에서 예측임계열속을 계산하여 이 때 예측임계열속 대 국부열속으로 정의되는 DNBR이 CHF 측정 및 예측 불확실도를 고려하여 결정되는 특정 DNBR 제한치 이상이 됨을 평가하는 식으로 수행된다. 이러한 당대의 접근 방법에 대하여 다음과 같은 문제 제기나 비평이 있어 왔다: 첫째, 임계열속 시험의 결과를 실제 노심 조건에 확장 적용하는 것이 타당하지 않을 수 있다. 둘째, DNBR 개념의 사용은 시험 데이터의 분포를 무시하고 있다. 셋째, 입구조건으로부터 임계열속이 발생하는 점까지의 열평형을 고려하지 않고 국부 열수력 조건을 임계열속과 직접 상관시키는 것은 적절치 않을 수 있다.

본 연구에서는 당대의 열여유도 평가 방법을 고찰한 후 이러한 세가지 주제에 대한 관점을 논의하고자 한다.

## 2. 가압경수로에서의 열여유도 평가 절차

CHF 현상이 국부 조건에 의존한다는 가설은 균일 축방향 출력 분포에 대한 실험 데이터에 의해 지원되었으며 현재 적절한 가정으로 인정되고 있다. 여기에서 “국부 조건“의 의미는 4 개의 연료봉에 둘러싸인 정방형 수로나 3 개의 연료봉에 둘러싸인 삼각형 수로 내의 평균 조건을 의미한다. 이러한 국부 조건 가설 개념이 비균일 출력분포에 대한 CHF 데이터에서 맞지 않을 때 가열벽을 따라 과열액막, 기포층 및 평균유동 간의 열평형 조건에 대한 이론적 고려로부터 전단 출력 분포에 의한 DNB 효과를 반영하는 비균일 출력분포인자에 의해 잘 설명되었다. 이러한 초기의 관측에 따라 국부 열수력 조건에 근거하여 CHF 상관식을 개발한 후 이를 여러 노심 조건 하에서 계산된 국부 열수력 조건에 대한 CHF를 예측하는 데 적용하는 절차가 개발되었다. 그림 1은 당대의 가압경수로에 대한 열여유도 평가 절차를 보여주고 있다.

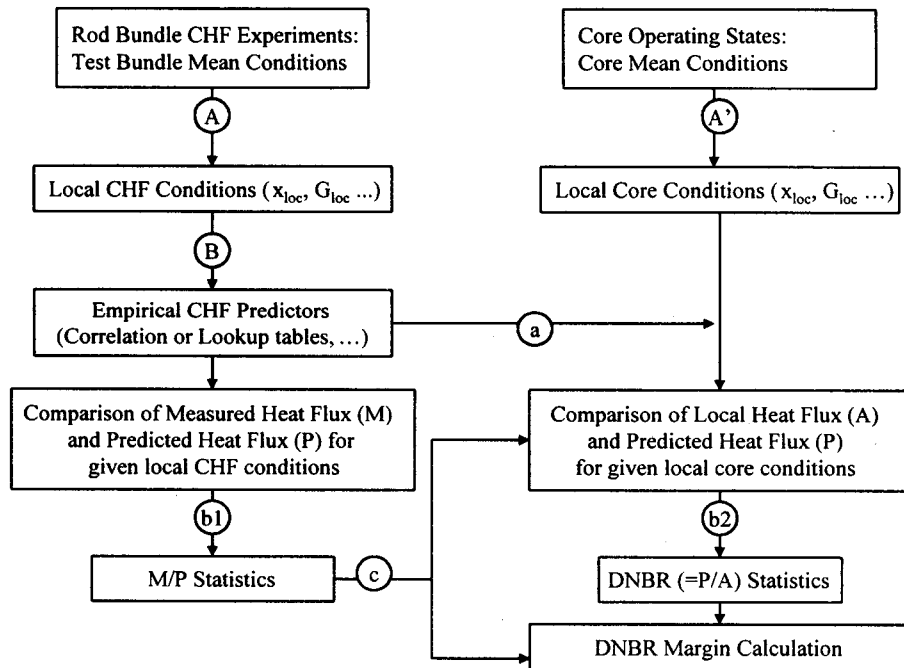


그림 1. 가압경수로에서 열여유도 평가 절차

그림에서 A와 A'의 과정은 COBRA<sup>2</sup>, THINC<sup>3</sup>, TORC<sup>4</sup> 등의 부수로 해석코드의 도움에 의하여 수행된다. B의 과정에서는 통상적으로 국부 열수력 조건과 CHF 측정치를 비선형회귀 분석이나 다른 통계적 방법을 사용하여 상관시킴으로서 CHF 상관식이 얻어진다. a의 과정은 노심의 최고온 부수로의 국부 열수력 조건에 대한 CHF를 예측할 때 CHF 실험상관식이 사용되는 것을 표시하고, b1, b2는 CHF 측정치와 예측치의 비(M/P)와 DNBR에 대한 통계량을 구하는 과정이며, c의 과정은 최종적으로 DNBR 여유도를 계산하기 위하여 M/P와 DNBR을 결합하는 과정이다. 이러한 과정을 잘 이해하기 위하여는 DNBR 여유도에 대한 개념을 살펴볼 필요가 있다.

일반적으로 열수송계통의 열적 성능은 계통의 열출력의 임계 조건에 의해 결정되며 열여유도는 열출력이 임계출력으로부터 떨어져 있는 거리를 의미한다. 원자로에서 이러한 임계출력을 좌우하는 것은 CHF 현상이다. CHF 현상이 국부 조건에 주로 의존한다는 관측에 따라 노심에서의 최고온 연료봉의 열속이 CHF로부터 얼마나 떨어져 있는지를 직접 평가한다면 임계조건으로부터 충분한 여유도를 유지하면서 원자로를 운전할 수 있다. 이 여유도를

CHF 여유도,  $\delta q''$  라고 표시하면,

$$\delta q'' = q''_c - q''_i \quad (1)$$

가 된다. 여기에서  $q''_c$ 은 임계열속이고  $q''_i$ 는 최고온 연료봉의 국부 열속이다. CHF 현상이 매우 실험적 특성을 가지고 있기 때문에 실험상관식이 사용되거나 실제 노심에서  $q''_c$ 를 얻을 수는 없다. 어느 CHF 시험이 실제 노심에서의 CHF 현상을 잘 모의할 수 있다면  $q''_c$ 는 CHF 측정치,  $q''_m$ 과 같게 된다. 결국 CHF 시험에서 측정되는  $q''_m$ 이  $q''_c$ 와 같다고 가정한다는 것은 노심 내에서 CHF에 영향을 주는 조건을 CHF 시험에 제대로 반영함으로써 가능하다. 당대의 방법은 이러한 가정에 기초하고 있으며 따라서, (1)의 양변을  $q''_m$ 으로 나누면, CHF 여유도의 백분율,  $\theta_{CHF}$ 가 얻어진다.

$$\theta_{CHF} = 1 - (q''_p/q''_m)(q''_i/q''_p) \quad (2)$$

여기에서  $q''_p$ 는 CHF 예측치이며 이는 여러 국부 조건에서 열수력 조건과 CHF 측정치를 최적으로 상관화시키는 상관식에 의해 얻어지므로 CHF 측정치가 예측치에 대한 기준이 된다. 또한 CHF 상관식에 의하여 얻어지는 CHF 예측치는 노심 분석시 하나의 CHF 값을 제공한다 (노심에서의 열수력 계산 시 CHF에 대한 정보는 CHF 예측치로부터만 얻을 수 있다). 결국, CHF 상관식에 의해 계산되는 CHF 예측치는 CHF와 국부열속 간의 가교 역할을 한다. 이를 고려하여  $\theta_{CHF}$ 은 다음과 같이 쓸 수 있다. 즉,

$$\theta_{CHF} = 1 - \frac{1}{(q''_m/q''_p)DNBR} \quad (3)$$

초기에는 최악의 해석 초기 조건을 가지고 수행되는 운전과도에 대한 DNBR 결과가  $(q''_m/q''_p)$ 의 95/95의 통계적 공차한계보다 큼 ( $\theta_{CHF}$ 가 0 이상임)을 입증하는 식으로 열여유도 분석이 수행되었다. 즉,  $\theta_{CHF}$ 는 DNBR 평가 결과에 의존하여 결정되어 왔다. 이것이  $\theta_{CHF}$ 를 DNBR 여유도로 명명하는 이유인 것처럼 보인다. 최근에는 DNBR과  $(q''_m/q''_p)$ 의 통계량을 결합하는 통계적 방법이 많은 설계사에서 사용되고 있다. 이러한 방법에서 종종 고려하는 두 변수의 독립성은 상기와 같은 일련의 절차에서 고려되는 가정 등이 적절할 때에만 타당할 것으로 보인다.

### 3. 논의

#### 3.1 CHF 시험의 실제 노심에의 확장

CHF 시험을 실제 노심으로 확장하는 것에 대한 문제 제기는 과거에도 종종 있어 왔다. 예를 들면, 핵연료 펠릿에서 일어나는 핵반응에 의한 가열 대 시험 봉의 전기에 의한 직접 가열, 실제 노심에서의 출력분포 대 시험에서 모의하는 출력분포, 실제 노심에서 발생하는 과도 조건 대 시험에서 수행하는 정상 상태 조건 등이 이에 해당한다. 주목할 만한 문제 제기의 하나는 CHF 시험과 실제 노심의 차이가 다른 형태의 비균일 이차 유동 (secondary flow)을 발생한다는 것이다<sup>5</sup>. 실제로 임계열속 시험 시 비대표적인 외곽 봉에서 임계열속이 발생하는 것을 방지하기 위해 중심부 봉의 출력을 임의로 높게 하고 이차 유동이 외곽봉을 통하여 흐르도록 봉과 슈라우드 간에 충분한 간격을 형성한다. 이로 인해 실제 노심에서보다 임계열속 시험에서 부수로 간의 유동 혼합은 증진된다. 부수로 분석 방법에서는 부수로 간에 공간 간극을 통하여 이루어지는 질량 및 에너지 교환에 대한 평가를 위해 TDC (부수로간 난류 교환을 부수로 갭 간극의 크기와 축방향 유속으로 나누는 것으로 정의되는)나 Peclet의 역수(부수로간 난류 교환을 부수로 등가직경과 축방향 유속으로 나누는 것으로 정의되는)등과 같은 열혼합계수(thermal mixing coefficient)를 사용한다. 통상적으로 시험 다발에서 수행하는 열혼합시험 결과로부터 얻어진 혼합계수가 실제 노심에서보다 과다하면, 임계열속 상관식

결정에 영향을 준다. 그림 2는 EPRI-NP-2609<sup>6</sup>의 Test Section 156의 데이터에 대하여 COBRA-IV-i 코드를 사용하여 TDC의 값의 변화에 따른 국부 증기질의 변화를 계산한 것이다. 통상적으로 핵연료의 그리드의 형태에 의존하여 TDC는 0.001에서 0.050 근방의 값을 갖는 것으로 알려져 있다. TDC가 0.036과 0.059 일 때에는 출구 증기질의 차이가 별로 없으나 TDC를 0으로 할 경우에는 심각한 차이를 보이고 있다. CHF 상관식은 시험데이터의 영역내에서 내삽한 것으로서 이 영역을 초과하는 국부 열수력 조건에 대해서는 적용할 수 없다. 그렇지만, 열혼합계수의 부정확한 사용은 이러한 변수의 적용 가능 영역을 변경시키므로 임계열속시험에서와 실제 노심에서의 열혼합 현상이 다르다면 이에 따른 불확실성이 있을 것으로 보인다.

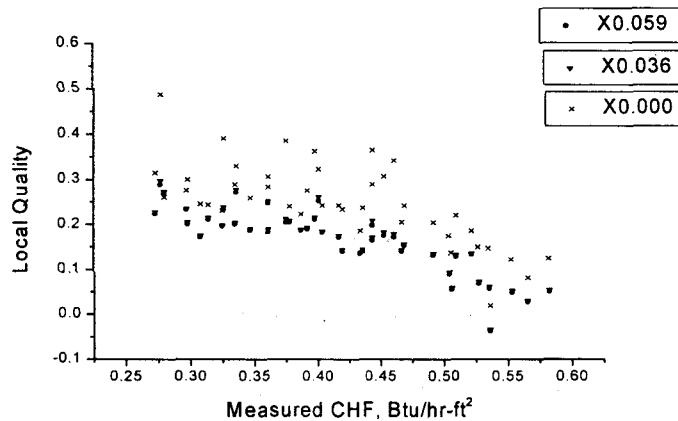


그림 2. TDC 변화에 따른 출구 증기질 변화

이러한 열혼합계수가 통상적으로 임계열속에 중요한 역할을 하는 반면 와류(vortex)의 중요성은 혼합날개가 부착된 그리드를 갖는 경우에 대하여 더욱 부각된다. 부수로 분석 방법에 있어 임계열속 성능을 향상시키기 위해 도입되는 혼합 날개 그리드의 효과는 두가지로 분류된다: 즉, 인근 부수로 간의 유량 혼합과 부수로 내의 열혼합과 같은 고유 (intrinsic)효과. 전자의 효과는 열혼합계수에 의해 정량화될 수 있는 반면, 후자의 경우는 시험 데이터의 평가 결과로부터 임계열속 상관식 자체에 고려되어야 한다. 이를 위하여 웨스팅하우스사의 2개 봉다발 임계열속 상관식이 평가되었다<sup>7</sup>. 두 상관식의 비교를 통하여 임의적으로 국부조건 효과와 와류의 고유효과를 분리하였다:

$$q''_{CHF} = f_v + f_i \quad (4)$$

여기에서  $f_v$ 는 혼합날개의 고유효과를 나타내는 함수항이고,  $f_i$ 는 국부조건효과를 나타내는 함수항이다. 이 결과 vortex의 급격한 증진에 의하여 임계열속 성능을 향상시킨 10" 그리드 간격의 Vantage-5H에 대하여 고유효과가 차지하는 비중이 거의 수십 퍼센트에 달하는 것으로 평가되었다. 연료봉의 프레팅 문제를 해결하기 위하여 시도한 그리드의 순차적 회전이 16.5 퍼센트의 DNBR에 해당되는 놀라운 임계열속의 성능 저하가 나타난 것을 고려할 때 혼합날개의 고유효과와 중요성이 인식되었다. 결국, vortex의 효과가 임계열속에 중요한 역할을 하는 경우에 부수로 분석의 신뢰성이 저하되는 경향이 있으며 보다 상세한 동력학적 유체 역학에 대한 연구가 필요하다.

### 3.2 DNBR 개념을 사용하는 여유도 평가에서의 문제점

DNBR 개념의 사용은 여러 노심 조건에 대한 안전성 분석에 대한 단일 한계치를 주기 때문에 매우 유용하게 사용되어 왔다. 하나의 문제 제기는 이러한 비의 개념의 사용이 실제로 임계열속 데이터의 분포를 무시하고 있다는 것이다<sup>8</sup>. 이러한 논지의 주장은 다른 연구자의 결론에서도 반복되었다<sup>9</sup>. 데이터의 분포를 무시한 결과 예측 정확도는 밀집된 데이터 분포

영역으로 편이될 수 있다. 통상적으로 DNBR 단일 공차 한계는 임계열속상관식의 전 데이터 베이스의 통계 분석 결과로부터 얻어진다. 이를 직관적으로 살펴 보기 위하여 국내에 장전 중인 컴버스천엔지니어링 사의 표준핵연료집합체에 대한 임계열속 데이터의 일부 (150 인치의 축방향 길이 봉다발 시험)에 대하여 COBRA-IV-i 전산코드를 이용하여 하나의 임계열속 상관식을 만들었다. 이 때, DNBR 상관식 제한치는 1.14로 얻어졌다. 그림 3은 국부증기질과  $(q''_m/q''_p)$ 의 관계를 보여 준다.

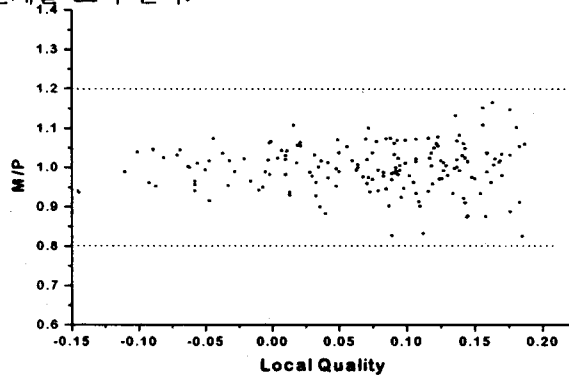


그림 3. 국부 증기질 대 M/P

-0.12에 해당하는 증기질에 대하여 M/P는 하나의 값이외에는 존재하지 않으나 당대의 관계를 따르면 노심의 국부 열수력 조건이 단순히 내삽의 영역에 포함되었기 때문에 1.14의 DNBR 상관식 제한치를 고려할 것이다. 이러한 영역의 데이터는 상관식 적용 범위를 넓히면서 상관식 불확실도를 감소시키는 역할을 한다. 만약, 이 부근에서 추가의 데이터가 확보되었을 때 그 데이터가 그림 3에서 M/P가 1.0 이상으로나 편이되던가 혹은 1.0 이하로 편이될 경우는 어떠한 것인가? 이러한 고찰에 따라 데이터 분포를 고려하기 위해서는 다른 접근 방법이 고려될 수 있다. 식 (1)을 달리 쓰면,

$$\delta q'' = (q''_m - q''_p)_{exp.} + (q''_p - q''_l)_{core} \quad (5)$$

이 된다. 여기에서 좌변의 첫째 항은 CHF 시험에서 측정치와 예측치의 잔여 오차를 의미하며 둘째항은 CHF 예측치와 실제 노심에서 계산된 국부열속의 차이를 의미한다. 이 경우 DNBD(DNB Difference)에 의한 열여유도 평가가 수행되며 CHF 상관식은 식 (3)에서 마찬가지로 CHF와 국부열속 간의 가교 역할을 한다. 식 (5)의 경우 동일한 열수력 조건에 대하여 수행된 불확실도 분석만이 유효하므로 여러 노심 조건에 대한 95/95 DNBD 공차한계가 다르다. 그렇지만, 이것은 실제 노심 분석에서 거의 불가능하다. 그래서, DNBR 여유도 개념을 계속 사용하되 CHF 메카니즘이 유사한 좁은 영역의 변수 범위에 국한하여 사용하여야 할 것이다. CHF 상관식의 적용 범위를 CHF 메카니즘이 다른 영역까지 확장시키는 경우에는 데이터의 분포가 균일하도록 저농도의 데이터에 대한 추가 시험이 수행되어야 한다.

### 3.3 직접대입법과 열평형방법

아냉각 및 낮은 증기질 영역에 대하여 두 가지 형태의 CHF 예측 모델이 제안되어 왔다. 하나의 모델은 국부 열수력 조건을 CHF와 직접 상관화시키는 것으로 가압경수로의 열여유도 평가를 위해 널리 사용되어 왔던 방법이다(DSM:Direct Substitution Method). 또 다른 모델은 입구 조건에서 출발하여 열평형을 고려하여 CHF가 발생하는 열속을 예측하는 것으로 EPRI 상관식<sup>6</sup>에 의하여 대표된다 (HBM:Heat Balance Method). 이러한 모델이 갖는 장·단점은 여러 연구자에 의해 이미 논의되었다<sup>10</sup>. 여기에서는 2장에서 주어진 식 (1), (2), (3)은 HBM과 양립할 수 없다는 점이 주목된다: 열여유도 평가가 동일한 국부 열수력 조건에서 수행되지 않으며 M/P와 P/A가 독립적이지 않다. 예를 들어, EPRI 상관식에서 국부열속이

CHF 예측치에 대하여 하나의 독립변수로 포함되어 있으며 이는 HBM 상관식의 사용이 열여유도를 DNB 출력여유도로 나타낼 수 있다는 주장이 옳지 않다는 것을 의미한다. HBM 상관식의 사용에 의해 CHF 출력여유도,  $\theta_{CHF}$ 는 (3) 식의 형태와 동일하게,

$$\theta_{CHF} = 1 - \frac{1}{(q''_m/q''_{p,HBM})DNBPR} \quad (6)$$

으로 쓸 수 있다. 여기에서 DNBPR은 HBM에 의해 얻어진 CHF 상관식에 의한 CHF 예측치 대 국부열속의 비, 즉,  $(q''_{p,HBM}/q''_i)$ 이다.  $(q''_m/q''_{p,HBM})$ 의 평가에 있어서는 CHF 시험 시의 모든 정보를 사용하여 CHF 예측치를 얻는 것은 가능하나( $q''_m$ 이  $q''_{p,HBM}$ 의 기준이 되고 열평형에 대한 정보가 알려져 있으므로) DNBPR의 평가에 있어서 국부열수력 조건 이외에는 여하한 정보를 사용해서는 안된다(DNBPR은  $q''_i$ 에 대한  $q''_{p,HBM}$ 의 상대 값이며 이 경우  $q''_i$ 가  $q''_{p,HBM}$ 는 독립적으로 평가되어야 하므로). 다시 말해서, 동일 열수력 조건하에서 국부열속에 대한 CHF 예측치의 상대적인 값이 평가되어야 한다. 더욱이 DNB 메카니즘은 열속제한 메카니즘이며 개방유로, 핵연료 펠릿 제조 및 운전에 따른 출력침투, 운전 과도 등의 실제 가압경수로 조건 등을 고려할 때 적용될 수는 없다. 다만, 열평형에 대한 정보가 알려져 있는 CHF 시험에서 국부열수력조건을 예측하여 DSM에 의한 CHF 상관식을 만드는 데 사용될 수 있으며 상관식 간의 정확성 비교 등을 위하여서는 사용될 수 있다.

#### 4. 결론 및 향후 연구 방향

가압경수로에서 열여유도를 평가하는 당대의 접근 방법이 고찰되고 열여유도 평가에 대하여 제기되는 문제가 당대의 접근 방법에 어떠한 영향을 주는 지 평가하였다. 혼합날개 그리드에 의해 야기되는 와류 효과가 크면 클수록 현재의 부수로 분석 방법의 신뢰성이 제고되며 상관식의 예측 성능을 평가할 때 데이터 분포가 중요하다는 착안점이 얻어졌다.

#### 참고문헌

1. J.G. Collier, Convective Boiling and Condensation (2nd Ed.), pp. 248-313, McGraw-Hill, New York, 1981
2. C.L. Wheeler, "COBRA-IV-i: An Interim Version of COBRA for Thermal-Hydraulic Analysis of Rod Bundle Nuclear Fuel Elements and Cores," BNWL-1962, March 1976.
3. WCAP-8195, "Application of the THINC Program to PWR Design," Westinghouse, 1973.
4. CENPD-161(A)-P, "TORC Code," April 1986.
5. F. de Crécy, D.Juhel, "Methodology for the Study of the Boiling Crisis in a Nuclear Fuel Bundle," NURETH-7 Conference, Saratoga, 1995.
6. D. G. Reddy and C.F. Fighetti, "Parametric Study of CHF Data, Volume 2: A Generalized Subchannel CHF Correlation for PWR and BWR Fuel Assemblies," Vol.2, EPRI-NP-2609, 1985.
7. S. H. Ahn, "Mixing Vane Effect on the Critical Heat Flux," Proc. of the KNS Spring Mtg., Kwangju, Korea, May 1997.
8. F. de Crécy, "A New DNBR Margin Approach," PP. 243-249, Nucl. Eng. Des. 149, 1994.
9. Davide D. Hall and ISSAM Mudawar, "Evaluation of Subcooled Critical Heat Flux Correlations Using PU-BTPFL CHF Database for Vertical Upflow of Water in a Uniformly Heated Round Tube," PP. 234-247, Vol.117, Nucl. Tech., Feb. 1997.
10. "A Round Table Discussion on Reactor Power Margin," PP.213-271, Vol. 163, Nucl. Eng. Des., 1996.