'2000 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

CANFLEX-NU 핵연료다발의 Water CHF 시험 자료 분석

The Analysis of Water CHF Test Data for CANFLEX-NU Fuel Bundle

전지수, 석호천, 박주환
한국원자력연구소

요약문

본 논문은 원전 운전에 따른 압력관 변형을 모사하여 크립 안된(uncrept) 압력관 및 축방향 비균일 크립(3.3% 및 5.1% crept)된 압력관에 대해서 수행된 CANFLEX(CANDU Flexible)-NU (Natural Uranium) 핵연료다발의 경수(Water) 임계 열유속(CHF, Critical Heat Flux) 시험 자료를 분석하였다. 시험 자료 분석 결과, 열수력 설계 코드에 적용될 최적의 CHF 상관식으로서 비등 시작 위치를 OSV(onset of significant void) 위치로 정의한 비등길이 평균 CHF 상관식을 도출하였다. 본 상관식은 무차원 질량유속, 압력 및 드라이아웃 건도의 함수뿐만 아니라 압력관 크립에 따른 다발의 편심도 함수로 구성되어 원전 운전 기간 동안의 열여유도 계산이 가능하게 하였다. Water CHF 시험자료를 근거로, 기존 37-핵연료봉다발에 대한 간단한 상대적 열여유도 평가 계산 결과에 의하면 CANFLEX-NU 핵연료다발의 장전이 원자로의 노후화에 따른 열여유도 감소를 보상하는 것으로 예상되었다.

Summary

This paper presented the analysis results of the water CHF(Critical Heat Flux) test data of CANFLEX(CANDU Flexible)-NU(Natural Uranium) bundle in uncrept and axially non-uniform(3.3% and 5.1%) crept pressure tubes for simulating the deformation of pressure tube with the plant operating period. The data analysis resulted in the derivation of boiling-length-average CHF correlation for the application of the thermal hydraulic design code, as the optimal CHF correlation, defining the OSV(onset of significant void) point as the location of boiling start-up. The correlation has functions of dimensionless parameters of mass flux, pressure, quality as well as the eccentricity of the bundle according to the pressure tube creep, thus it provides for the capability of thermal margin evaluation through the plant operating period. It is expected that the CANFLEX-NU fuel bundle will compensate for the thermal margin decrease due to the reactor ageing, by the simple calculation of the relative thermal margin to the 37-element bundle based on water CHF test data.

1. 서론

한국원자력연구소(KAERI)와 캐나다 원자력 공사(AECL)는 최종적으로 CANFLEX-NU 핵연료다발의 열적 성능 검증을 위해서 경수(light water)를 사용한 CHF 시험을 수행하였다. 특히, 이 실험은 원전 운전에 따른 압력관 직경 변형을 고려하여 크립 안된(uncrept) 압력관 및 축방향 비균일 크립(3.3% 및 5.1% crept)된 압력관을 각각 사용하였으며[1], 기존 상업용 CANDU 핵연료다발에 대해서 오랜 동안 Water CHF 시험을 수행한 경험이 있는 전문 열수력 시험 기관인 캐나다 Stern Lab.[2]에서 수행되었다. CHF 시험에 관련된 실험 장치, 실험 방법 및 절차, 실험 조건과 압력관 크립에 따른 드라이아웃 출력 비교 결과 등은 본 논문집[1]에서 따로 기술하였다.

본 논문에서는 측정된 실험 자료를 분석하여 열수력 설계 해석 코드[3]에 적용될 최적의 CANFLEX-NU 핵연료다발에 대한 임계열유속(CHF) 상관식을 도출하고자 하였다. 기존 CANDU 원자로 단일수로 열수력 해석용 NUCIRC 코드[3]는 압력관 크립에 따른 핵연료다발열의 열전달 특성을 평가할수 없으나, 본 실험 자료[1]를 이용하여 개발될 CHF 상관식은 원전 운전 기간에 따라 압력관 변형을 고려하여 정확한 열여유도 계산이 가능하게 하였다.

CHF 상관식에는 일반적으로 예측 성능이 우수한 것으로 알려진 비등길이 평균 열유속을 사용하였고, 이 상관식의 국부 조건(local conditions)으로 압력, 질량유속, 건도과 압력관 크립에 따른 다발 편심도를 사용하였다. 이때 비등길이를 결정하기 위해 비등 시작점은 OSV(Onset of Significant Void) 위치[4]로 설정하였으며, 최종적으로 OSV 건도 및 비등길이 평균 CHF 상관식을 무차원 변수로 표현하였다. 본 논문은 CANFLEX-NU 핵연료의 CHF 시험 자료[1]와 CHF 상관식으로부터 계산된 결과를 서로 비교하여 도출된 CHF 상관식의 불확실도를 제시하였으며, 동일 Water CHF 시험 루프에서 수행된 37-핵연료봉다발에 상대적 드라이아웃 출력 결과 비교 자료를 이용하여 CANFLEX-NU 핵연료다발이 장전된 CANDU-6 원자로의 열여유도도 평가하였다.

2. CHF 상관식 도출

2.1 OSV 비등점 도입 배경 및 정의

CANFLEX-NU 핵연료의 Water CHF 시험으로부터 얻어지는 직접적인 자료는 핵연료다발의 CHF 발생 위치, 채널 압력분포, 유량, 입구 온도, 출구 압력 및 드라이아웃 출력 값이다. CHF 현상은 드라이아웃 발생 위치의 국부 물성치의 함수로 알려져 있다. 따라서, Water CHF 시험 자료를 이용하여 국부 물성치의 함수로 표현된 CHF 상관식 개발이 필요하며, 개발된 상관식은 CANDU-6 원자로의 단일수로 열수력 설계 해석용 NUCIRC 코드[3]에 적용되어 원자로 운전 열여유도 평가 변수인 임계채널출력[5,6]을 계산하는데 이용된다. 현재 알려진 CHF 상관식 형태는 크게 3 가지인데, 각각 국부 열유속(local heat flux), 비등길이평균(BLA, boiling-length-average) 열유속 및 임계 건도(critical quality)를 근거로 식을 표현한다. 전반적으로 BLA CHF 상관식이 여러 가지 형태의 핵연료채널에서 CHF 및 드라이아웃 발생 위치를 가장 잘 예측하는 것[4]으로 알려져 있다. 따라서, 본 Water CHF 시험 자료를 이용하여 비등길이평균 CHF 상관식을 도출하고자 한다.

BLA 개념은 처음 관(tube) 유동에서 환상류 막비등(annular film dryout) 지역에서 축방향 열유속 분포 효과를 고려하기 위해 도입되었다. 엄격히 말하면 비등길이의 시작점은 핵비등(ONB, onset of nucleate boiling) 위치이지만 ONB 위치를 예측하기가 어려워 일반적으로 포화(saturation) 위치를 비등길이 시작점으로 가정하여 사용하였다. 그리고, 관 유동인 경우 대부분의 드라이아웃 건도는 ONB 위치나 포화 위치의 건도보다 훨씬 크므로 비등길이가 매우 커서 이 가정의 영향이 적다. 그러나, 핵연료다발이 장전된 채널에서 단면적 평균(cross-sectional average) 유동 조건을 기준으로 해석하는 경우 포화 위치를 비등 시작 위치로 가정하는 것은 부적절하다. 핵연료다발인 경우 여러 가지 부수로 모양이 존재하므로 부수로 형태에 따라 유동 및 엔탈피 분포의 불균형이 존재한다. 즉, 핵연료다발 유로 단면적 평균을 기준으로 계산된 과냉도 유동(subcooled flow) 조건의 위치(음의 건도)에서도 이미 특정 부수로에서 ONB가 발생하는 현상이 나타난다. 따라서, ONB 위치와 포화 위치 차이가 작다는 가정은 타당하지 못하다. 또한, 드라이아웃이 포화 위치 부근이나 과냉도 조건에서 발생하는 경우 비등길이를 정의할 수 없다.

이러한 문제점 때문에 기존 37개 핵연료봉 다발에 대한 Water CHF 시험[7] 자료 해석시 비등길이의 시작점을 OSV 비등점으로 정의하였다. ONB 현상은 벽면에서 발생한 기포가 벽면 근처에서만 존재하고 벽면에서 이탈된 기포는 붕괴(collapse)되므로 생성된 기포에 의한 압력강하가 크지 않다. 반면에 OSV 비등점에 도달하면 벽면에서 이탈된 기포가 계속 유동장에 존재하므로 이상류에 의한 압력강하 발생한다. 따라서, OSV 비등점은 단상류 유동과 이상류 유동의 경계 지점으로 볼 수 있으므로 축방향 압력분포(pressure profile) 자료로 결정할 수 있다. 비등길이 시작점을 ONB 위치로 정의하지 않은 것은 Water CHF 시험 자료로부터 얻을 수 있는 압력강하 자료는 연료봉 표면 온도 측정 조건보다 매우 광범위한 유동 영역의 자료가 포함되기 때문이다. 또한, ONB 위치와 OSV 비등점 위치 차이는 매우 적은 것으로 관찰[8]되었다.

2.2 OSV 비등 건도 및 비등길이 평균 CHF 상관식

OSV 비등점 위치는 단상류 유동과 이상류 유동의 경계 지점으로 정의되므로 측정된 압력분포 자료를 이용하여 그림 1과 같이 도식적으로 명확히 찾을 수 있다. 그림 1에서 보면 이상류에서 측정된 압력분포는 단상류 압력강하와 이상류 압력강하 영향이 함께 포함되어 있어서 OSV 비등점 위치를 그림으로 구분하기 어렵다. 따라서 이 압력 분포에서 단상류 압력강하 요소를 제외시켜서 이상류 압력강하 성분만 고려된 압력 분포를 도출하였다. 이 압력분포는 그림 1에서 보는 바와 같이 단상류 유동 영역에서 비록 약간의 압력 변화가 있지만 단상류 유동과 이상류 유동의 경계 지점을 그림으로 구분할 수 있다. 두 영역으로 구분된 자료로 각각 최적 상관식을 만들어 두 식이 교차되는 지점을 OSV 비등점 위치로 결정[4]하였다. 이 그림에서 단상류 압력 분포는 Water CHF 시험에 앞서 시험 루프의 시험 운전 동안에 수행된 단상류 압력 강하 시험으로서 참고문헌[1]에 기술된 13 개 압력강하 측정 지점에서 얻은 자료를 사용하였다.

그림 1에서 보면 OSV 비등점에서 단면적 평균 국부 건도는 음의 값을 갖는 것을 알 수 있다. CHF 측정 자료뿐만 아니라 ONB/OSV 시험, ODS(onset of dry sheath) 시험 등과 같이 Water

CHF 시험 동안 얻은 가능한 모든 자료를 이용하여 OSV 비등점 자료를 얻고 결정된 OSV 비등점 위치에서의 국부 물성치 및 열유속 자료를 이용하여 다음과 같은 무차원 OSV 건도 상관식을 도출하였다.

$$X_{osv} = f\left(Bo, Re, \frac{\rho_g}{\rho_f}, \varepsilon\right)$$

여기서, ε 는 크립에 따른 압력관 직경 변화를 고려한 압력관내 다발의 상대적 편심도(relative eccentricity)를 나타내는 무차원 변수[7]이다.

비등길이 평균 CHF는 아래 수식과 같이 OSV 비등점 위치에서부터 드라이아웃 발생 지점까지 국부 열유속을 적분한 후 비등길이의 평균값으로 계산된다.

$$q''_{CHF} = \frac{1}{Z_{DO} - Z_{OSV}} \int_{Z_{OSV}}^{Z_{DO}} q''_{local}\, dz$$

여기서, Z_{DO} 는 드라이아웃 발생 위치이고, Z_{OSV} 는 OSV 발생 위치를 나타내는데 핵연료 채널의 국부 지점에서 열평형(heat balance) 식으로 계산된 열역학적 건도와 OSV 비등 건도(X_{osv}) 상관식으로 계산된 값이 일치하는 위치로 결정된다.

모든 CHF 시험 자료로부터 비등길이 평균 열유속, q''_{CHF} , 자료를 확보하고 일반적으로 CHF 발생 위치의 국부 압력(P), 질량 유속(G), 건도(X_{DO}) 및 기하학적 형상 변수(ε)의 함수로서 다음과 같이 CHF 상관식을 만든다.

$$q''_{CHF} = f(P, G, X_{DO}, \varepsilon)$$

본 CANFLEX-NU 핵연료다발의 CHF 상관식 개발 과정에서는 상관식의 코드 적용을 용이하게 하기 위해서 최종적으로 무차원 변수로 구성된 상관식을 도출하였다. 이를 위해서 열유속, 질량 유속 및 압력에 각각 대응되는 비등 계수(Bo), 무차원 질량유속(Ψ) 및 무차원 압력 계수인 밀도비($\frac{\rho_f}{\rho_g}$)를 정의하고, 드라이아웃 건도(X_{DO}) 및 편심도(ε)를 함께 사용하여 다음과 같은 무차원 상관식을 만들었다.

$$Bo = f\left(\frac{\rho_f}{\rho_g}, \Psi, X_{DO}, \varepsilon\right)$$

여기서, $\Psi = \frac{G \cdot D_{hy}^{0.5}}{\sigma^{0.5} \cdot \rho_f^{0.5}}$ $Bo = \frac{q''_{CHF}}{G \cdot H_{fg}}$ 로 정의된다. 또한 σ 는 표면 장력이며 H_{fg} , D_{hy} , ρ_f , ρ_g , G 는 각각 축방향 국부지점의 잠열, 등가 수력 직경, 액체 밀도, 기체 밀도 및 질량 유속을 나타낸다. 본 상관식에 사용되는 모든 국부 냉각수 물성치는 포화 압력 조건에 대응되는 값이다.

3. 시험 자료 분석 결과

3.1 비등길이 평균 CHF 자료 비교

그림 2 그림 4, 그림 5 그림 7 과 그림 9 그림 10 은 각각 5.1% 크립, 3.3% 크립 및 Uncrept 된 압력관에서 측정된 CANFLEX-NU 핵연료의 CHF 시험 자료를 이용하여, OSV 비등점 위치에서부터 계산된 비등길이평균 열유속(q''_{OSV})과 포화 위치($X = 0$)에서부터 계산된 비등길이평균 열유속(q''_{bla})을 주어진 출구 압력 및 유량 조건에서 드라이아웃 건도에 따라 나타내고 두 비등길이평균 열유속 분포를 비교하였다. 그림 4, 그림 7 및 그림 10은 각각 5.1% 크립, 3.3% 크립 및 Uncrept 된 압력관에서 출구 압력 11 MPa 및 유량 17 kg/s 인 경우로서 압력관 크립에 따라서 두 비등길이 평균 열유속 분포 특성을 비교할 수 있다.

이들 그림을 살펴보면 q''_{OSV} 는 대부분의 조건에서 드라이아웃 건도 증가에 따라 열유속이 감소하는 전형적인 CHF 분포 특성을 보여주었고 q''_{bla}에 비교해서 자료의 분산이 매우 적음을 알 수 있다. 그러나, q''_{bla} 은 드라이아웃 건도에 따른 분포가 일정한 분포를 갖지 못하고 분산(scatter)된 특성이 있으며 특히 압력관 크립이 클수록 q''_{OSV} 와 q''_{bla} 의 차이가 크고 q''_{bla} 자료가 분산되었음을 알 수 있다. 이는 압력관 크립이 클수록 부수로 사이의 유동 불균형이 크게 나타나기 때문이며 포화 위치를 비등길이 시작점으로 가정하는 것이 부적절하고, OSV 비등점 위치를 비등길이 시작점으로 정의한 것이 타당함을 보여주고 있다.

3.2 CHF 상관식의 코드 적용

열수력 전산코드에 CHF 상관식을 적용하여 드라이아웃 출력을 결정하는 과정은 다음과 같다. 채널 출력에 따라 OSV 비등 건도 상관식을 이용하여 OSV 비등점 위치 결정을 한 후 축방향 임의 지점의 비등길이 평균 열유속과 q''_{CHF} 상관식으로부터 계산된 열유속이 일치하도록 반복 계산하여 드라이아웃 출력을 결정한다. 그림 11은 드라이아웃 출력 조건에서 여러 가지 정의된 열유속 분포를 도식적으로 보여주고 있다. 이 그림에서 q''_{CHF} 는 비등길이 평균 CHF 상관식으로부터 계산된 비등길이평균 열유속, q''_{OSV}는 OSV 비등점 위치에서부터 계산된 비등길이평균 열유속, q''_{bla}는 포화 위치에서부터 계산된 비등길이평균 열유속, q''_{loc}는 주어진 국부 열유속을 각각 나타낸다. 따라서, 드라이아웃은 채널 출력을 변화시키면서 계산된 q''_{CHF} 와 q''_{OSV} 의 비가 1이 되는 위치에서 발생한다. CANDU 원자로에서는 핵연료다발에 CHF 가 발생할 때 채널 출력을 원자로 운전 경계 조건(boundary condition)에 따라 두 가지 용어를 사용한다. Water CHF 시험시의 조건과 같이 핵연료채널 입구 온도, 출구 압력 및 유량이 일정한 조건에서 CHF 가 발생하는 경우의 출력을 드라이아웃 출력이라 하며, 원자로 운전 조건인 양단 모관 사이 압력 강하가 일정한

조건에서 CHF 가 발생하는 경우의 출력을 임계채널출력이라 부른다.

X_{osv} 및 q''_{CHF} 상관식은 모두 축방향 국부 지점의 단면적 평균 물성치를 사용하는 무차원 변수로서 표현되어 있다. 따라서, 이들 무차원 상관식은 비록 경수(light water) CHF 시험 자료를 근거로 도출되었지만 유체-유체간 모형식(fluid-to-fluid model)으로 상관식을 변환시키지 않고 바로 중수(heavy water) 노내 조건의 임계채널출력을 계산하는 CHF 상관식으로 사용할 수 있다. 또한, 이 상관식은 5.1% 크립, 3.3% 크립 및 Uncrept 된 압력관에 대한 시험 자료를 근거로 도출하였기 때문에 원자로 운전 수명 기간 동안 압력관 직경 변화로 인한 CANFLEX-NU 핵연료다발의 열전달 특성 변화를 쉽게 고려할 수 있다. 상기 개발된 상관식은 열수력 해석 코드[3]의 새로운 버전에 적용될 예정이다.

3.3 CHF 상관식의 불확실도 평가

그림 12 및 그림 13은 Water CHF 시험 자료 조건에서 상관식으로 계산된 q''_{CHF} 와 드라이아웃 출력 값을 Water CHF 시험 측정치와 비교하여 상관식의 불확실도를 계산하였다. 불확실도 해석에 사용되는 오차, 평균 오차 및 RMS(root mean square) 오차는 다음과 같이 정의된다.

$$Error = \frac{Predicted\ Value - Measured\ Value}{Measured\ Value}$$

$$Avg = \frac{1}{n}\sum_{i=1}^{n}(Error)_i \qquad RMS = \sqrt{\frac{1}{n}\sum_{i=1}^{n}(Error)_i^2}$$

이들 그림은 5.1% 크립, 3.3% 크립 및 Uncrept 된 압력관에 대한 총 291개의 CHF 시험 자료와 비교한 결과로서, CHF 에 대한 평균 오차 및 RMS 오차는 각각 1.76%, 5.34% 이며 드라이아웃 출력에 대한 평균 오차 및 RMS 오차는 각각 -0.63%, 2.88% 로 나타났다. 상기 상관식의 불확실도 평가는 Water CHF 시험 자료 해석과 상관식을 적용하여 드라이아웃 출력을 계산하는 전산 프로그램에 따라 약간의 차이가 발생할 수 있다. 그러나, 독립적인 다른 계산 프로그램으로 계산한 결과에 의하면 CHF 에 대한 평균 오차 및 RMS 오차는 각각 0.24%, 5.10% 이며 드라이아웃 출력에 대한 평균 오차 및 RMS 오차는 각각 -1.54%, 3.44% 로서, 그 차이가 매우 적은 것을 확인 할 수 있었다.

3.4 열여유도 평가 적용 결과

CANDU 원자로의 열여유도 평가는 원자로 운전 조건인 양단 모관 사이 압력강하 조건이 일정한 조건에서 계산되는 임계채널출력을 사용한다. 임계채널출력은 핵연료다발의 열전달 특성인 CHF 상관식뿐만 아니라 수력적 특성인 압력강하 상관식에 따라 결정된다[5]. 따라서, 정확한 임계채널출력 계산을 위해서는 실제 물을 사용한 고온 고압 조건의 압력강하 시험 및 Water CHF 시험 자료를 사용하는 것이 요구된다.

이제까지 수행된 CANFLEX-NU 핵연료다발의 열여유도 평가[5]에서는 KAERI에서 수행된 실제 노내 조건을 모사한 고온 고압 조건의 압력강하 시험 자료를 사용하였지만, Water CHF 시험이 수행되지 않아서 AECL-CRL의 프레온 CHF 시험 자료를 근거로 도출한 선형 드라이아웃 출력 계수를 사용하였다. 본 프레온 CHF 시험은 냉각수뿐만 아니라 수직 압력관, 균일 열유속, 균일 압력관 크립 조건에서 수행되었기 때문에 실제 노내 조건을 모사하는데 많은 불확실도가 존재하는 것으로 예상된다.

따라서, 정확한 열여유도 평가를 위해 Water CHF 상관식을 사용해야 하며, 특히 본 Water CHF 시험[1]은 수평 압력관, 비균일 열유속 조건뿐만 아니라 5.1% 크립, 3.3% 크립 및 Uncrept된 압력관에 대해서 수행되었기 때문에 원자로 운전 수명 기간중의 정확한 열여유도 평가가 가능하게 되었다. 본 논문에서는 CANFLEX-NU 핵연료의 최종적인 Water CHF 상관식이 NUCIRC 코드에 적용되지 않았기 때문에 임계채널출력의 민감도 분석[9] 결과를 적용하여 예측하였다. 양단 모관 사이 압력강하가 일정한 조건에서 CANFLEX-NU 다발의 단상류 최빈 압력강하량이 37개 핵연료봉 다발보다 약 2.7% 증가[5]함에 따라 임계채널출력은 약 -0.7% 감소할 것으로 예측되었다. 핵연료 다발의 국부 임계열유속이 1% 증가함에 따라 임계채널출력이 약 0.26% 증가[9]하는 것으로 나타났다. 이는 입구 온도, 출구 압력 및 유량이 일정한 조건에서 수행된 Water CHF 시험의 드라이아웃 출력이 1% 증가하는 경우 약 0.58% 임계채널출력이 증가되는 결과와 같은 의미이며 임계채널출력을 결정하는 드라이아웃 출력 곡선에 대한 민감도 분석으로부터 결정된다. 그림 14는 CANFLEX-NU 핵연료다발의 드라이아웃 출력 자료[1,8]를 37개 핵연료봉 다발에 대한 Stern Lab.의 Water CHF 시험 자료[2,7]와 비교한 결과이다. 이 자료는 원자로 열여유도 평가에 주요한 9, 11 MPa 압력 조건의 시험 자료를 비교한 것으로서 CANFLEX-NU 핵연료다발은 37개 핵연료봉 다발 보다 평균적으로 5.1% 크립인 경우 14 20% 및 3.3% 크립인 경우 6 11% 의 드라이아웃 출력이 증가한 것으로 나타났다. 이를 임계채널출력 민감도 분석 결과에 적용하면 원자로 운전 기간이 늘어남에 따라 압력관 크립이 3.3% 및 5.1% 발생한 경우 CANFLEX-NU 핵연료다발은 37개 핵연료봉 다발 보다 상대적으로 임계채널출력이 각각 평균적으로 약 5% 및 9% 높음을 의미한다. 이 결과는 원자로 운전 기간 동안에 압력관 크립이 증가할수록 CANFLEX-NU 핵연료다발은 37개 핵연료봉 다발보다 상대적인 열여유도가 현저하게 증가하는 것을 알 수 있었다.

4. 결론

- CANFLEX-NU 핵연료의 water CHF 시험 자료 분석결과, 크립이 증가할수록 OSV 비등길이 평균 CHF가 포화 비등길이 평균 CHF보다 적절한 CHF 거동 특성을 보여주었다.
- 원전 운전 기간 동안의 열여유도 계산이 가능하고 코드에 적용될 CANFLEX-NU 핵연료의 최적의 CHF 상관식으로서 OSV 건도 및 비등길이 평균 CHF 상관식을 도출하였다.
- 원자로 운전 기간이 늘어날수록 CANFLEX-NU 핵연료다발이 원자로의 노후화에 따른 상대적인 열여유도 감소를 많이 보상하는 것으로 나타났다.

5. 후기

본 논문은 과학기술부 중장기 과제 수행중 KAERI/AECL의 공동 연구 업무로 수행되었으며, 특히 CANFLEX 핵연료다발의 Water CHF 시험 수행을 위해 많은 노력을 하신 AECL의 G.R. Dimmick, L.K.H. Leung, D.E. Bullock, W.W. Inch 와 Stern Laboratories의 R.A. Fortman, G.I. Hadaller, R.C. Hayes, D. Shin, F. Stern 등 많은 시험 기술자들에게 감사드립니다.

참고문헌

[1] 전지수, 석호천, 박주환, "크립된 압력관에서 CANFLEX-NU 다발의 Water CHF 시험", 2000 한국원자력학회 춘계학술발표회 논문집, 2000.5.26

[2] R.A. Fortman, G.I. Hadaller, R.C. Hayes and F. Stern, "Heat Transfer Studies with CANDU Fuel Simulators",the 5th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE5, 1997 May, Nice, France.

[3] J.H. Park, J.S. Jun, H.C. Suk "Description of Updated NUCIRC code for CANFLEX Bundle Application", KAERI/TR-1333/99, 1999.6

[4] L.K.H. Leung, D.C. Groeneveld, G.R. Dimmick, D.E. Bullock, and W.W. Inch, "Critical Heat Flux and Pressure Drop for a CANFLEX Bundle String inside an Axially Non-Uniform Flow Channel",the 6th International Conference on CANDU Fuel, Canadian Nuclear Society, 1999 September26-29.

[5] Jun, Ji-Su and et. al.,"The CCP Assessment of CANDU-6 Channel Loaded with CANFLEX-NU Fuel Bundle",Proceeding of the KNS Spring Meeting Kwangju, May, 1997

[6] Jun, Ji-Su and et. al., "The CCP Sensitivity Study of Axial Flux Distribution for CANFLEX-NU Fuel Bundle", Proceeding of the KNS Autumn Meeting Taegu, October, 1997

[7] L.K.H. Leung, D.C. Groeneveld and G. Hotte, "Prediction Method to Account for the Effect of Pressure-Tube Diametral Creep on Critical Heat Flux and Pressure Drop for a 37-Element Bundle String", 19th CNS Simulation Symposium, 1995 October, Hamilton.

[8] G.R. Dimmick, W.W. Inch, J.S. Jun, H.C. Suk, G.I. Hadaller, R.A. Fortman and R.C. Hayes, "Full Scale Water CHF Testing of the CANFLEX Bundle",the 6th International Conference on CANDU Fuel, Canadian Nuclear Society, 1999 September26-29.

[9] 전지수,박주환,석호천, "CANFLEX 핵연료다발 장전 CANDU-6 핵연료채널의 CCP 민감도 분석", KAERI/TR-893/97, 1997.8

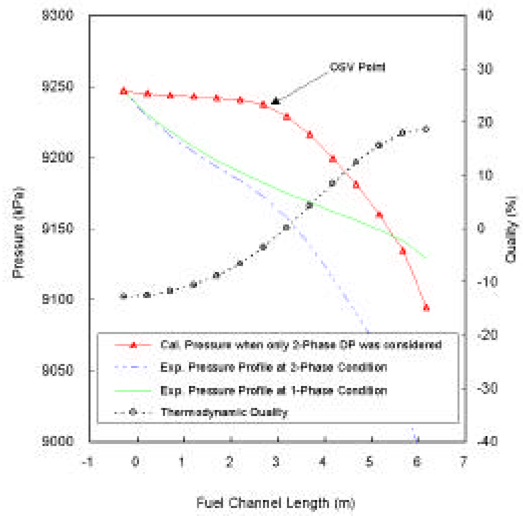

그림 1 The Pressure Profiles to Define the Location of OSV Point

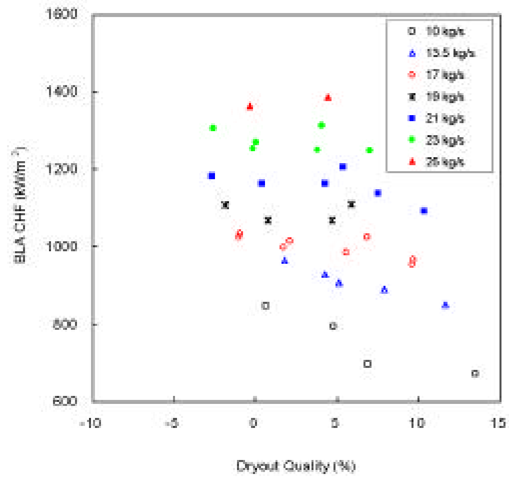

그림 2 The BLA CHF Values Based on OSV Point for 5.1% Crept Tube (11 MPa)

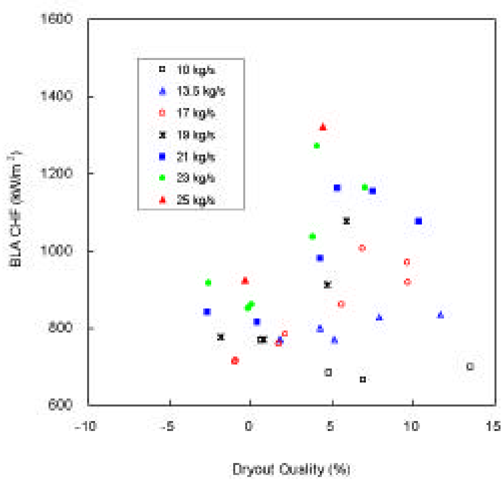

그림 3 The BLA CHF Values Based on Saturation Point for 5.1% Crept Tube (11 MPa)

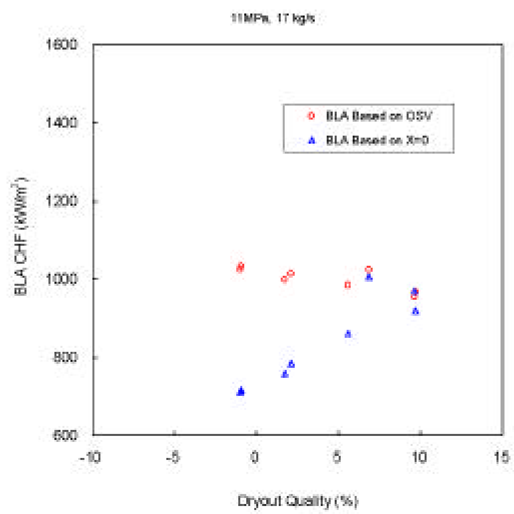

그림 4 The Difference in BLA CHF between the OSV-Based and the Saturation-Based for 5.1% Crept Tube (11 MPa)

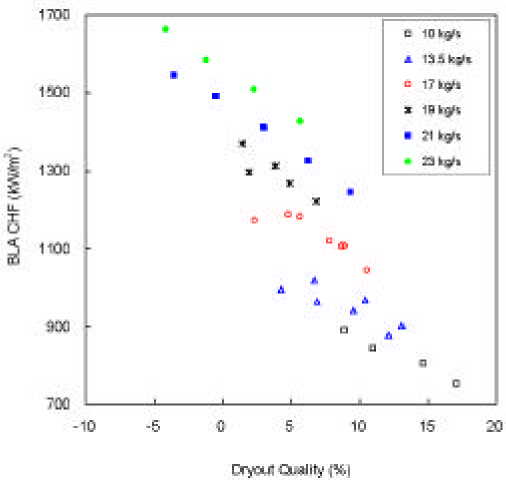

그림 5 The BLA CHF Values Based on OSV Point for 3.3% Crept Tube (11 MPa)

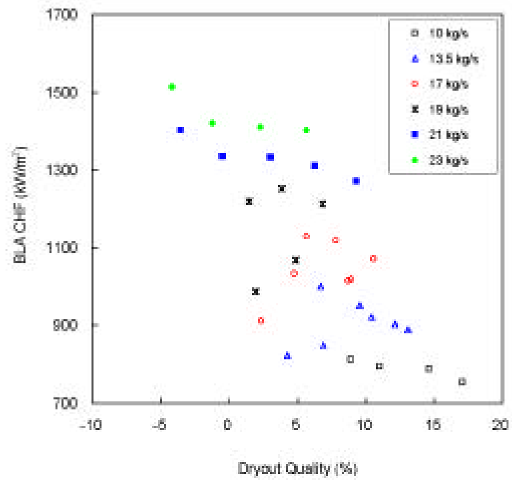

그림 6 The BLA CHF Values Based on Saturation Point for 3.3% Crept Tube (11 MPa)

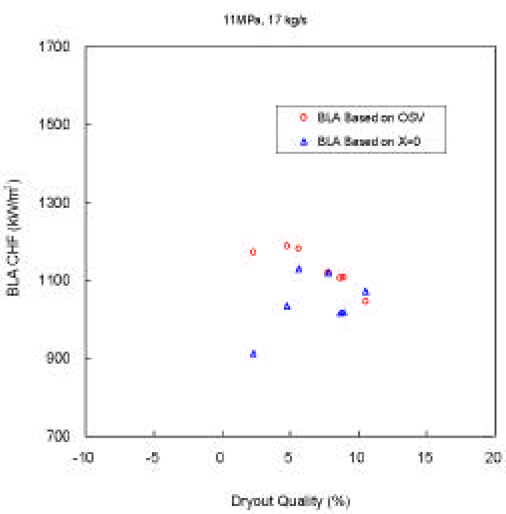

그림 7 The Difference in BLA CHF between the OSV-Based and the Saturation -Based for 3.3% Crept Tube (11 MPa)

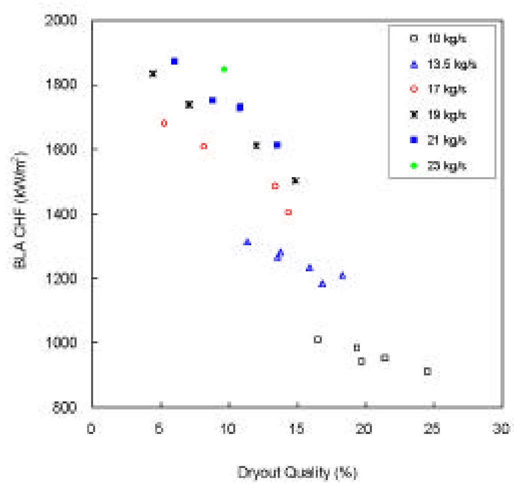

그림 8 The BLA CHF Values Based on OSV Point for Uncrept Tube (11 MPa)

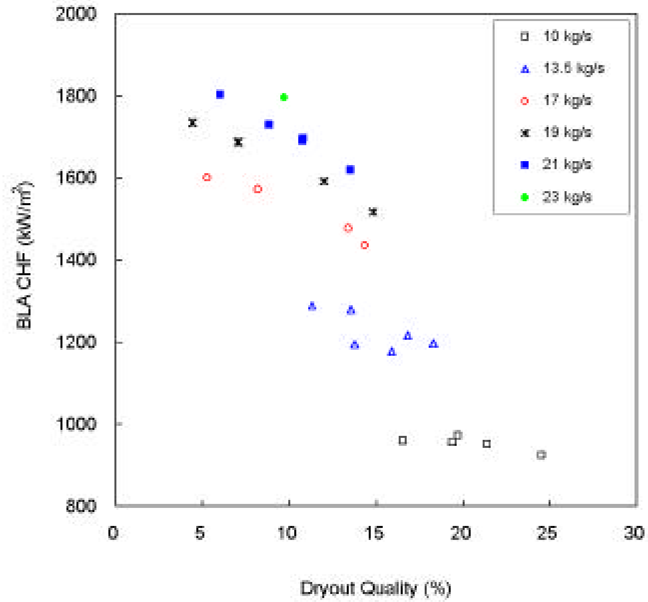

그림 9 The BLA CHF Values Based on Saturation Point for Uncrept Tube (11 MPa)

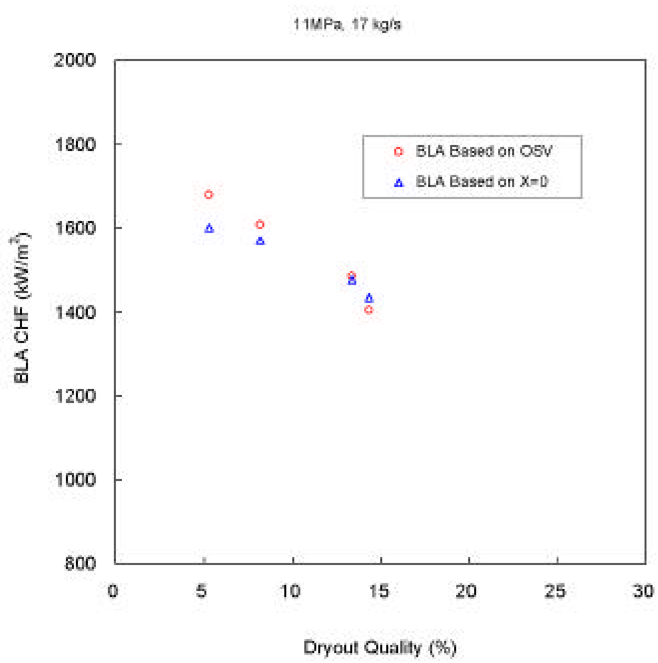

그림 10 The Difference in BLA CHF between the OSV-Based and the Saturation-Based for Uncrept Tube (11 MPa)

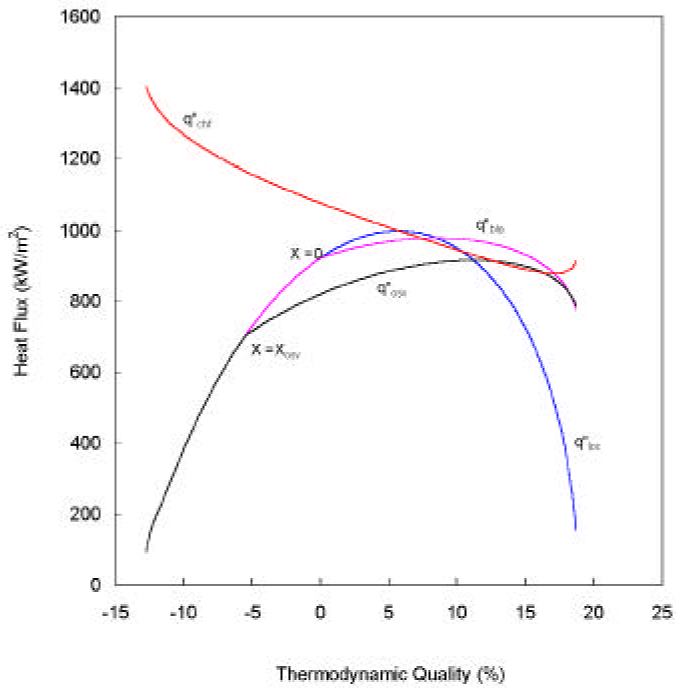

그림 11 The Behavior of Various Heat Flux Profiles

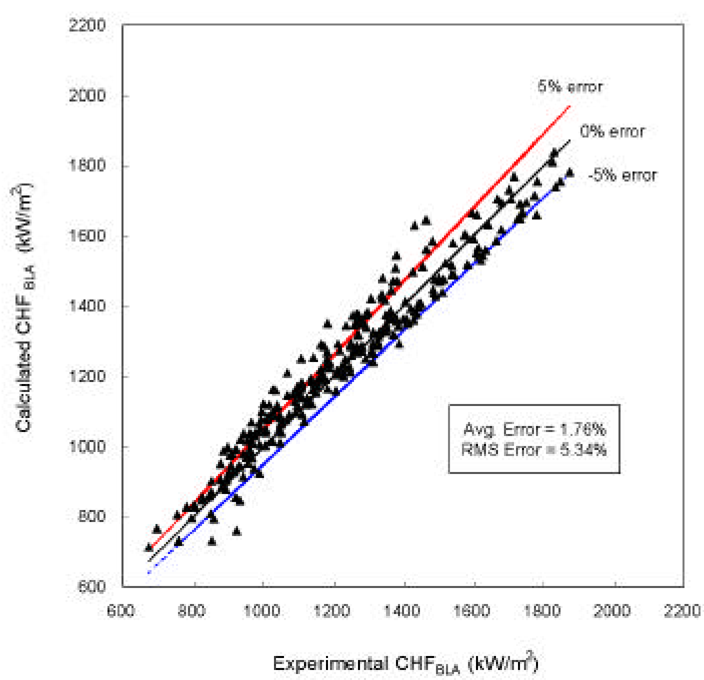

그림 12 The CHF Prediction Error

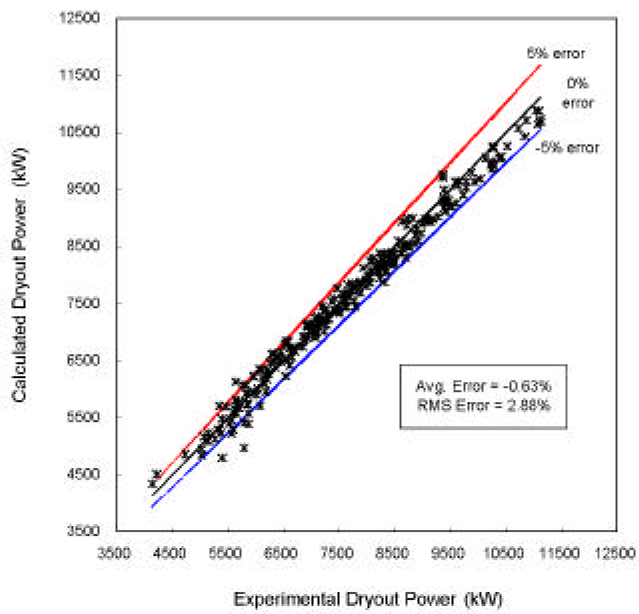

그림 13 The Dryout Power Prediction Error

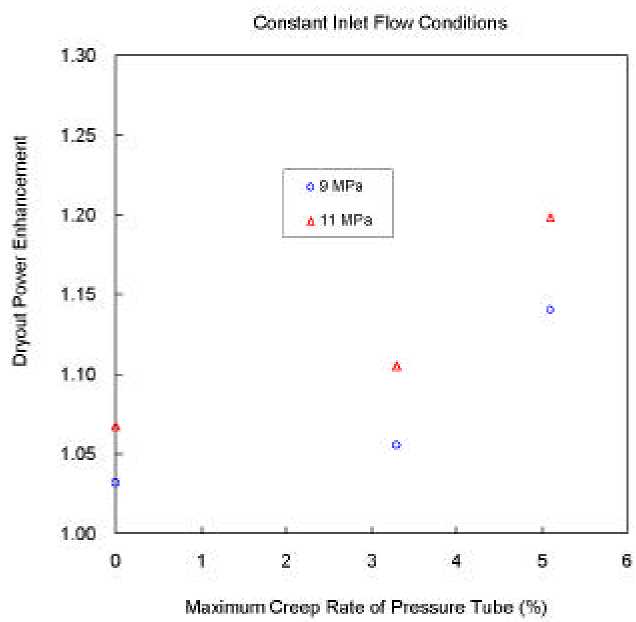

그림 14 The Relative Increase of Dryout Power