

## 하나로 노심의 설계 한계 임계열속비 평가

### Evaluation of Design Limit Critical Heat Flux Ratio for The HANARO Core

채희택, 김헌일, 박 철, 이충성, 황대현

한국원자력연구소  
대전광역시 유성구 덕진동 150

#### 요 약

하나로의 여러 설계 변수들이 시운전과 운전 과정을 통해 확인되거나 측정되었으며 핵연료의 설계 변경이나 해석 방법의 개선도 이루어졌다. 따라서 이러한 사항들을 반영하여 노심의 열수력 설계 인자인 임계열속비(CHFR)의 불확실도를 통계적 설계 방법에 의해 재평가하였다. 이를 위해 설계 인자에 영향을 줄 수 있는 설계 변수를 각각 검토하고 각 설계 변수의 불확실도와 설계 변수에 의한 민감도 계수를 계산하였다. 민감도 계수를 위하여 부수로 해석코드인 MATRA\_h를 사용하였으며, 평가에는 현재 운전중인 노심에서부터 가상 평형 노심에 이르기까지의 모든 출력 분포를 고려하였다. 평가 결과, 하나로 노심의 설계 한계 CHFR은 36봉 및 18봉 핵연료집합체에 대해 1.82 및 1.77로 평가되었다.

#### ABSTRACT

Various design variables of HANARO were confirmed and measured through the commissioning and reactor operation. In addition, fuel assembly was modified and analysis model was improved. Hence, it is necessary to statistically re-evaluate the limit critical heat flux ratio as the thermal-hydraulic design parameter of the HANARO core. To evaluate the uncertainty in the design parameter, the uncertainties of all design variables related to the design parameter were identified and their sensitivity values were derived. A subchannel analysis code MATRA\_h was used to calculate the sensitivity and all power distributions from the present operating core to the estimated equilibrium core were taken into account to get conservative results. As evaluation results, the design limit CHFR for 36 and 18 element fuel assembly were determined as 1.82 and 1.77 respectively.

#### 1. 서론

임계열속비(Critical Heat Flux Ratio, CHFR)는 정상 및 과도 상태에서 하나로(HANARO, High-Flux Advanced Neutron Application Reactor) 노심의 열제거 능력을 결정하는 주요 설계 인

자이다. CHFR은 일반적으로 원자로 운전 상태에서 측정 가능한 물리량이 아니므로 여러 가지 노심 설계 변수들의 함수 형태로 표시되어 설계에 반영된다. 이러한 노심 설계 변수들은 측정 및 제작 오차 등에 의한 불확실도를 가지고 있으므로 노심 설계 시 불확실도가 고려되어야 한다. 일반적으로 노심 설계 방법은 노심 설계 변수들의 불확실도 처리 방법에 따라 결정론적 설계 방법과 통계적 설계 방법으로 분류될 수 있다. **하나로**의 경우에는 열적 여유도 평가를 위하여 통계적 설계 방법을 사용한다. 통계적인 설계 방법에서 설계 변수는 최적값을 적용하고 그들이 갖는 불확실도는 통계적으로 처리하여 사고 해석의 평가 기준이 되는 설계 한계값에 포함시킨다. 통계적인 방법은 열적 여유도의 확보 면에서 볼 때 결정론적 방법에 비하면 큰 열적 여유도를 얻을 수 있으며, 이는 현재 경수로 노심 설계에도 적용되고 있는 방법이다[1].

이 논문에서는 **하나로**의 CHFR에 영향을 줄 수 있는 설계 변수들을 검토하고 각 설계 변수들의 불확실도에 의해 CHFR에 미치는 영향의 정도, 즉 민감도 계수를 계산하였다. 민감도 계산을 위하여 부수로 해석코드인 MATRA\_h가 사용되었으며, 보수적인 평가를 위하여 현재 운전중인 노심에서부터 가상 평형 노심에 이르기까지의 모든 출력 분포가 고려되었다. 각 설계 변수들의 불확실도와 계산된 민감도 계수를 통계적으로 결합하여 CHFR의 불확실도를 평가하고 이로부터 사고 해석의 판단 기준이 되는 설계 한계 CHFR을 결정하였다.

## 2. 임계 열속비의 불확실도 평가

### 2.1 임계열속비의 불확실도 평가 모형

임계 열속비(CHFR)는 일반적으로 여러 가지 설계 변수들의 함수 형태로 표현될 수 있다. CHFR의 불확실도 평가를 위하여 통계 인자  $Y$ 를 아래와 같이 정의한다.

$$Y = \frac{CHFR}{CHFR_0} \quad (1)$$

여기서  $CHFR_0$ 는 설계 변수들의 최적값을 사용하여 평가된  $CHFR$ 로서 주어진 조건에서 상수이다. 이 때  $Y$ 의 불확실도에 대한 표현식은 다음과 같이 표현된다.

$$\left(\frac{\sigma_Y}{\mu_Y}\right)^2 = \sum_{j=1}^n S_j^2 \left(\frac{\sigma_j}{\mu_j}\right)^2 \quad (2)$$

여기서 CHFR에 대한 각 설계 변수의 민감도 계수  $S_j$ 는 아래와 같이 정의한다.

$$S_j = \frac{\partial Y/Y}{\partial X_j/X_j} \quad (3)$$

각 설계 변수의 CHFR에 대한 민감도 계수가 구해지면, 각 설계 변수의 불확실도와 함께 식(2)를 사용하여  $Y$ 의 불확실도를 평가할 수 있다.

### 2.2 설계 한계 CHFR 결정 방법

**하나로** 노심에서 임계 열속(CHF)에 대한 설계 기준은 정상 운전 및 예상 운전 과도 상태에서 최고온 핵연료봉 표면에서 CHF가 발생하지 않아야 할 확률이 95% 이상의 신뢰도에서 95% 이상이어야 한다는 것이다. 따라서 설계 한계 CHFR은 이러한 설계 기준을 만족시킬 수 있도록 설정되어야 한다. 설계 한계 CHFR의 개념은 통계적 추정을 통한 CHFR의 잠값이 임계 열속 상관식 한계 CHFR보다 높 확률이 95% 이상이 되도록 하는 조건이며 그림 1과 같이 표현될 수 있다. 그러므로 각 설계 변수의 불확실도를 고려하지 않은 상태에서 계산된 CHFR이 설계 한계 CHFR보다 크거나 같으면 CHF에 대한 설계 기준을 만족하게 된다. 설계 한계 CHFR은 아래 수식과 같이

표현된다.

$$CHF_{DL} = \frac{CHF_{CL}}{\left[1 - 1.645 \left(\frac{\sigma_Y}{\mu_Y}\right)\right]} \quad (4)$$

여기서,  $CHF_{DL}$  = 설계 한계 CHF

$CHF_{CL}$  = 임계 열속 상관식 한계 CHF

그림 2는 설계 한계 CHF의 평가를 위한 순서도이다. CHF의 불확실도의 크기는 각 설계 변수의 불확실도 크기 뿐만 아니라 CHF의 민감도 계수에 의해 영향을 받으므로 설계 한계 CHF 값은 고온 부수로의 특성에 따라 달라진다. 하나로 노심의 경우 18봉과 36봉 핵연료 다발의 부수로의 특성이 서로 다르므로 각각의 집합체에 대하여 설계 한계 CHF를 계산하였다.

### 3. 불확실도 평가

#### 3.1 해석 모델

##### 3.1.1 MATRA-h 부수로 해석 코드[2]

설계 변수의 불확실도 평가에는 MATRA-h 코드를 사용하였다. MATRA-h 코드는 COBRA-IV-I의 모델들을 개선한 MATRA- $\alpha$ 에 하나로 노심 해석에 필요한 새로운 열전달 상관식, CHF 상관식, Subcooled Void Model 등을 추가하여 수정한 하나로 노심 분석을 위한 부수로 해석 코드이다.

##### 3.1.2 부수로 모델

부수로 해석을 위한 핵연료의 기하학적인 계산 모델은 그림 3과 같이 36봉 핵연료집합체는 1/12 부분 모델을, 18봉 핵연료집합체는 1/6 부분 모델을 사용하였다. 핵연료 다발 내 국부 출력 분포가 일정하지 않으므로 부분 모델은 전체 봉별 출력 분포에서 첨두 출력을 갖는 봉을 중심으로 계산 영역을 취하였다.

##### 3.1.3 Thermal Diffusion Coefficient (TDC)

TDC는 인접한 부수로 간의 난류 혼합의 크기를 결정하는 인자로 부수로 해석 코드의 입력 자료로서 계산에 중요한 변수의 하나이다. TDC는 해당 수로의 Reynolds Number, 온도, 유속 등에 무관하며 Grid plate나 Spacer에 영향을 받으므로 열혼합 실험을 통하여 결정된다. 하나로 핵연료의 조사 시험을 위하여 제작된 Type-B 연소 시험 핵연료에 대한 부수로 온도 측정 결과로부터 TDC가 0.015일 때 MATRA-h 계산값이 측정값과 잘 일치함을 확인하였다[3]. 또한 부수로 유속 분포에 대한 비교 검증에서도 TDC가 0.015일 때 유속 측정 결과와 잘 일치함을 확인하였다[4].

#### 3.2 출력 분포 선정

CHF의 불확실도를 평가하기 위해서는 각 설계 변수들이 CHF에 미치는 영향의 정도 즉, 민감도 계수를 평가해야 한다. 민감도 계수의 크기는 운전 조건에 따라 달라질 수 있으므로 민감도 계산을 위해서는 축방향 출력 분포와 핵연료 다발 내에서의 국부 출력 분포, 다발 출력 등이 결정되어야 한다.

축 방향 출력 분포는 노심 관리에서 생산된 자료를 근거로 ASI(Axial Shape Index)를 0.05 간격으로 분류한 후 각 구간에서 첨두 출력이 최대인 출력 분포를 각 핵연료 채널 유형 별로선택하여 민감도를 예비 계산한 후 결정하였다. 여기서 ASI는 축 방향 출력 구배를 나타내고 다음과 같이 정의된다.

$$ASI = \frac{(\text{핵연료집합체 상반부 출력} - \text{핵연료집합체 하반부 출력})}{\text{핵연료집합체 총출력}}$$

핵연료 다발 내 국부 출력 분포는 축 방향과 같은 방법으로 RSI (Radial Shape Index)를 0.05 간격으로 분류한 후 각 구간에서 첨두 출력이 최대인 출력 분포를 각 핵연료 채널 유형 별로 선택하여 민감도를 예비 계산한 후 결정하였다. 여기서 RSI는 36봉과 18봉 핵연료 다발에 대해 각각 다음과 같이 정의된다.

$$RSI_{36} = \frac{(\text{최외각환 핵연료 출력} - \text{내각환 핵연료 출력})}{\text{핵연료 다발 총출력}}, \quad (36\text{봉 채널})$$

$$RSI_{18} = \frac{(\text{외각환 핵연료 출력} - 2 \times \text{내각환 핵연료 출력})}{\text{핵연료 다발 총출력}}, \quad (18\text{봉 채널})$$

출력 분포 결정에서 주요 대상 출력 분포는 총 첨두 출력 인자가 상위 약 20% 이내에 드는 것을 주 대상으로 한다. 이는 민감도가 크더라도 핵연료 다발의 전체 출력이 작으면 열적 설계 측면에서 주요 관심 대상 핵연료가 아니기 때문이다. CHF민감도 계산에 사용된 축방향 출력 분포는 그림 5와 같다.

### 3.3 설계 변수의 불확실도

각 설계 변수의 불확실도의 크기는 표 1에 제시된 바와 같다[5]. 설계 코드의 불확실도는 정상 상태 및 과도 상태에서 부수로 해석 코드의 불확실도를 고려하기 위해 PWR 노심 설계시 적용되고 있는 5%가 적용되었다.

### 3.4 설계 한계 CHF

#### 3.4.1 CHF 민감도 분석

CHF의 불확실도 크기를 평가하려면 표 1에 제시된 각 설계 변수들에 대한 민감도 계수를 평가해야 한다. 민감도 계수는 MATRA-h 코드로 계산되는데 그 크기는 운전 조건에 따라 달라질 수 있다. 따라서, CHF의 분석에 필요한 모든 운전 영역 내에서 가장 보수적인 결과를 얻기 위해 네 가지 한계 노심 조건을 선정하였으며, 민감도 계수는 이들 각 조건에 대하여 계산된 값들중 그 절대치가 최대인 조건으로부터 결정되었다. 한계 노심 조건은 하나로 노심의 정상 운전 상태 및 유량에 대한 노심 정지 함수 설정값으로부터 결정되었으며, 낮은 입구 온도 조건을 추가로 고려하였다. 한계 노심 조건의 열속은 가정된 CHF 조건과 평가된 최소 CHF이 같아지도록 반복하여 결정되었다.

민감도 계수는 각 설계 변수를 정격값으로부터  $\pm 2\sigma$ 만큼 변화시켜 CHF를 계산한 후, 이들 세 점으로부터 얻어지는 세 직선의 기울기 중 가장 큰 것, 즉 설계 변수의 CHF에 미치는 영향이 가장 큰 것으로부터 계산되었다. 주어진 출력 분포조건에서, 18봉 핵연료 다발의 경우에 고온 부수로는 벽면으로부터 첫 번째 열에 위치하며, 36봉 핵연료 다발의 경우에는 corner에 있는 것으로 나타났다. 민감도 계수의 크기가 최대로 되는 노심 조건은 설계 변수 종류에 따라 다르지만 대체로 저유량 및 저온도 조건에서 큰 것으로 나타났다.

표 1의 설계 인자 중에  $F_{DZ}^F$ 의 민감도 계수는 코드로 계산된 값이 아니며, 이 설계 인자의 변화는 완전히 국부적인 현상으로서 냉각재의 물성치에 전혀 영향을 미치지 않는다는 가정 하에서도 출된 값이다. 즉,  $CHF = CHF / (q_{lim}^* \cdot F_{DZ}^F)$ 인 관계가 있으므로 그 민감도 계수는 -1이 된다. 한편,  $F_{DZ,1}^F$ 의 민감도 계수는 두 가지 성분으로 분리되어 고려되었는데  $F_{DZ,1}^F$ 의 민감도 계수는 연료봉 표면 열속의 변화가 없는 상태에서 고온 부수로에 가해지는 열량의 증가에 따른 CHF의

변화를 나타내는 값이다.  $F_{CHF,2}^G$ 의 경우에는 유로 면적의 변화에 따른 CHF의 변화를 구하여, 이로부터  $F_{CHF,2}^G$ 의 민감도 계수를 계산하였다.

### 3.4.2. 설계 한계 CHF 평가

CHF의 불확실도는 각 설계 변수의 불확실도의 크기와 CHF에 대한 민감도 계수로부터 식(2)를 이용하여 계산된다. 또한 설계한계 CHF는 식(4)에 따라 계산되며 이때 CHF 상관식의 한계 CHF는 참고문헌[6]에서 평가된 1.44를 적용하였다. **하나로** 핵연료의 CHF 실험값과 상관식에 의한 예측값이 그림 5에 비교되어 있다. CHF가 최소가 되는 36봉 핵연료의 corner 부수로와 18봉 핵연료의 edge 부수로에 대한 설계 한계 CHF는 1.82와 1.77로 계산되었으며 평가 결과는 표 1에 요약되어 있다. 한편, 안전 해석을 위한 한계 CHF는 설계 인자들의 불확실도 이외의 요인(연료봉 휨 등)에 의한 열적 여유도 감소 등을 예상하여 설계한계 CHF에 5%의 여유도를 더하여 결정되었다. 이렇게 결정된 안전 해석 한계 CHF는 36봉과 18봉 핵연료집합체에 대해 1.92와 1.86이었다.

## 4. 결론

**하나로** 노심의 설계 한계 CHF를 통계적 설계 방법에 의해 재평가하였다. 이 값은 **하나로** 노심에서 발생 가능한 모든 운전 조건과 노심 출력 분포를 고려하여 결정되었다. 평가 결과, 36봉 및 18봉 핵연료에 대한 설계 한계 CHF는 1.82와 1.77로 평가되었으며 여기에 5%의 안전 여유도를 고려하여 안전 해석 한계 CHF를 1.92와 1.86으로 결정하였다. 따라서 이들은 **하나로** 노심의 열적 여유도를 평가할 때 평가 기준으로 적용된다.

## 감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었기에 감사의 뜻을 표한다.

## 참고 문헌

1. Mistelberger, "Topical Report on the KWU Statistical Thermal Design Procedure on W/Framatome Plants," Sep., 1987.
2. 임인철, 유연중, 황대현, 채희택, "**하나로** 노심 부수로 해석을 위한 MATRA- $\alpha$ 의 수정", KAERI/TR-1042/98, 한국원자력연구소, May 1998.
3. 임인철, 채희택, "MATRA-h를 이용한 **하나로** Bundle 실험 Data 해석", KAERI/ TR-1090/98, 기술 보고서, 한국원자력연구소, June 1998.
4. 채희택, 한기양, 박 철, 임인철, "**하나로** 핵연료 집합체의 부수로 유속 분포 해석", 기술 보고서, KAERI/TR-1142/98, 한국원자력연구소, Oct. 1998.
5. 박철, 김현일, 채희택, "HANARO 노심 열수력 설계 변수의 불확실도 재평가," KAERI/TR-1263/99, 기술 보고서, March, 1999.
6. 박 철, 황대현, 유연중, 박종클, "Development of a High Flow CHF Correlation for the KMRR Fuel", J. of Korean Nuclear Society, Vol. 26, June, 1994.

표 1. CHF 민감도 계산을 위한 설계 변수 및 한계 CHF 평가 결과

인 자	36 Element Channel		18 Element Channel	
	$\sigma/\mu$	$S_i$	$\sigma/\mu$	$S_i$
원자로 열출력	0.0195	-1.422	0.0195	-1.378
유동관 입구 유량	0.02025	1.116	0.02025	0.921
노심 입구 온도	0.01	-0.418	0.01	-0.429
$F_Q^E$	0.034	-1.0	0.034	-1.0
$F_{\Delta H,rod}^N$ <sup>1)</sup>	0.058	-1.464	0.058	-1.457
$F_{\Delta H,assembly}^N$ <sup>2)</sup>	0.0347	-1.468	0.0347	-1.424
$F_{\Delta H,1}^E$ <sup>3)</sup>	0.034	-0.229	0.034	-0.245
$F_{\Delta H,2}^E$ <sup>4)</sup>	0.1067	0.552	0.0225	0.46
T/H Code	0.025	1.0	0.025	1.0
CHF 불확실도 ( $\sigma_V/\mu_V$ )	0.128		0.112	
CHF 상관식 한계 CHF	1.44		1.44	
설계 한계 CHF	1.824		1.767	
여유도 <sup>5)</sup>	0.05		0.05	
안전해석 한계 CHF	1.92		1.86	

- 1) 핵연료다발의 반경방향 출력분포에 대한 해석산 불확실도
- 2) 핵연료봉의 국부 출력분포에 대한 해석산 불확실도
- 3) 핵연료봉의 평균 농축도 및 우라늄 밀도 등의 불확실도로 인한 엔탈피 상승 공학적 수로 인자
- 4) 유로 면적의 변화로 인한 엔탈피 상승 공학적 수로 인자
- 5) 여유도 = (안전해석 한계 CHF - 설계한계 CHF)/안전해석 한계 CHF

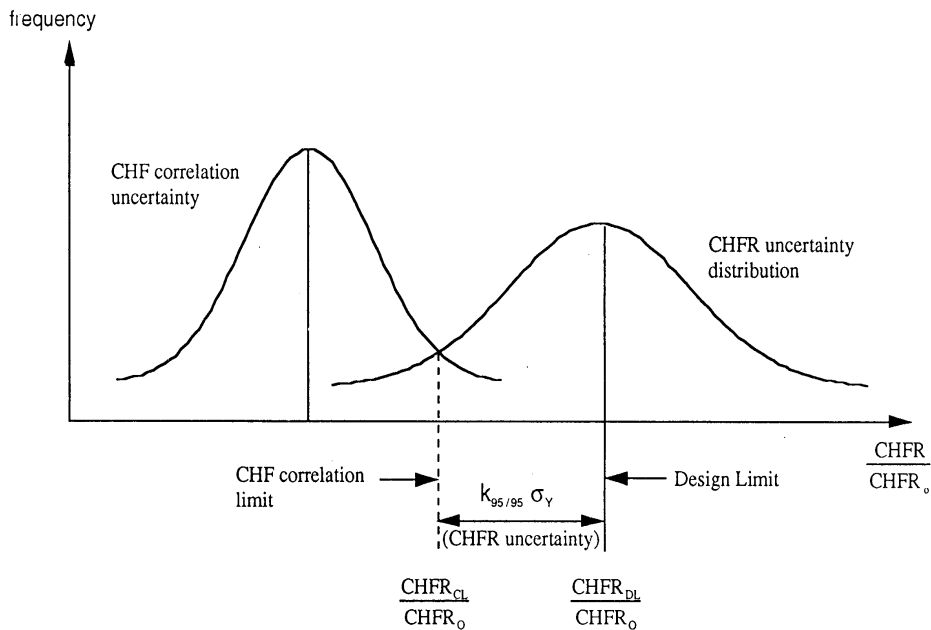


그림 1. 설계 한계 CHF 개념도

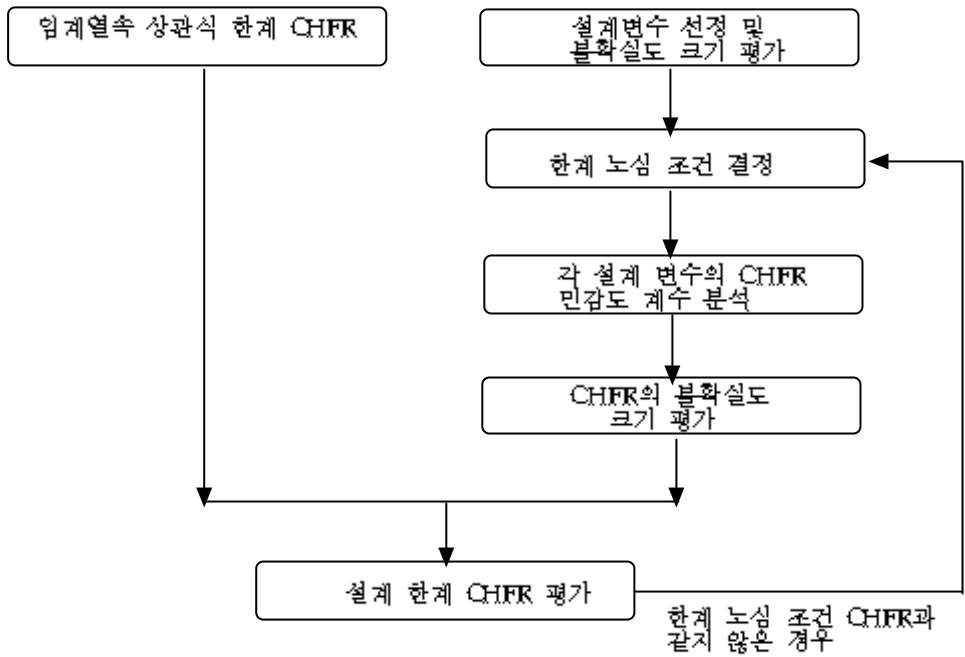


그림 2. 설계 한계 CHF 평가 순서도

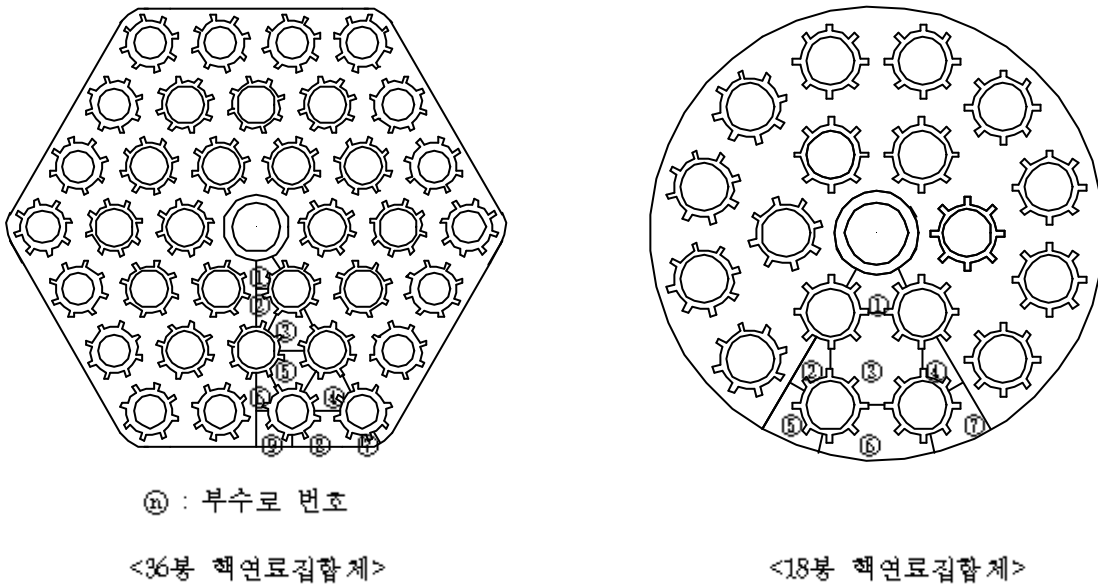


그림 3. 하나로 핵연료집합체의 핵연료 부수로 모델

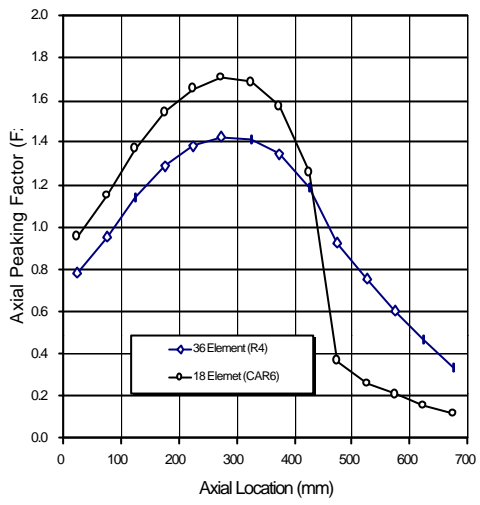


그림 4. CHF 민감도 계산에 사용된 축방향 출력 분포

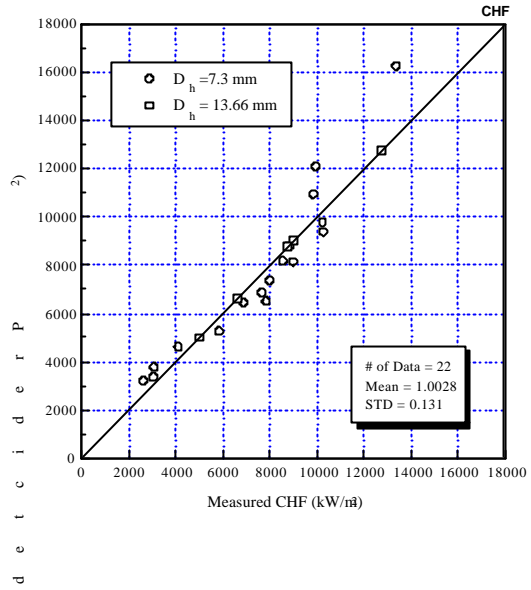


그림 5. CHF 측정값과 상관식에 의한 예측값의 비교