

## CANFLEX-RU(0.9%) 핵연료다발의 예비 열수력 특성 해석

전지수, 박주환, 민병주, 정창준, 석호천

한국원자력연구소  
대전광역시 유성구 덕진동 305-353

### 요 약

본 논문은 농축도 0.9%의 순환우라늄 핵연료(CANFLEX-RU)에 대한 축방향 출력분포(AFD) 및 반경방향 출력분포(RFD) 특성을 조사하고 CANFLEX-RU 다발이 장전된 CANDU-6 채널의 예비 열수력 해석을 수행하였다. CANFLEX-RU 다발의 4 bundle shift 핵연료 교체 방법에 따라 AFD 분포 특성은 정점(Peak) 열속이 채널 상류쪽으로 이동하였고 채널 중심 부근에서 평탄하거나 다소 오목한 형상을 보여주었다. RFD 분포를 표현하는 적절한 변수로서 국부 다발열유속비를 정의하고, 이 비와 국부 표면열유속비의 상호 관계식을 도출하였다. 연소도에 따른 최외환봉의 국부 다발열유속비 변화를 조사한 결과로서, CANFLEX-RU 다발의 최대 국부 다발열유속비는 초기 연소도에서 발생되었고 이 값은 CANFLEX-NU 다발 보다는 크고 37-핵연료봉다발 보다는 작았다. CCP 계산시에 RFD 분포 효과를 고려하는 방안으로서 최외환봉 열유속을 다발의 국부 열유속으로 가정하였다. 이는 임계열유속이 -10.2% 감소한 조건을 사용하여 CCP를 계산하는 결과가 되었다. 다발-불균형 계수를 이용한 CCP 민감도 결과와 본 계산에서 얻은 CCP 결과에 의하면, CANFLEX-RU의 CCP는 CANFLEX-NU에 비교해서  $\pm 1.0\%$  이내로 근사한 분포가 예상되었으며 이는 AFD 분포 효과가 RFD 분포에 의한 CCP 감소를 보상하기 때문이다. 결론적으로, CANFLEX-RU는 열수력적 설계 관점에서 CANFLEX-NU에 비교해서 열적 성능이 저하되지 않았고 따라서 기존 37-핵연료봉다발에 대한 CANFLEX-NU의 열여유도 증가와 같은 장점을 유지할 것으로 예상되었다.

### 1. 서 론

중수로용 개량핵연료로서 개발 완료중인 CANFLEX-NU(Natural Uranium) 핵연료와는 별도로 KAERI, AECL 및 BNFL은 현재 순환우라늄을 사용하는 CANFLEX-RU(Recycled Uranium) 핵연료를 공동개발하고 있다. 순환우라늄 핵연료의 장점은 서방세계에 용도 없이 산적된 순환우라늄을 농축하지 않고 중수로에서 재활용 가능하며, 천연 우라늄 혹은 저농축 우라늄 핵연료 가격보다 잠정적으로 저렴하고, 또한 천연 우라늄 핵연료와 비교하여 사용후 핵연료 발생량이 반으로 줄어지는 것이다.

본 논문은 농축도 0.9% 순환 우라늄(RU)를 사용하는 CANFLEX-RU 다발에 대한 열수력적 설계 타당성 연구 결과로서, CANFLEX-RU 다발이 장전된 CANDU-6 채널에 대한 예비 열수력 해석 결과를 기술하고 있다. 본 CANFLEX-RU 핵연료다발의 모든 기하학적 제원은 CANFLEX-NU 다발과 동일하며 단지 우라늄-235의 농축도만 0.7%에서 0.9%로 다르게 설계되었다. 따라서, CANFLEX-RU 다발의 열수력적 설계 자료 중에서 압력강하 자료는 CANFLEX-NU 다발의 실험자료[1]와 동일하다. 그러나, 동 다발의 임계열유속 특성은 다발내 반경방향 출력분포(RFD) 차이로 인하여 CANFLEX-NU 다발의 특성과 다르게 나타날 것이다.

본 논문에서는 먼저 AFD(Axial Flux Distribution) 및 RFD(Radial Flux Distribution) 분포 특성을 조사하였고, 또한 CANFLEX-RU 다발의 평균 노심 출력 분포가 CANFLEX-NU 다발 및 기존 37-핵연료봉 다발과는 많이 다르게 나타나는데 이에 대한 원인과 열수력적 영향을 검토하였다. RFD 분포 특성을 표현하는 적절한 변수로서 국부 다발열유속비를 정의하고, 이 비와 국부 표면열유속비의 상호 관계식을 도출하였으며 연소도에 따른 최외환봉의 국부 다발열유속비 변화를 조사하였다. 노심 출력 자료를 이용한 CANFLEX-RU 다발이 장전된 CANDU-6 채널의 열수력 해석에 있어서 채널유량 및 냉각수 물성치 분포를 구하였고 주요 열수력 특성 채널을 선정하였다. 주요 특성 채널에 대한 CCP(Critical Channel Power) 평가시에 RFD 분포에

의한 CCP 감소를 고려하는 방안으로서, 최외환봉의 최대 국부 열유속을 다발의 국부 열유속으로 가정하여 CCP를 도출하였고, 이 결과와 CCP 민감도 분석 결과를 함께 검토하여 CANFLEX-RU 다발의 열적 성능을 평가하였다.

## 2. CANFLEX-RU 핵연료다발의 출력 분포 특성 분석

### 2.1 축방향 출력 분포(AFD) 특성

CANDU-6 원자로의 핵연료 채널 AFD 분포는 노물리 핵계산 자료 중에서 시간-평균 다발 출력 자료로부터 도출한다. Figure 1 에서 CANFLEX-RU 다발이 장전된 채널의 AFD 분포는 CANFLEX-NU 및 37-핵연료봉다발의 정현파 AFD 분포와는 다르게 정점(Peak) 열유속이 채널 상류쪽으로 이동하였고 채널 중심 부근에서 평탄하거나 다소 오목한 형상을 보여주었다. 이는 핵연료 교체 방법이 천연우라늄 핵연료의 8 bundle shift에서 4 bundle shift로 바뀌었기 때문이다. 핵연료 교체 방법이 바뀐 이유는 핵분열 물질 성분과 조성이 천연 우라늄 핵연료와는 다르기 때문에 기존 CANDU-6 원자로에 핵적 동특성이 양립하기 위한 핵연료 관리 방안[2]으로 채택되었다.

이렇게 달라진 CANFLEX-RU 다발의 AFD 분포가 CCP 에 미치는 영향은 다양한 AFD 분포에 대한 CCP 민감도 분석 결과[3,4]로부터 정성적인 예측이 가능하였다. CANFLEX-RU 다발의 AFD 분포는 CCP 민감도 분석에서 고려된 Tilted Up AFD 분포[3,4] 모양과 유사하게 Peak 열속이 채널 상류쪽으로 이동하였지만 채널 중심 지역에서 좀더 넓게 평탄하거나 다소 오목한 특성을 나타냈다. AFD 분포에 대한 CCP 민감도 분석 결과[3,4]에 의하면 Peak 열속이 상류쪽으로 이동함으로써 CCP 에 미치는 영향은 다음 두가지 상반된 현상에 의해 나타남을 알 수 있었다. 첫째는, 비등 길이가 증가하여 채널유량이 감소하고 건도 증가로 인해 임계 열유속이 감소하여 CCP를 감소시키는 현상을 유발한다. 두 번째는, 드라리아아웃이 발생하기 쉬운 하류 지역의 국부 열유속이 감소하여 CCP를 증가시키는 현상을 유발한다. 이들 두가지 상반된 효과에 의한 CCP 민감도 결과[3,4]로서 국부 열유속 감소 효과가 상대적으로 크게 나타나서 CCP 가 약 1% 미만으로 증가함을 알 수 있었다.

### 2.2 RFD 열속 변수의 정의 및 상호 관계식 도출

핵연료다발의 RFD 분포는 노물리 핵계산 자료중에서 주어진 다발 출력 조건하에서 연소도 변화에 따른 각 환별 핵연료봉 선출력(Pin Power) 자료로부터 도출된다. 먼저, Table 1에서 보는바와 같이 각 환별 핵연료봉 선출력( $P_i$ ) 자료를 이용하여 평균 선출력을 구할 수 있다. 이 평균 선출력의 물리적 의미는 다발을 구성하는 총 핵연료봉 개수( $N_T$ )중에서 1 개 핵연료봉에 대응되는 평균 선출력 값을 나타낸다. 각 환별 핵연료봉 선출력( $P_i$ )과 이 평균 선출력의 상대적 비로서 환별 선출력비를 얻을 수 있다. 여기서, 환별 선출력비( $L_i$ )와 환별 핵연료봉 개수( $N_i$ )의 곱합은 항상 총 핵연료봉 개수 값  $N_T = \sum(N_i * L_i)$  인 관계이므로 CANFLEX 다발은 43 이 되어야 하고 기존 37-핵연료봉다발은 37 이 되어야 한다. 핵연료다발의 열수력에 직접적으로 연관이 되는 열적 변수는 임계열유속과 같은 단위인 열유속 자료가 대응된다. 총 핵연료봉 개수( $N_T$ )중에서 1 개 핵연료봉에 대응되는 다발 평균열유속은  $q''_{avg} = 1/N_T * \sum(N_i * P_i / D_i)$  로 표현된다. 각 환별 국부 열유속과 다발 평균 열유속의 상대적 비로서 국부 다발열유속비를 얻을 수 있다. 여기서, 국부 다발열유속비( $R_i$ )와 환별 핵연료봉 개수( $N_i$ )의 곱합은 항상 총 핵연료봉 개수 값  $N_T = \sum(N_i * R_i)$  이 되는 관계가 또한 성립된다. 핵연료봉 직경이 동일한 경우에는 환별 선출력비( $L_i$ )와 국부 다발열유속비( $R_i$ )는 같은 값이 된다.

일반적으로 NUCIRC 코드[5]와 같이 단일수로 열수력 해석 코드에서는 표면 평균열유속  $q''_{surf} = 1/\pi * \sum(N_i * P_i) / \sum(N_i * D_i)$  자료를 이용한다. 각 환별 국부 열유속과 표면 평균열유속의 상대적 비로서 국부 표면열유속비를 얻을 수 있다. 그러나, 국부 표면열유속비( $S_i$ )와 환별 핵연료봉 개수( $N_i$ )의 곱합은 항상 총 핵연료봉 개수 값이  $N_T \neq \sum(N_i * S_i)$  되지 않는다. 이는 표면 평균 열유속( $q''_{surf}$ )은 평균 선출력( $P_{avg}$ )과 다발 평균 열유속( $q''_{avg}$ )과는 다르게 총 핵연료봉 개수( $N_T$ )중에서 1 개 핵연료봉에 대응되는 평균값이 아니고 단순히 전체 핵연료 표면적에 대한 산술적 평균 열유속 값이기 때문이다.

핵연료다발의 각 환별 RFD 분포 특성을 표현하는 값으로서 기존 37-핵연료봉다발인 경우에는 환별 선출력비( $L_i$ )와 국부 다발열유속비( $R_i$ )가 서로 같은 값이므로 두 용어를 함께 사용하였다. 그러나, 핵연료 직경

이 다른 이원봉으로 구성된 CANFLEX 다발인 경우에는 국부 다발열유속비( $R_i$ )를 사용하는 것이 적절하다. 핵연료다발의 각 환별중 최대 국부 열유속이 발생하는 환의 국부 다발열유속비  $\text{Max}(R_i)$  를 NUCIRC 코드 입력 자료에서 BRFF(Bundle Radial Form Factor)로 불러진다. 이 자료를 이용하여 핵연료 온도 분포를 계산할 때 필요한 각 환별중 최대 국부 열유속 자료를 얻는다. 이때 핵연료봉 직경이 동일한 경우에는 BRFF 자료만으로 국부 열유속 자료를 얻을 수 있지만 이원봉으로 구성된 핵연료다발인 경우에는 국부 다발열유속비( $R_i$ )와 국부 표면열유속비( $S_i$ )의 상관 관계식을 알아야 한다. 이 두 열유속비를 상호 변환하는 관계식으로  $\beta = S_i/R_i = \sum(N_i \cdot D_i) / \sum(N_i \cdot R_i \cdot D_i)$ 을 도출하였고 앞서 기술한 열속비 관계식에 대한 자료를 Table 1에 정리하였다.

### 2.3 반경방향 출력 분포(RFD) 특성

위 2.2 항에서 기술된 열속비 자료를 조사하여 CANFLEX-RU 다발의 RFD 분포 특성을 조사하였다. 각 환별 국부 다발열유속비( $R_i$ )의 연소도에 따른 변화를 살펴보면, CANFLEX-RU 다발의 국부 다발열유속비가 CANFLEX-NU 다발보다 연소도에 따른 변화가 큰 것을 알 수 있었다. Figure 2 는 CANFLEX-RU, -NU 다발 및 기존 37-핵연료봉다발의 BRFF 를 연소도에 따른 변화를 비교하였다. 세가지 핵연료다발 모두 최외환봉에서 국부 열유속이 최대값이 되므로 이 값은 최외환봉의 국부 다발열유속비( $R_i$ )를 나타낸 것이다. CANFLEX-RU 다발의 최외환봉 국부 열유속은 CANFLEX-NU 다발 보다는 크지만 기존 37-핵연료봉다발 보다는 적은 것을 알 수 있다. Figure 2 에서 최대 열유속이 되는 연소도는 핵연료의 Plutonium Peak 가 발생하는 연소도의 영향을 받으며, 천연우라늄 핵연료는 이제까지 알려진 Plutonium Peak 연소도(40 ~ 60 MWh/kgU)에서 최대 열유속이 발생하는 것을 알 수 있지만 CANFLEX-RU 다발은 초기 연소도 부근에서 최대 열유속이 발생하는 것을 알 수 있다. 이는 핵연료 농축도가 증가할수록 초기 연소도에서 격자 무한증배계수(Lattice k-Infinity)가 최대가 되는 핵적 특성[6,7]이 있기 때문이다.

국부 다발열유속비( $R_i$ )와 국부 표면열유속비( $S_i$ )를 서로 변환하는 계수( $\beta$ )는 다발 평균열유속( $q''_{avg}$ )과 표면 평균열유속( $q''_{sur}$ )의 상대 비를 나타낸다. 핵연료 직경이 동일한 핵연료봉으로 구성된 기존 37-핵연료봉 다발은 다발 평균열유속과 표면 평균열유속이 서로 동일하지만 이원봉으로 구성된 CANFLEX 다발은 다발 평균열유속이 표면 평균열유속보다 큰 것( $q''_{avg} > q''_{sur}$ )을 알 수 있었다. 앞서 기술된 CANFLEX-RU 다발의 RFD 분포 특성이 임계열유속 및 CCP 에 미치는 영향을 정확히 정량적으로 예상하기 어렵지만 기 수행된 다발-불균형 계수(Bundle Imbalance Factor)를 이용한 CCP 민감도 분석[4] 결과에 의하면 천연 우라늄 핵연료보다 -0.5% ~ -0.1% CCP 가 감소할 것으로 예측되었다. 본 해석에서는 임계열유속 발생 여부의 기준이 되는 국부 열유속을 표면 평균열유속으로 계산한 결과와 최외환봉 최대 열유속을 사용한 계산 결과와 상호 비교하여 CANFLEX-RU 핵연료다발의 RFD 분포 특성에 의한 CCP 영향을 제시하였다.

## 3. CANFLEX-RU 핵연료다발 장전 CANDU-6 채널의 예비 열수력 특성

### 3.1 해석 방법론

CANFLEX-RU 다발의 모든 기하학적 제원은 CANFLEX-NU 와 동일하며 단지 핵연료 우라늄-235의 농축도만 0.7%에서 0.9%로 다르게 설계되었다. 따라서, 압력강하 자료는 CANFLEX-NU 다발의 고온 압력강하 시험자료로부터 도출된 최빈 정상손실계수[1]을 사용하였다. 임계열유속 자료는 다발의 모양 및 부착물에 의한 임계열유속 특성은 동일하므로 CANFLEX-NU 핵연료다발의 LDP 계수[1]를 사용하였다. 그러나, 이 계수만을 사용하는 경우에는 RFD 분포 차이가 임계열유속에 미치는 영향이 고려되지 않는다. 일반적으로, RFD 분포가 임계열유속에 미치는 영향은 다발-불균형 계수[8]에 선형적으로 감소하는 상관식으로 표현되고 이 상관식은 다양한 RFD 분포에 대한 임계열유속 실험 자료를 근거로 도출된다. 이 방법을 사용하여 수행된 0.90% 농축도의 CANFLEX-RU 다발에 대한 민감도분석 결과[4]에 의하면 천연우라늄 핵연료보다 임계열유속이 -0.5% ~ -2.0% 감소하며 CCP 가 -0.5% ~ -0.1% 감소할 것으로 예측되었다. 본 계산에서는 이 RFD 분포 변화에 따른 CCP 영향 분석 방법으로서 Plutonium Peak 연소도에서 최외환봉의 최대 열유속을 다발의 국부 열유속으로 가정하였다. 즉, CCP 결정시 임계열유속 발생 여부를 조사하는 과정에서 사용되는 국부 열유속을 표면 평균열유속으로 계산한 CCP 결과와 최외환봉 최대 열유속을 국부 열유속으로 가정한

CCP 계산 결과를 상호 비교하여 CANFLEX-RU 다발의 RFD 분포 특성에 의한 CCP 영향을 조사하였다.

결과적으로, 본 계산에서 최외환봉 최대 열유속을 국부 열유속으로 가정한 방법은 RFD 분포에 의해 임계열유속이  $1/(\beta \cdot BRFF)$  만큼 감소함을 의미하며, CANFLEX-RU 핵연료다발인 경우 -10.2 %, CANFLEX-NU 핵연료다발인 경우 -8.5% 및 기존 37-핵연료봉다발인 경우 -11.6% 임계열유속이 감소함을 알 수 있었다. 그러나, 이 임계열유속 감소는 임계열유속 시험에서 RFD 분포 변화에 따라 발생할 수 있는 실제적인 임계열유속 감소량이 아니며, 단지 본 계산에서 최외환봉 최대 열유속을 국부 열유속으로 가정하여 CCP 계산 시 보정되는 임계열유속 감소량이다. 기계산된 CCP 민감도 분석[4]에서 다소 불확실도가 크지만 임계열유속 시험 자료를 근거로 도출된 -0.5% ~ -2.0% 임계열유속 감소량과 비교하면 본 계산에 적용된 임계열유속 감소량 -10.2 % 는 보수적으로 RFD 분포에 따른 임계열유속 감소량이 크게 가정되었음을 알 수 있다.

### 3.2 열수력 해석 결과

CANDU-6 전체 노심 채널에 대한 계산 결과로부터 채널유량 분포를 조사하였고 주요 열수력 특성 채널을 선정하였다. CANFLEX-RU 다발의 노심내 채널 위치에 따른 채널유량 분포 특성은 천연우라늄 핵연료 다발과 거의 유사하였고, 최소 CPR(Critical Power Ratio)이 P-11 채널에서 발생하였으며 이는 천연우라늄 핵연료 경우의 최소 CPR(O-6) 특성 채널과 다른 것을 알 수 있었다. 선정된 주요 특성 채널에 대한 CCP 계산 결과를 분석하기 위해서 앞 3.1 항에서 기술된 RFD 분포 모형의 적용 여부에 따른 상대적인 CCP 변화량을 조사하였다. 먼저, 동일한 핵연료다발의 CCP 계산시 최외환봉 최대 열유속을 국부 열유속으로 가정한 방법과 표면 평균열유속을 사용한 방법의 CCP 변화량을 조사하였다. 앞서 언급된바와 같이, 최외환봉 최대 열유속을 국부 열유속으로 가정한 방법은 임계열유속이 CANFLEX-RU 다발인 경우 -10.2%, CANFLEX-NU 다발인 경우 -8.5% 및 기존 37-핵연료봉다발인 경우 -11.6% 감소한 경우이며 이로 인해 O-6 채널의 CCP 각각 -2.30%, -2.05% 및 -3.21% 감소함을 알 수 있었다. 이는 CANFLEX-NU 및 기존 37-핵연료봉다발의 CCP 민감도 분석[4] 결과로부터 얻어지는 CCP 변화량 -1.96% 및 -3.02% 와 거의 일치하였다.

Figure 3은 CANFLEX-RU 다발의 CCP 계산 결과와 동일한 국부 열유속 방법으로 구한 CANFLEX-NU 다발 및 기존 37-핵연료봉다발의 CCP 계산 결과를 비교하였다. 이 그림의 CCP 변화량은 동일한 국부 열유속 방법으로 구한 결과와 서로 비교하였기 때문에 RFD 분포 영향을 고려하지 않았을 경우 CANFLEX-NU 다발 및 기존 37-핵연료봉다발의 CCP에 상대적으로 변화된 양을 의미한다. CANFLEX-RU 의 CCP가 CANFLEX-NU 다발에 비교해서 오히려 1.28% ~ 1.53% 증가하였는데 이는 AFD 분포 특성에 기인한 것으로 사료된다. 그리고, 기계산된 CCP 민감도 분석 결과[4]로서 CANFLEX-RU 다발의 RFD 분포에 의한 CCP 감소 -0.5% ~ -0.1% 를 고려하는 경우에도 약 1.0% 의 CCP 증가가 있는 것으로 분석된다.

Figure 4는 CANFLEX-RU 다발인 경우 RFD 분포 특성 효과로서 최외환봉 열유속을 국부 열유속으로 가정한 CCP 계산 결과와 천연우라늄 핵연료인 경우 표면 평균열유속을 사용하여 계산된 CCP 결과를 서로 비교하였다. 이 그림은 RFD 분포 특성에 의해 보수적으로 임계열유속이 -10.2% 정도로 크게 감소한 경우의 CCP 변화량을 나타내며, O-6 채널의 CCP 는 CANFLEX-NU 다발에 비교해서 -0.8% 감소하였음을 알 수 있다. 이는 AFD 분포 특성에 따른 CCP 증가 1.53% 와 RFD 분포 특성으로 기인된 -2.30% CCP 감소 효과가 복합적으로 작용된 결과로 사료된다. 결과적으로, CANFLEX-RU 다발이 장전된 채널의 CCP 는 CANFLEX-NU 다발에 비교해서  $\pm 1.0\%$  이내로 근사한 분포가 예상되며, 이는 CANFLEX-RU 다발의 AFD 분포 특성과 RFD 분포 특성이 서로 보상되어 나타나는 결과가 된다.

## 4. 결론

CANFLEX-RU(0.9%) 핵연료다발에 대한 주요 예비 열수력 해석 결과 및 결론은 아래와 같다.

- AFD 분포는 핵연료 교체 방법의 변화에 기인되어 Peak 열속이 채널 상류쪽으로 이동하였고 채널 중심 부근에서 평탄하거나 다소 오목한 형상을 나타내었고, 이러한 AFD 분포는 기존 천연우라늄 핵연료의 AFD 분포보다 CCP를 증가시키는 것으로 나타났다.
- RFD 분포는 국부 다발열유속비( $R_i$ )로 표현하는 것이 적절하며, 이 국부 다발열유속비( $R_i$ )와 국부 표면 열유속비( $S_i$ )의 상관 관계식  $\beta = S_i/R_i = \sum(N_i \cdot D_i) / \sum(N_i \cdot R_i \cdot D_i)$ 을 도출하였다.

- CANFLEX-RU의 최대 국부 다발열유속비( $R_i$ )는 CANFLEX-NU 보다는 크지만 기존 37-핵연료봉다발 보다는 적은 것을 알 수 있었다.
  - 최소 CPR 은 P-11 채널에서 발생하였고, 전반적인 채널유량 및 냉각수 물성치 분포는 천연 우라늄 핵연료와 유사하였다.
  - CANFLEX-RU의 CCP 는 CANFLEX-NU에 비교해서  $\pm 1.0\%$  이내로 근사한 분포가 예상되었고, 이는 AFD 분포 효과가 RFD 분포에 의한 CCP 감소를 보상시키기 때문이다.
- 결론적으로, CANFLEX-RU는 CANFLEX-NU에 비교해서 열수력적으로 큰 문제가 되는 결점이 발견되지 않았고 따라서 기존 37-핵연료봉다발에 대한 상대적인 열수력적 장점을 공유할 것으로 예상되었다.

### 참 고 문 헌

- [1] Jun Ji-Su, Park Joo-Hwan and Suk Ho-Chun, "The CCP Assessment of CANDU-6 Channel Loaded with CANFLEX-NU Fuel Bundle", Proceeding of the Korean Nuclear Society Spring Meeting Kwangju, Korea, May 1997
- [2] 석수동, 석호천, 민병주, 나영환 외 9명 "중수로 개량 국제 공동연구 및 기반기술 개발 - 중수로 개량 기술 개발", KAERI/RR-1727/96, 1997.7
- [3] Jun Ji-Su, Park Joo-Hwan and Suk Ho-Chun, "The CCP Sensitivity Study of Axial Flux Distribution for CANFLEX-NU Fuel Bundle", Proceeding of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting Taegu, October, 1997
- [4] 전지수, 박주환, 석호천, "CANFLEX 핵연료다발 장전 CANDU-6 핵연료채널의 CCP 민감도 분석", KAERI/TR-893/97, 1997.8
- [5] M.F. Lightstone, "NUCIRC-MOD1.505 User's Manual", TTR-516, 1993
- [6] P.S.W. Chan and A.R. Dastur, "The Role of Enriched Fuel in CANDU Power Uprating", 8th Annual Conference, Canadian Nuclear Society, Saint John, New Brunswick, June 14-17, 1987
- [7] 심기섭, 민병주, 김봉기 외 6명 "중수로 개량 국제 공동연구 및 기반기술 개발 - 중수로 고연소도 핵연료 노심 해석기술 개발", KAERI/RR-1726/96, 1997.7
- [8] L.K.H. Leung and D.C. Groeneveld, "A Method for Predicting Critical Heat Flux of a String of CANFLEX Bundle", ARD-TD-304, 1991

Table 1 The Definition of Parameters to Express the Radial Flux Distribution

Parameter	Definition	Comment
Average Ring Power $P_{avg}$ (kW/m)	$P_{avg} = \sum(N_i * P_i / N_T)$	center(i=1) inner(i=2) inter.(i=3) outer(i=4)
Relative Ring Power Ratio $L_i$	$L_i = P_i / P_{avg}$	$P_i$ = Pin Power (kW/m)
Bundle Average Heat Flux $q''_{avg}$ (kW/m <sup>2</sup> )	$q''_{avg} = 1/N_T / \pi * \sum(N_i * P_i / D_i)$	$N_T$ = Total No. of Pin
Local to Bundle Average Heat Flux Ratio $R_i$	$R_i = 1/\pi * P_i / D_i / q''_{avg}$	Max( $R_i$ ) is called as BRFF (Bundle Radial Form Factor)
Surface Average Heat Flux $q''_{suf}$ (kW/m <sup>2</sup> )	$q''_{suf} = 1/\pi * \sum(N_i * P_i) / \sum(N_i * D_i)$	$N_i$ = No. of Pin in i-th Ring
Local to Surface Average Heat Flux Ratio $S_i$	$S_i = 1/\pi * P_i / D_i / q''_{suf}$	Local Heat Flux $q''_{loc} = 1/\pi * P_i / D_i$
Relationship between Bundle and Surface Average Heat Flux	$q''_{loc} = 1/\pi * P_i / D_i$ $= S_i * q''_{suf}$ $= R_i * q''_{avg}$	$D_i$ = Diameter of Pin in i-th Ring
Conversion Factor $\beta$	$\beta = S_i / R_i$ $= \sum(N_i * D_i) / \sum(N_i * R_i * D_i)$	$N_T = \sum(N_i * L_i)$ $= \sum(N_i * R_i)$

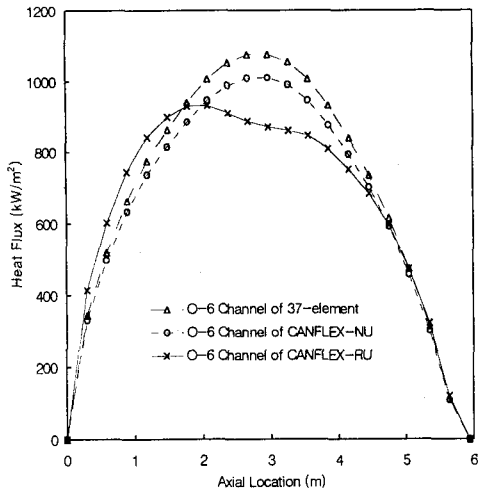


Figure 1 Local Heat Flux Distribution of O-6 Channel

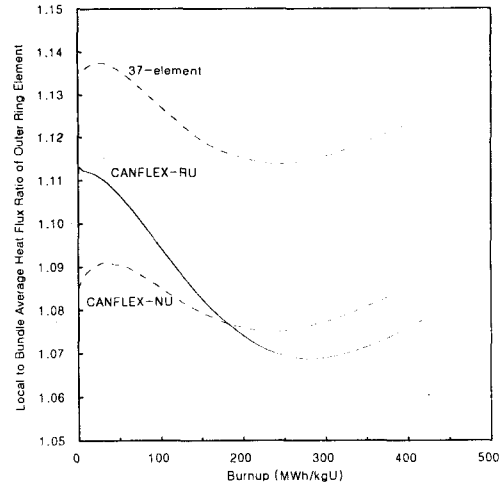


Figure 2 The Behavior of BRFF with respect to Burnup

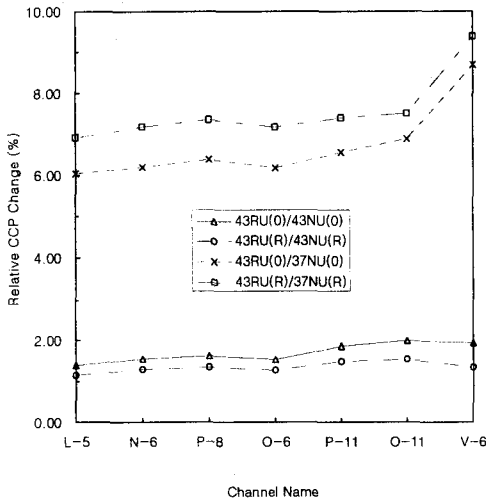


Figure 3 The CCP Change of CANFLEX-RU Compared with CCP of CANFLEX-NU or 37-element Bundle by using the same RFD Model

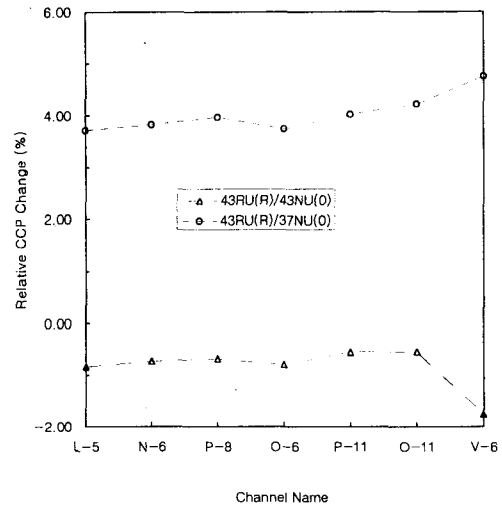


Figure 4 The CCP Change of CANFLEX-RU using RFD Model Compared with CCP of CANFLEX-NU or 37-element Bundle using No RFD Model