

‘2003 춘계학술발표회 논문집  
한국원자력학회

중수로용 순환우라늄 핵연료다발 장전 CANDU-6 원자로 채널의 열수력 특성

The Thermalhydraulic Characteristics of CANDU-6 Reactor Channel  
with CANFLEX-RU Fuel Bundle

전지수, 석호천  
한국원자력연구소

**요약문**

본 논문은 순환우라늄 핵연료(RU, Recycled Uranium)가 장입된 CANFLEX (CANDU Flexible Fuelling) 다발이 장전된 CANDU-6 원자로 핵연료 채널에 대한 열수력 특성을 기술하였다. 최신 CANFLEX 다발의 압력강하 및 임계열유속 모형이 내장된 NUCIRC 전산 코드를 이용하여 CANFLEX-RU 핵연료 채널의 유량, 출구 건도, 임계채널출력, 임계출력비 분포 등을 계산하였고, 압력관 크립 및 다발 지지체 높이에 따른 열수력 영향도 조사하였다. CANFLEX-RU 핵연료다발 장전 채널의 유량 및 CCP 분포는 CANDU-6 원자로 채널의 전형적인 특성을 보여주며 CPR 는 최소 1.455 이상 유지하였다. CANFLEX-RU 다발이 37-핵연료봉 다발보다 압력관 크립에 따른 CCP 감소가 적었고, 지지체 높이를 1.4mm에서 1.8mm로 증가시키면 CCP 는 약 2% 이상 향상되는 것으로 평가되었다.

**Summary**

This paper describes the thermalhydraulic characteristics of CANDU-6 reactors' fuel channel loaded with CANFLEX-RU (CANDU Flexible Fuelling - Recycled Uranium) bundles. The NUCIRC code, recently updated with the pressure drop and critical heat flux(CHF) models of CANFLEX bundle, is used to evaluate the thermalhydraulic characteristics of the CANFLEX-RU fuel channel such as the distributions of channel flow rate, channel exit quality, critical channel power(CCP) and critical power ratio(CPR). This paper also examines the effects of pressure tube creep and bearing pads height on the thermalhydraulic characteristics. The distributions of channel flow rate and CCP for CANFLEX-RU fuel channel show the typical thermalhydraulic characteristics of CANDU-6 reactor channel, and the CPR keeps greater than 1.455. Considering the pressure tube creep for CANFLEX-RU bundle, the decrease of the CCP for CANFLEX-RU fuel channel is less than that for 37-element natural uranium fuel channel. Raising bearing pads height from 1.4 mm to 1.8 mm, the CCP enhancement is estimated to be about 2%.

## 1. 서론

한국원자력연구소(KAERI)와 캐나다원자력 공사(AECL)는 1991년부터 중수로용 개량핵연료로서 CANFLEX(CANDU Flexible Fuelling) 핵연료다발을 공동 연구 개발하여, 2000년에 완료하였다. 천연 우라늄을 사용하는 CANFLEX-NU(Natural Uranium) 핵연료다발은 캐나다 상업용 원자로인 Pt. Lepreau 발전소에서 1998년 9월부터 2000년 8월까지 24개의 핵연료다발이 성공적으로 시범 장전 조사[1]되었고, 국내에서는 1999년 8월에 CANFLEX-NU 핵연료다발에 대한 정부 설계 승인[2]을 획득하고 2002년 7월 10일에 24개 시험 핵연료다발중 16 개 다발을 월성 1호기의 두 핵연료 채널(L-21 및 Q-07)에 시범 장전[3]을 하였다. 또한 KAERI, AECL 및 BNFL은 1996년부터 저농축 우라늄 핵연료(SEU, Slightly Enriched Uranium) 및 순환 우라늄 핵연료(RU, Recycled Uranium)를 이용하는 CANFLEX-SEU/RU 핵연료 기술을 공동 개발[4]하고 있다.

CANFLEX-RU 핵연료 기술 개발은 프랑스, 영국 등에서 사용후 핵연료 재처리 과정에서 생산되어 현재 2만 5천톤 이상으로 산재된 순환우라늄을 중수로의 핵연료로 재활용 하고자 하는 것이다. 순환우라늄 핵연료는 농축하지 않고 직접 중수로에 사용할 수 있으며, 천연우라늄 핵연료와 비교하여 연소도가 약 2 배가되어 사용후 핵연료 발생량이 1/2로 감소되고, 또한 순환우라늄 가격이 동일한 농축도를 가진 저농축우라늄 가격보다 상대적으로 저렴하여 핵연료와 원자력발전소의 경제성이 향상될 것이다. 따라서 우라늄 수요-공급 불균형에 대비한 우라늄 이용률 향상 등의 경제적 효과를 얻을 수 있다. 순환우라늄 핵연료는 기존 37-핵연료봉다발보다 열전달 성능이 우수한 것으로 입증된 CANFLEX 다발[5, 6, 7]을 사용하므로 원자로 운전여유도 향상시킬 것으로 예상된다.

본 논문은 CANFLEX 다발의 압력강하 및 임계열유속 모형이 반영된 최신 NUCIRC 전산 코드를 이용하여 CANFLEX-RU 핵연료다발이 장전된 CANDU-6 원자로의 핵연료 채널에 대한 열수력 특성을 조사하였다. CANFLEX-RU 핵연료는 모든 기하학적 제원은 CANFLEX-NU 다발과 동일하며 우라늄-235의 농축도만 0.7%에서 0.92%로 다르게 설계되었다. 이 경우 핵연료 다발 모양에 따른 압력강하 및 임계열유속 자료는 두 다발 모두 동일하며, 축방향 출력 분포 및 반경방향 출력 분포 차이에 따른 열수력 특성이 다르게 나타난다. 이러한 노심 출력 분포 차이에 의한 열수력적 영향 분석[8]은 CANFLEX-RU 핵연료다발에 대한 타당성 조사 과정에서 먼저 수행된 적이 있다. 본 계산에서는 노심 출력 분포 차이에 의한 영향뿐만 아니라 압력관이 3.3% 및 5.1% 크립된 경우와 다발 지지체 높이가 1.4mm에서 1.8mm로 증가된 경우 열수력적 영향을 조사하였다.

## 2. 해석 방법

### 2.1 NUCIRC 전산 코드

NUCIRC 전산 코드는 CANDU 원자로의 열수송 계통에 대한 정상 상태(steady state) 열수력 설계 코드로서 채널 유량 및 임계채널출력 등을 계산한다. 이 코드는 열수송 계통의 특정한 경계 조건에서 물리적 해석을 수행하기 위해서 9 개 문제 선택 사항(ITYPE option)으로 구성되어 있으며, 예로서 ITYPE=1 인 경우에는 주어진 채널 유량 및 자관

(feeder) 조건에서 양단 모관사이 압력강하를 예측하며 반대로 ITYPE=2 인 경우에는 주어진 양단 모관사이 압력강하 및 자관 조건에서 채널 유량을 계산한다.

최신 NUCIRC 코드는 37-핵연료봉다발 장전 채널에 대한 열수력 모형과 함께 43-핵연료봉으로 구성된 CANFLEX 다발에 대한 압력강하 및 임계열유속 모형이 추가되었다. 따라서, CANFLEX-RU 다발 장전 채널의 열수력 해석을 위해서 기존의 프레온 임계열유속 자료를 근거로 도출된 CANFLEX 다발의 선형출력 계수를 사용하지 않고 경수 임계열유속 상관식을 사용할 수 있다. 코드에 구축된 압력강하 및 임계열유속(CHF, Critical Heat Flux) 모형은 다음 항목에서 상세히 기술하였다.

## 2.2 압력강하 모형

NUCIRC 코드에는 핵연료 채널의 단상류(single phase) 압력강하를 예측하는 방법으로 다발 표면 마찰 손실과 부착물에 의한 형상 손실 항목으로 구성된 아래의 K-Fuel 모형식을 사용한다.

$$\Delta P_{1-f} = (f_{cor} f_{CW} a_f \frac{L}{D_h} + a_k K_{form}) \frac{Q^2}{2rA^2} \quad (1)$$

여기서  $\Delta P_{1-f}$ ,  $Q$ ,  $D_h$ ,  $L$ ,  $r$ ,  $A$  는 각각 단상류 압력강하, 채널 유량, 등가 수력 직경, 채널 길이, 냉각수 밀도 및 유동 면적을 나타낸다.  $K_{form}$  는 형상 손실 계수이고  $f_{CW}$ ,  $f_{cor}$  는 각각 Colebrook-White 표면마찰 계수 상관식과 마찰계수 수정인자이다.  $a_f$ ,  $a_k$  는 압력관 크립에 의한 다발의 유효 마찰 손실 및 형상 손실 감소를 고려하는 계수이다. 상기 압력강하 모형식에서 형상 손실 계수만이 CANFLEX 다발과 37-핵연료봉다발인 경우 각각 다르게 적용되며 마찰계수와 수정계수 등은 동일하게 적용된다.

CANDU-6 원자로는 정상 운전 출력 조건에서 많은 핵연료 채널에서 기포(void)가 발생하는 특징이 있다. 수평 핵연료채널의 이상류 압력강하는 아래 식(2)과 같이 이상류 마찰손실( $\Delta P_{2-f,fric}$ )과 가속 압력강하( $\Delta P_{acc}$ )로 구성되며, 냉각수 밀도 구배에 기인한 운동량 차이로 발생하는 가속 압력강하 보다는 냉각수와 핵연료채널 사이 및 기포와 액체사이 마찰로 발생하는 마찰 압력강하가 훨씬 크다.

$$\Delta P_{2-f} = \Delta P_{2-f,fric} + \Delta P_{acc} \quad (2)$$

여기서

$$\Delta P_{2-f,fric} = f^2 \Delta P_{1-f}, \quad \Delta P_{acc} = G^2 \Delta \left[ \frac{X_a^2}{a r_g} + \frac{(1-X_a)^2}{(1-a) r_f} \right]$$

이다. 이상류 압력강하를 예측하기 위해서는 이상류 마찰 증배 계수( $f^2$ ), 질량 건도( $X_a$ ) 및 기포율( $a$ )을 구하는 상관식과 함께 이상류 압력강하가 발생하는 지점의 열평형 건도를 구하는 OSV(Onset of Significant Void) 건도 상관식이 필요하다. CANFLEX 다발과 37-핵연료봉다발은 각각 OSV 건도 상관식만 다르고 적용되고 Friedel의 이상류 마찰 증배 계수, Saha-Zuber의 질량 건도 및 Armand-Massena 기포율 상관식은 동일하게 사용하였다.

OSV 비등점 위치는 단상류 유동과 이상류 유동의 경계 지점으로서 경수 임계열유속

시험시 측정된 단상류 및 이상류 압력강하 시험 자료를 근거로 도출[6]되며, OSV 건도 상관식은 이상류 압력강하 예측뿐만 아니라 임계열유속 상관식 적용시 비등길이 평균 임계열유속을 계산하는데도 적용된다. CANFLEX 다발의 OSV 건도 상관식은 아래와 같다.

$$x_{OSV} = C_1 \left( \frac{q''_{local}}{(1-E)^{C_2} G H_{fg}} \right)^{C_3} \left( \frac{(1-E)^{C_4} G D_{hy}}{m_f} \right)^{C_5} \left( \frac{r_g}{r_f} \right)^{C_6} \quad (3)$$

여기서

$$E = \frac{D_{P/T} - D_{bundle}}{D_{P/T} - D_{inner}}, \quad D_{inner} = d_{cr} + \frac{7D_{ir}d_{ir}^2 + 14D_{mr}d_{mr}^2 + 21D_{or}d_{or}^2}{7d_{ir}^2 + 14d_{mr}^2 + 21d_{or}^2}, \quad D_{bundle} = D_{or} + d_{or} + 2t_{bp}$$

이다.  $E$ 는 압력관 크립에 따른 다발의 편심도이고  $q''_{local}$ ,  $H_{fg}$ ,  $D_{hy}$ ,  $D_{P/T}$ ,  $\mu_f$ ,  $\rho_f$ ,  $\rho_g$ ,  $G$ 는 각각 국부 열유속, 잠열, 등가 수력 직경, 압력관 직경, 액체 점도, 액체 밀도, 기체 밀도 및 질량 유속을 나타낸다.  $C_1 \sim C_6$ 는 상관식 도출과정에서 결정된 상수 값이며  $D_{inner}$  및  $D_{bundle}$ 는 편심도를 정의하는데 사용된 다발의 등가 직경 및 전체 외경 값이다.  $D_I$ ,  $d_I$ 는 각각 CANFLEX 핵연료다발의 I 환(ring) 피치(pitch) 직경 및 I 환 핵연료봉 직경이며  $t_{bp}$ 는 지지체 높이이다.

### 2.3 임계열유속 모형

AECL과 KAERI가 공동 투자하여 캐나다 Stern Laboratories에서 실시된 CANFLEX 다발의 경수 임계열유속 시험은 실제 노내 핵연료 채널을 잘 모사하기 위해 6 m 길이의 실제 크기(full-scale) 수평 시험관에서 수행되었고, 특히 원자로 수명기간 압력관 변형을 고려하여 크립 안된(uncrept) 압력관 뿐만 아니라 축방향 비균일 크립(3.3% 및 5.1% crept)된 압력관에서 각각 수행되었다[5]. 시험 핵연료다발열은 비균일 축방향 및 반경방향 열유속 분포를 가지며, 핵연료다발 지지체 높이는 기존 1.4mm(low BP)뿐만 아니라 압력관 하부의 간격 유량(gap flow)을 증가시키기 1.7mm 및 1.8mm(high BP)로 고안된 다발[7]에 대한 시험도 수행되었다. 시험 자료는 6~11 MPa 출구 압력, 7~29 kg/s 유량 및 200~290 °C 입구 온도인 광범위한 유동 영역에서 측정되었으며 다양한 반복 및 재현성 시험 자료가 포함되어 있다.

시험 자료에 대한 분석 과정을 거쳐 도출된 CANFLEX 다발의 임계열유속 상관식은 NUCIRC 코드에 설정되어 있고, 상관식에는 OSV 건도 지점을 기준으로 아래와 같이 비등길이 평균(BLA, Boiling Length Averaged) 열유속을 사용한다.

$$q''_{BLA} = \frac{1}{Z_{DO} - Z_{OSV}} \int_{Z_{OSV}}^{Z_{DO}} q''_{local} dz \quad (4)$$

본래 BLA CHF는 임계열유속 상관식에서 핵연료다발열의 축방향 출력 분포 영향을 고려하기 위해서 도입하는 것이며, 시험 자료 분석[6]에 의하면 BLA CHF가 국부 CHF보다 자료의 분산이 적고 일관된 경향을 보여주었다. 최종적인 상관식의 구성은 아래와 같이 무차원 변수로 구성되어 있으므로 중수 핵연료채널 조건에서 바로 적용 가능하다. OSV 비등건도 상관식에서 도입된 다발의 편심도 계수( $E$ )가 임계열유속 상관식에도 사용되므로 압력관 크립에 따른 영향을 계산할 수 있다.

$$Bo_{BLA} = \frac{1}{10000} \left( b_1 \left( \frac{r_f}{r_g} \right)^{b_2} We^{b_3} - b_4 \left( \frac{r_f}{r_g} \right)^{b_5} We^{b_6} x_{DO} \right) \quad (5)$$

여기서

$$We = \frac{GD_{hy}^{0.5}}{r_f^{0.5} S^{0.5}}, \quad Bo_{BLA} = \frac{q_{BLA}''}{GH_{fg}}, \quad b_i \text{ coefficients} = \text{function of Eccentricity } (E)$$

이다.

## 2.4 계산 조건

CANFLEX-RU 다발 장전 채널의 열수력 해석은 앞 항에서 기술된 압력강하 및 임계열 유속 모형이 설치된 NUCIRC 코드의 양단 모관사이 경계 모형에서 입구모관 온도 265 °C, 출구모관 압력 9.99 MPa 및 양단 모관사이 압력강하 1342 kPa 인 조건을 사용하였다.

CANDU-6 원자로의 열수송 계통에서 핵연료다발이 장전된 채널의 계산 조건이 달라 지는데 표 1은 37-핵연료봉다발과 CANFLEX 핵연료다발에 대한 NUCIRC 코드의 입력 변수 를 비교하였다. 두 다발은 압력강하 모형에서 형상 손실계수가 서로 다른 값을 가지며 임계열유속 향상용 버턴이 부착된 CANFLEX 핵연료다발의 중간면 간격체의 손실계수가 37-핵연료봉다발보다 큰 것을 알 수 있다. CANFLEX-RU 다발의 임계열유속 모형은 앞 항 에서 기술한 상관식을 사용하고 반경방향 출력 분포 차이에 의한 영향을 고려하여 수정 계수 0.95를 사용하였다. 축방향 출력분포 영향은 BLA 임계열유속 상관식에 포함되므로 별도로 고려하지 않았고 0.92% 농축도 순환우라늄 핵연료의 반경방향 출력분포에 의한 임계열유속이 5% 감소하는 것으로 가정하였다.

CANDU-6 원자로의 압력관은 원자로 운전 수명기간에 받는 중성자속, 응력 및 온도 의 영향에 기인하여 압력관 직경 크립, 축방향 변형 및 크립 처짐 형태로 변형이 된다. 핵연료채널 부수로 유동에 직접적인 영향을 미치는 압력관 직경 크립은 최대 직경 크립 이 하류방향으로 기울어진 모양을 가지며, 본 계산에서는 그림 1과 같이 경수 임계열유 속 시험 조건인 Uncrept, 3.3% 및 5.1% 크립에 대해서 해석을 수행하였다.

## 3. 해석 결과 및 검토

### 3.1 채널 유량 및 건도 분포

그림 2는 원자로 채널의 노심 반경 위치에 따라 채널 유량 및 출구 건도 분포를 보 여주고 있다. 채널유량은 원자로 50% 반경까지는 25 kg/s 이상 높은 유량을 유지하며 50% 반경 밖에서는 선형적으로 유량이 감소함을 알 수 있다. 이러한 채널유량 분포는 CANDU-6 원자로에서 고출력 채널에 유량이 많고 저출력 채널에 유량이 적게하여 모든 채널의 엔탈피 상승이 거의 일정하도록 설계되어 있기 때문이다. 따라서 CANFLEX-RU 핵연 료다발 장전 채널의 유량 분포는 천연우라늄 핵연료 장전 채널인 경우와 거의 유사한 CANDU-6 원자로의 전형적인 채널유량 분포를 보여주고 있다. 채널출구 건도는 채널 유량 분포와 반대 모양으로 50% 반경밖의 저유량 영역에서 출구 건도가 증가함을 알 수 있다.

압력관 크립이 증가할수록 채널 유량이 증가하며 출구 건도는 감소하는 경향을 보

여주며, 이러한 특성은 그림 3에서 보는바와 같이 고출력 영역에서 유량 증가량이 저출력 영역보다 상대적으로 크게 나타난다. 이는 원자로 중심 고출력/고유량 영역 채널이 양단 모관 사이 압력강하 중에서 핵연료채널의 압력강하가 차지하는 비중이 저출력/저유량 영역 채널보다 상대적으로 크므로 압력관 크립 영향을 크게 받기 때문이다.

high BP를 가진 CANFLEX 다발과 low BP를 가진 CANFLEX 다발은 표 1에서 보는바와 같이 서로 임계열유속 상관식만 다르고 압력강하 모형식의 입력변수는 같은 값을 사용하였으므로 서로 유량의 변화는 없다. high BP를 가진 CANFLEX 다발에 대한 보다 자세한 압력강하 시험이 수행될 예정이며 이후 NUCIRC 코드 압력강하 모형식의 입력 변수를 보완할 예정이다. 그림 4는 37-핵연료봉 다발이 장전된 채널과 비교하여 CANFLEX-RU 다발이 장전된 채널의 유량 변화를 도시하였다. Uncrept 채널인 경우에 CANFLEX-RU 다발이 장전된 채널의 유량이 37-핵연료봉 다발보다 대부분의 채널에서 0%~2% 증가하였으며, 3.3% 및 5.1% 크립된 압력관인 경우는 고출력/고유량 영역의 모든 채널에서 거의 유량이 동일하며 저출력/저유량 영역 채널에서 -2%~2% 유량 변화가 있는 것을 알 수 있다. 양단 모관 사이 압력강하이 동일한 조건에서 채널 유량이 차이가 나는 것은 두 다발간 유동 면적 및 채널 압력강하 입력 변수 값의 차이뿐만 아니라 채널 출력 및 축방향 출력 분포 모양의 차이에도 기인하는 것이다.

### 3.2 임계채널출력 및 임계출력비 분포

그림 5는 CANFLEX-RU 다발이 장전된 채널의 CCP 및 CPR 분포를 보여주고 있다. Uncrept 압력관에 low BP를 가진 CANFLEX-RU 다발이 장전된 경우에 임계채널출력은 원자로 중심 고출력/고유량 영역 채널에서 9 MW 이상 유지하며, 저출력/저유량 영역으로 갈수록 선형적으로 감소하는데 이는 유량 분포 모양과 유사하다. CPR은 고출력/고유량 영역 채널에서 최소 1.455 이상 유지하며 비록 저출력/저유량 영역에서 CCP는 감소하지만 운전 출력의 상대적 감소에 따라 CPR은 오히려 증가하는 것을 알 수 있다. CPR 분포 자료를 보면 최소 CPR 값에 근접한 채널이 고출력/고유량 영역에 많이 분포한 것을 알 수 있으며 채널 출력 및 축방향 출력 분포 모양이 약간 변하더라도 최소 CPR 값을 갖는 채널이 달라질 수 있다.

그림 6과 그림 7은 각각 low BP를 가진 CANFLEX-RU 다발의 CCP를 천연우라늄 핵연료다발인 CANFLEX-NU 다발과 37-핵연료봉다발의 CCP와 비교하였으며, 그림 8과 그림 9는 high BP를 가진 CANFLEX-RU 다발의 CCP를 CANFLEX-NU 다발과 37-핵연료봉다발의 CCP와 비교한 결과를 보여주고 있다. 그림 6과 그림 8에서 보는바와 같이 Uncrept 압력관인 경우 CANFLEX-RU 다발의 CCP는 CANFLEX-NU 다발과 거의 동일하며 3.3% 및 5.1% 크립된 압력관인 경우에는 CANFLEX-RU 다발의 CCP가 최대 2%~4% 증가한 것을 알 수 있다. 이는 CANFLEX-RU 다발의 반경방향 출력 분포에 의한 CHF 감소를 5% 로 가정하더라도 축방향 출력 분포 영향으로 인해 오히려 CCP 증가한 것을 나타낸다. 따라서, 그림 7과 그림 9에서 보는바와 같이 low BP CANFLEX-RU 다발의 CCP는 기존 37-핵연료봉다발보다 Uncrept, 3.3% 및 5.1% 압력관 크립에서 각각 약 2%, 6% 및 8% 증가하고 high BP CANFLEX-RU 다발인 경우 CCP는 약 4%, 8% 및 14% 정도 고유량/고출력 채널에서 증가함을 알 수 있다.

### 3.3 압력관 크립의 영향 검토

압력관 크립이 원자로 열수송 계통 운전 조건에 미치는 영향은 노심 유량 증가, 입구 모관 온도 상승 및 양단 모관 사이 압력강하 감소 효과 등이 있지만 압력관 크립은 원자로 수명 동안 오랜 기간에 걸쳐 천천히 발생한다. 따라서, 압력관 크립이 진행되는 동안 증기 발생기, 입구 및 출구 자관 등 열수송 계통 부품 표면에 이물질이 부착되어 있어 수력 저항이 증가되어 있으므로 실제 원자로 운전 조건을 예측하기 어렵다.

압력관 크립은 직접적으로 핵연료다발과 압력관 상부 사이의 유동 면적을 증가시키며 이로 인해 부수로 유동의 재분배를 유발하여 유효 유동 저항을 감소시킨다. 따라서, 채널유량은 증가하지만 핵연료다발의 열전달에 비효율적인 압력관 상부의 우회 유량이 증가하여 CCP를 감소시키는 것으로 알려져 있다. 앞 3.1 항의 그림 3에서 보는바와 같이 양단 모관 사이 압력강하가 일정한 경계조건에서 3.3% 및 5.1% 크립된 압력관인 경우 유량은 Uncrept 압력관인 경우 보다 고출력 영역에서 약 10% 및 16% 증가한 것을 알 수 있으며 저출력 영역으로 갈수록 유량 증가량이 약 2% 및 3%까지 급격히 줄어들 수 있다. 이는 일정한 양단 모관 사이 압력강하 중에서 핵연료채널의 압력강하가 차지하는 비중이 고유량 영역보다 저유량 영역에서 상대적으로 작아 압력관 크립 영향이 저유량 영역으로 갈수록 적게 받기 때문이다.

그림 10과 그림 11은 크립된 압력관에서의 CCP를 Uncrept된 압력관에서의 CCP와 비교하였으며, low BP 및 high BP를 가진 CANFLEX-RU 다발에 대한 결과를 각각 37-핵연료봉다발의 결과와 비교하였다. 그림 10에서 low BP를 가진 CANFLEX-RU 다발인 경우 3.3% 및 5.1% 압력관 크립에서의 CCP는 Uncrept 압력관보다 고출력/고유량 영역에서 약 2% 및 4% 정도 감소하고, 37-핵연료봉다발인 경우는 약 6% 및 12% 감소한 것을 알 수 있다. 이는 CANFLEX-RU 다발이 37-핵연료봉다발보다 압력관 크립에 따른 CCP 감소 효과가 현저히 적게 나타나는 것을 의미하며, 특히 그림 11에서 보는바와 같이 high BP를 가진 CANFLEX-RU 다발인 경우 3.3% 및 5.1% 압력관 크립에서의 CCP는 Uncrept 압력관보다 고출력/고유량 영역에서 약 3% 감소 정도로 모두 비슷하게 나타남을 알 수 있다. 저출력/저유량 영역으로 갈수록 압력관 크립에 따른 CCP 감소량이 증가하였다.

### 3.4 다발 지지체 높이의 영향 검토

핵연료다발 지지체(bearing pads)는 외환봉에 설치된 1.45 mm 높이의 부착물로서 핵연료다발과 수평 압력관 사이 간격을 유지하는 역할을 한다. 최소 지지체 높이 1.40 mm를 가진 CANFLEX 다발에 대한 경수 임계열유속 시험 자료 분석과정에서 임계열유속이 대부분 핵연료다발 하부 연료봉에서 발생하고 압력관 크립에 따른 유동 불균형이 심하게 발생함을 알 수 있었고 이에 따라 지지체 높이를 약 0.3mm~0.4 mm 증가[7]시켜 드라이아웃 출력을 증가시키는 방안이 제시되었다.

지지체 높이의 증가는 드라이아웃이 많이 발생하는 지역인 하부 핵연료봉과 압력관 사이 부수로의 간격 유량을 증가시키고 핵연료다발 상부 부수로와 하부 부수로 사이의 유동 불균형에 따른 온도 차이를 감소시켜 드라이아웃 출력을 증가시켜준다. high BP를 가진 CANFLEX 핵연료다발에 대한 경수 임계열유속 시험에서 단상류 유동 조건에서 측정된 핵연료 표면 온도 분포를 비교해보면 low BP를 가진 CANFLEX 다발인 경우 상부 연료봉과 하부 연료봉의 온도차이가 약 42 °C 이지만 high BP를 가진 CANFLEX 핵연료다발인

경우는 온도차이가 약 29 °C 로서 유동 불균형이 급격히 감소한 것을 알 수 있었다.

그림 7와 그림 9을 비교하면 low BP CANFLEX-RU 다발의 CCP는 기존 37-핵연료봉다발보다 Uncrept, 3.3% 및 5.1% 압력관 크립에서 각각 약 2%, 6% 및 8% 증가하였고 high BP CANFLEX-RU 다발인 경우 CCP는 이보다 큰 약 4%, 8% 및 14% 정도 증가함으로써, 지지체 높이 증가에 의한 CCP 증가는 약 2% 이상 되는 것으로 평가되었다.

#### 4. 결론

- CANFLEX-RU 핵연료다발 장전 채널의 유량 및 CCP 분포는 CANDU-6 원자로 채널의 전형적인 특성을 보여주며 CPR 는 최소 1.455 이상 유지하였다.
- CANFLEX-RU 다발이 37-핵연료봉다발보다 압력관 크립에 따른 CCP 감소량이 적으며, 특히 high BP를 가진 CANFLEX-RU 다발인 경우 압력관 크립에 의한 CCP 감소를 현저히 줄게 하였다.
- CANFLEX-RU 다발의 임계열유속 향상 및 축방향 출력 분포 영향으로 인해 CCP는 기존 37-핵연료봉다발보다 Uncrept, 3.3% 및 5.1% 압력관 크립에서 약 2%, 6%, 8%(low BP) 및 약 4%, 8%, 14%(high BP) 증가하였고 지지체 높이 증가에 의한 CCP 증가는 약 2% 이상 되는 것으로 평가되었다.

#### 후 기

본 논문은 과학기술부의 원자력 중장기 연구개발 사업의 일환으로 수행되었다.

#### 참고문헌

- [1] W. Inch, H.C. Suk, "Demonstration Irradiation of CANFLEX in Pt. Lepreau", IAEA Technical Committee Meeting on Fuel Cycle Options for LWRs and HWRs, Victoria, Canada, 1998.4
- [2] 석호천, 심기섭, 박주환, 전지수, 정창준, 정장환, "월성로(CANDU 6) 형 CANFLEX-NU 핵연료 설계 보고서", KAERI/TR-1220/99, 1997.7
- [3] H.C. Suk, M.S. Cho, J.S. Jun, S.H. Lee, Y.B. Kim, "Status of the Demonstration Irradiation Program of the New Fuel Bundle CANFLEX-NU in Korea", 7th International CANDU Fuel Conference Proceedings, September 2001
- [4] H.C. Suk, "Current Status and Future Prospect of CANDU Fuel Research and Development in Korea", 7th International CANDU Fuel Conference Proceedings, September 2001
- [5] 전지수, 석호천, 박주환, "크립된 압력관에서 CANFLEX-NU 다발의 Water CHF 시험", 2000 한국원자력학회 춘계학술발표회 논문집, 2000. 5. 26
- [6] 전지수, 석호천, 박주환, "CANFLEX-NU 핵연료다발의 Water CHF 시험 자료 분석", 2000 한국원자력학회 춘계학술발표회 논문집, 2000. 5. 26
- [7] 전지수, 석호천, "CANFLEX 핵연료다발의 지지체 높이가 임계열유속에 미치는 영향", 2001 한국원자력학회 춘계학술발표회 논문집, 2001. 5. 25
- [8] 전지수, 박주환, 민병주, 정창준, 석호천, "CANFLEX-RU(0.9%) 핵연료다발의 예비 열수력 특성 해석", 1998 한국원자력학회 춘계학술발표회 논문집, 1998. 5. 25



표 1. Input Parameters for 37-element Bundle and CANFLEX Fuel Bundle

Item	37-Element Bundle	CANFLEX Fuel Bundle	Comments
Reference PT Inside Diameter (ft)	0.341084	0.341084	Uncrept Hot Condition
Absolute Roughness of Fuel Element (inch)	0.00002	0.00002	Skin Friction
Skin Friction Correction Factor	$1.0667-1.3e-7*Re$	$1.0667-1.3e-7*Re$	Skin Friction
Junction Loss Coefficient	0.76990	0.75550	K-Fuel Model (IK = 0)
Entrance Loss Coefficient to Fuel String	0.38930	0.42150	K-Fuel Model (IK = 0)
Exit Loss Coefficient from Fuel String	0.61130	0.66180	K-Fuel Model (IK = 0)
Spacer Loss Coefficient for Bundle Type	0.11900	0.26680 (Including Button)	K-Fuel Model (IK = 0)
Fuel Bundle Loss Correction due to PT Creep ( $\lambda_k$ )	0.07038	0.07038	K-Fuel Model (IK = 0)
Skin Friction Correction due to PT Creep ( $\lambda_f$ )	0.00578	0.00578	K-Fuel Model (IK = 0)
CHF Option	9	12 (low BP) 13 (high BP)	OSV BLA-CHF Based on SL Data

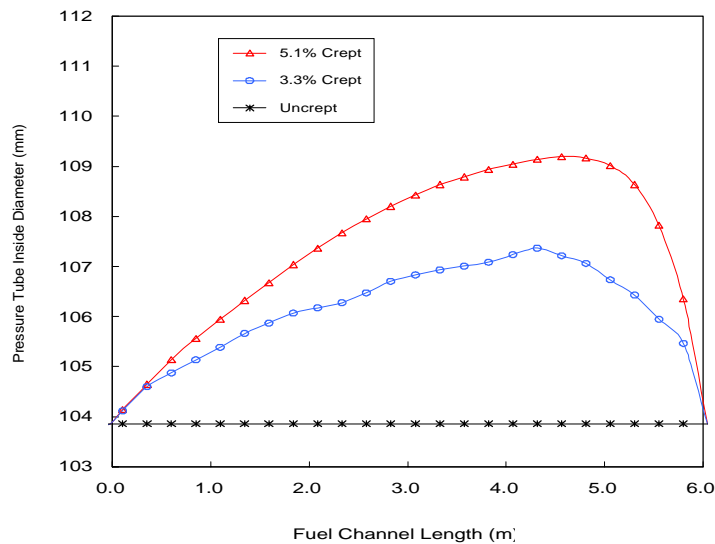
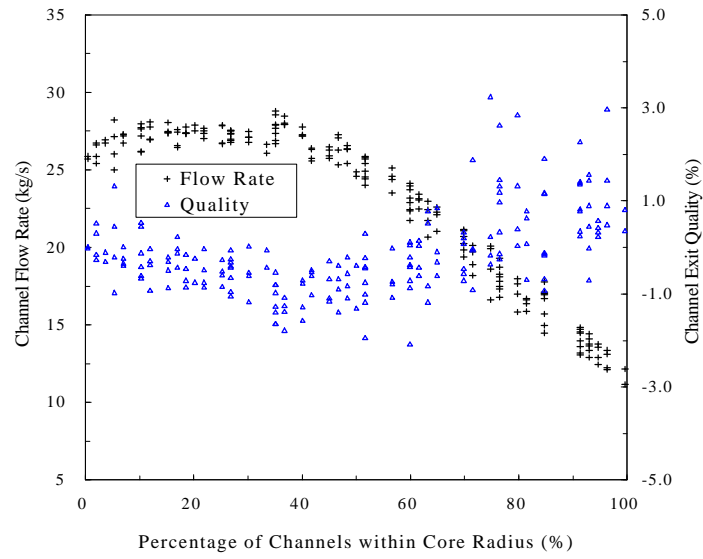
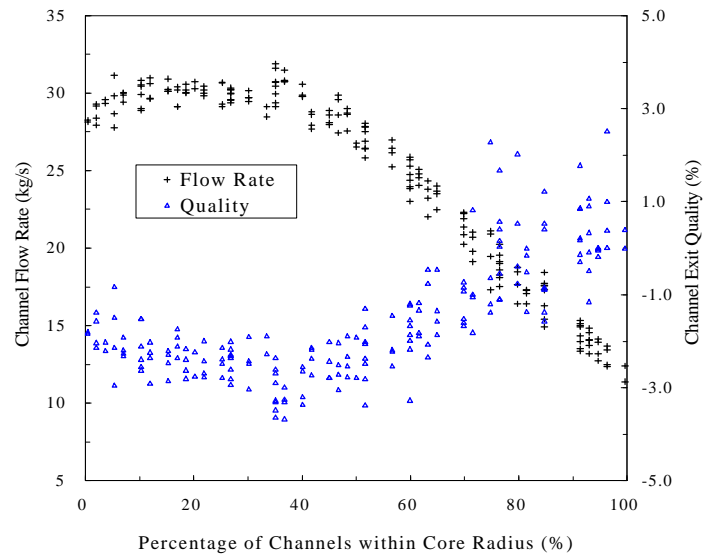


그림 1. PT Creep Profiles on the Water CHF Tests in Stern Laboratories



(a) at Uncrept PT with low BP CANFLEX-RU Bundles



(b) at 3.3% Crept PT with low BP CANFLEX-RU Bundles

그림 2. Channel Flow Rate and Channel Exit Quality Distributions

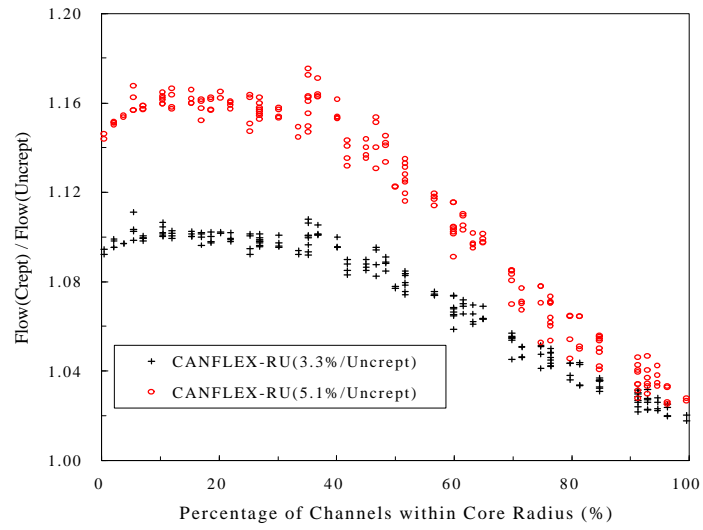


그림 3. The Ratio of Flow Rate in the Crept Tube to Flow Rate in the Uncrept Tube

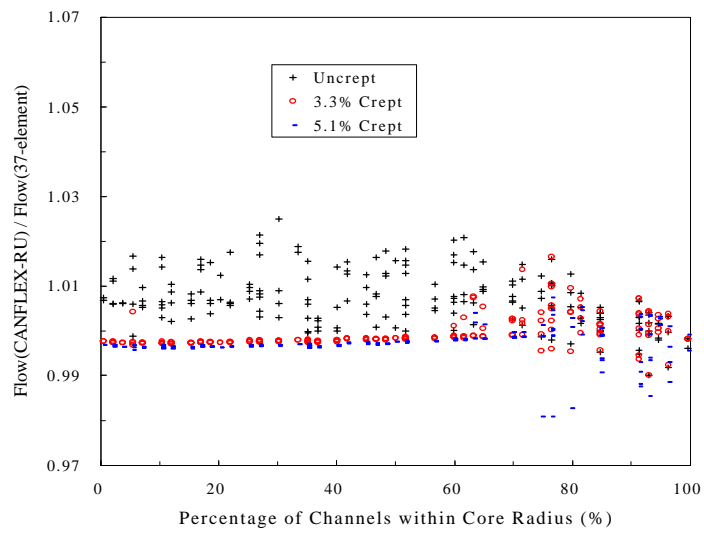
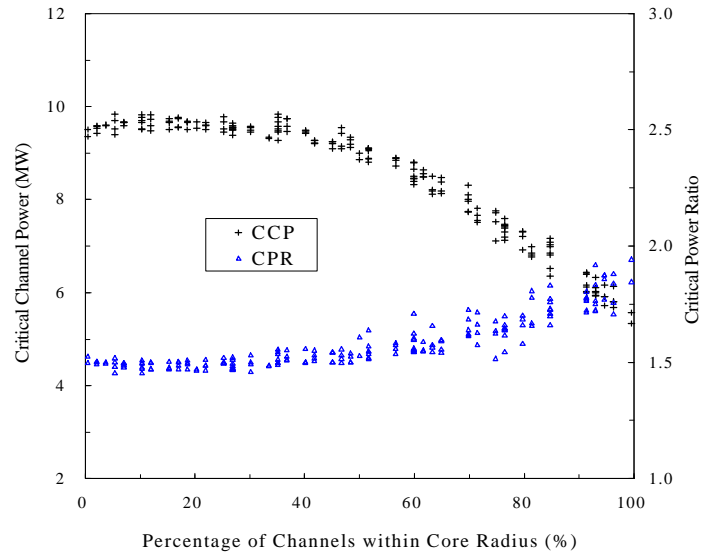
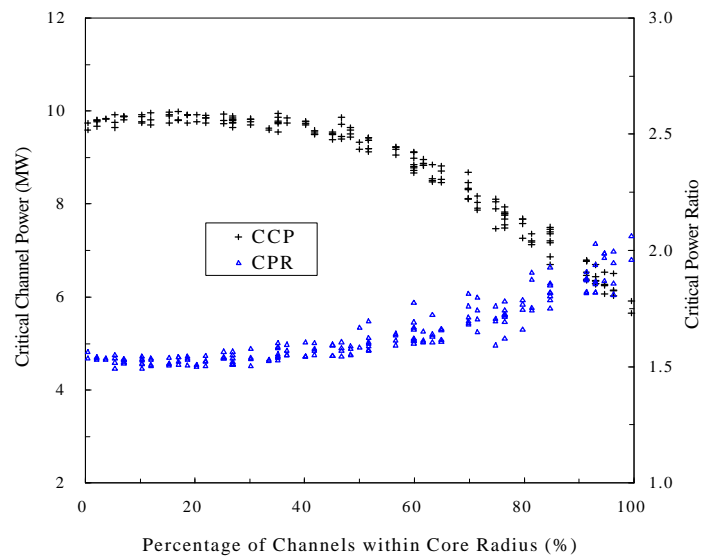


그림 4. The Ratio of Flow Rate for CANFLEX-RU to Flow Rate for the 37-element Bundle



(a) at Uncrept PT with low BP CANFLEX-RU Bundles



(b) at Uncrept PT with high BP BP CANFLEX-RU Bundles

그림 5. CCP and CPR Distributions

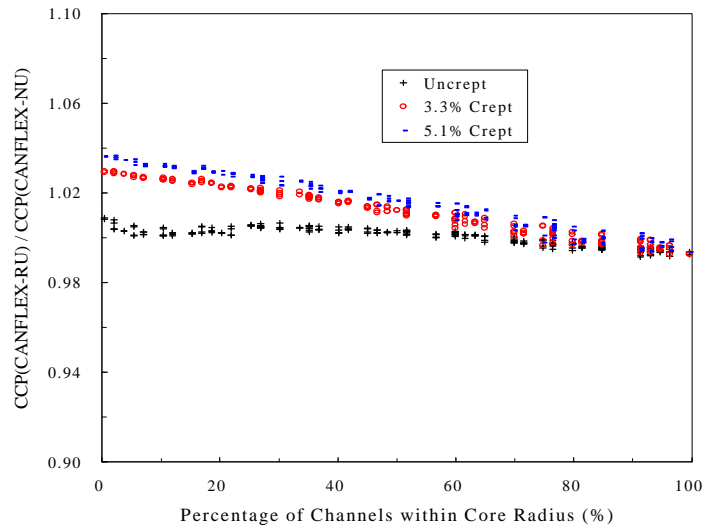


그림 6. The CCP Ratio of CANFLEX-RU Bundle(low BP) Compared to That of the CANFLEX-NU bundle(low BP)

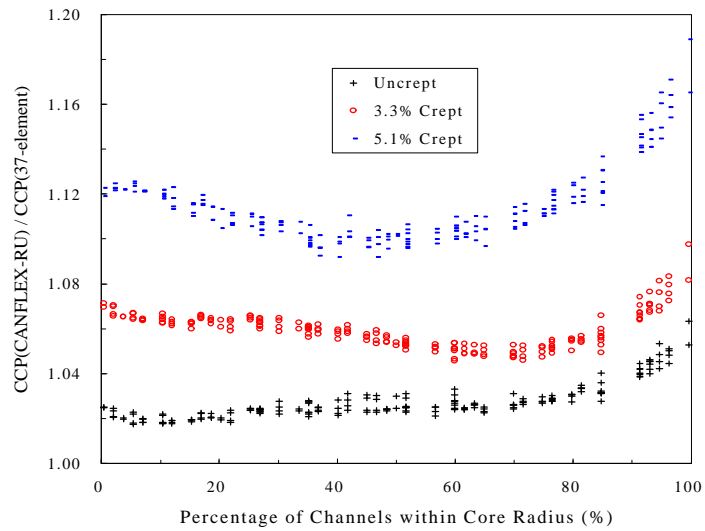


그림 7. The CCP Ratio of CANFLEX-RU Bundle(low BP) Compared to That of the 37-element Bundle

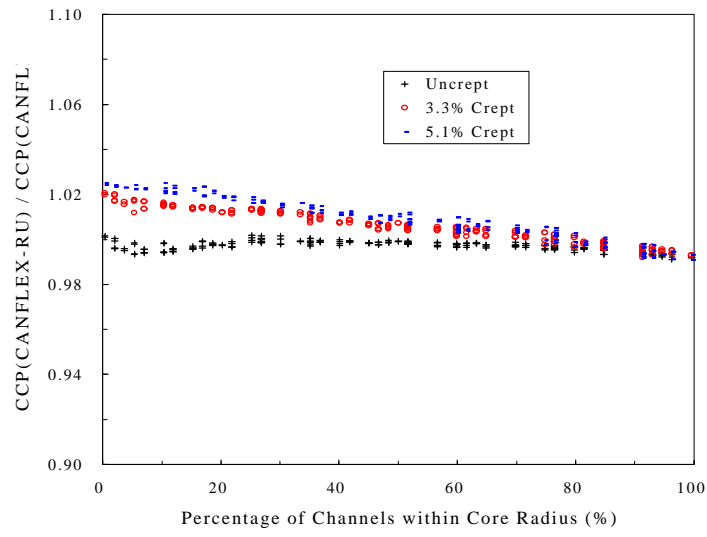


그림 8. The CCP Ratio of CANFLEX-RU Bundle(high BP) Compared to That of the CANFLEX-NU bundle(high BP)

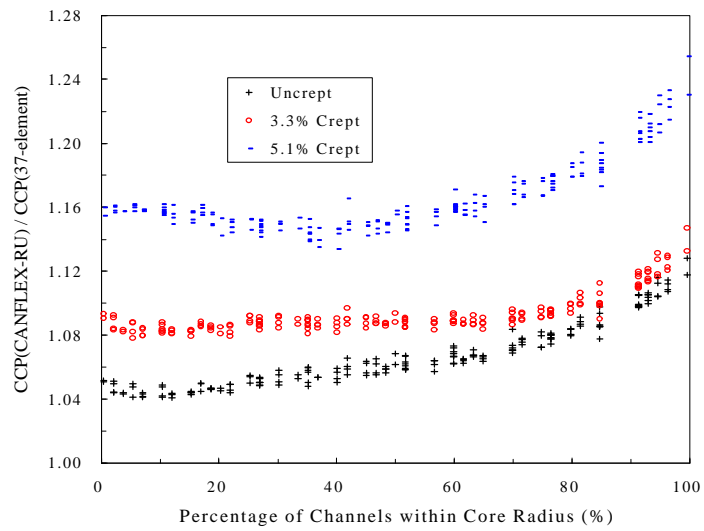


그림 9. The CCP Ratio of CANFLEX-RU Bundle(high BP) Compared to That of the 37-element Bundle

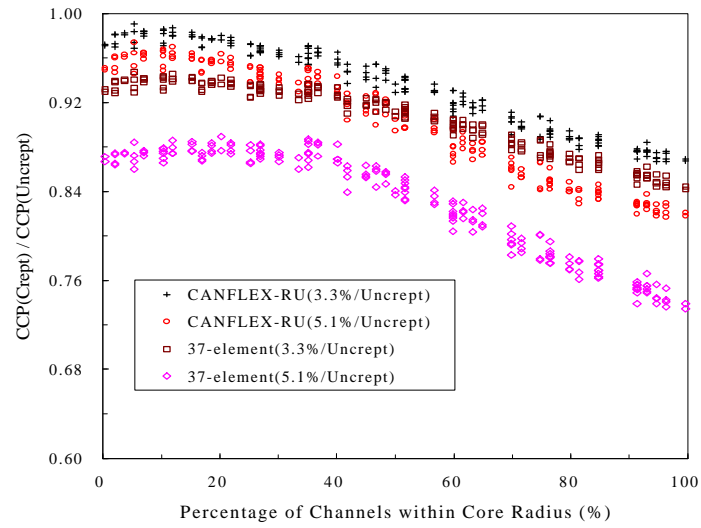


그림 10. The CCP Ratio of the Crept Tube Compared to That of the Uncrept (with low BP CANFLEX-RU Bundle)

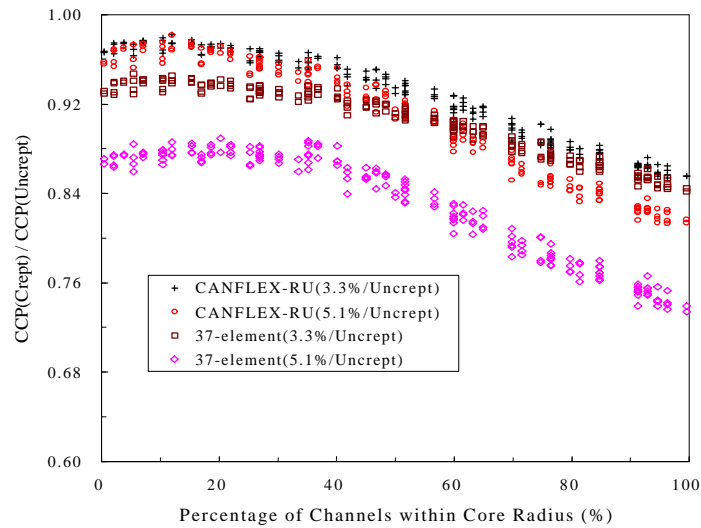


그림 11. The CCP Ratio of the Crept Tube Compared to That of the Uncrept (with high BP CANFLEX-RU Bundle)