

천연우라늄이 장전된 CANFLEX 43봉 핵연료 다발에 대한
방출연소도 평가

Discharge Burnup Evaluation of Natural Uranium Loaded
CANFLEX-43 Fuel Bundle

KAERI

제 출 문

한국원자력연구원장 귀하

본 보고서를 2009년도 “중수로 안전성 최적평가 기반기술 개발” 과제의 기술
보고서로 제출합니다.

2009. 11. 23

주 저 자 : 노 규 홍

공 저 자 : 김 용 희

김 원 영

박 주 환

KAERI

천연우라늄이 장전된 CANFLEX 43봉 핵연료 다발에 대한
방출연소도 평가

요 약 문

천연우라늄이 장전된 표준 37봉 핵연료 다발의 방출연소도 대비 CANFLEX 43봉 핵연료 다발에 대한 방출연소도를 2차원 격자 코드인 WIMS-AECL 코드를 이용하여 평가하였다. 표준 37봉 핵연료 다발의 연소도가 7,200 MWd/MTU일 때, 같은 온도 조건의 CANFLEX 43봉 핵연료 다발의 방출연소도는 7,077 MWd/MTU이었다. 또한, CANFLEX 43 핵연료 다발의 경우 중앙봉과 첫 번째 핵연료 링의 봉 두께가 커지고 봉수가 증가하기 때문에 표준 37봉 핵연료 다발에 비해 상대 선출력이 감소하게 된다. 선출력의 감소에 의해 평균 핵연료 온도가 50℃ 정도 감소하게 되는데 이에 따른 방출연소도는 7,114 MWd/MTU이었다.

The logo of KAERI (Korea Atomic Energy Research Institute) is centered on the page. It features a stylized atomic symbol with three orbiting spheres and the word "KAERI" in a bold, sans-serif font below it.

KAERI

Discharge Burnup Evaluation of Natural Uranium Loaded CANFLEX-43 Fuel Bundle

SUMMARY

Using WIMS-AECL code, which is 2-dimensional lattice core used in CANDU physics calculation, the discharge burnup of the natural uranium loaded CANFLEX-43 fuel bundle was evaluated by comparing the discharge burnup of standard 37 element fuel bundle. When the discharge burnup of the standard 37 element fuel bundle is 7,200 MWd/MTU, that of the CANFLEX 43 fuel bundle was evaluated as 7,077 MWd/MTU, by considering the same lattice conditions for both fuel bundles. In addition, compared to the relative pin power density of standard 37 element fuel bundle, that of the CANFLEX 43 fuel bundle is reduced because of the larger diameter of the central and inner fuel ring and the large number of fuel elements of the CANFLEX 43 fuel bundle. Due to the reduced pin power density, the average fuel temperature of the CANFLEX 43 element fuel bundle is lowered by $\sim 50^{\circ}\text{C}$ and the discharge burnup of the CANFLEX 43 element fuel bundle is estimated to 7,114 MWd/MTU, accordingly.

A large, light gray watermark of the KAERI logo is centered on the page. The logo consists of the word "KAERI" in a bold, sans-serif font, with a stylized graphic of a curved line and two dots above it, resembling a nuclear symbol or a stylized 'K'.

목 차

요약문 2

SUMMARY 3

목차 4

표 목차 5

그림 목차 6

1. 서론 7

2. 계산방법 8

2.1. 전산코드 8

2.2. 핵연료 다발 모델 8

2.3. 선형반응도 모델 9

2.4. 계산 결과 및 토론 10

3. 결론 12

참고문헌 23

부록 A 24

부록 B 31

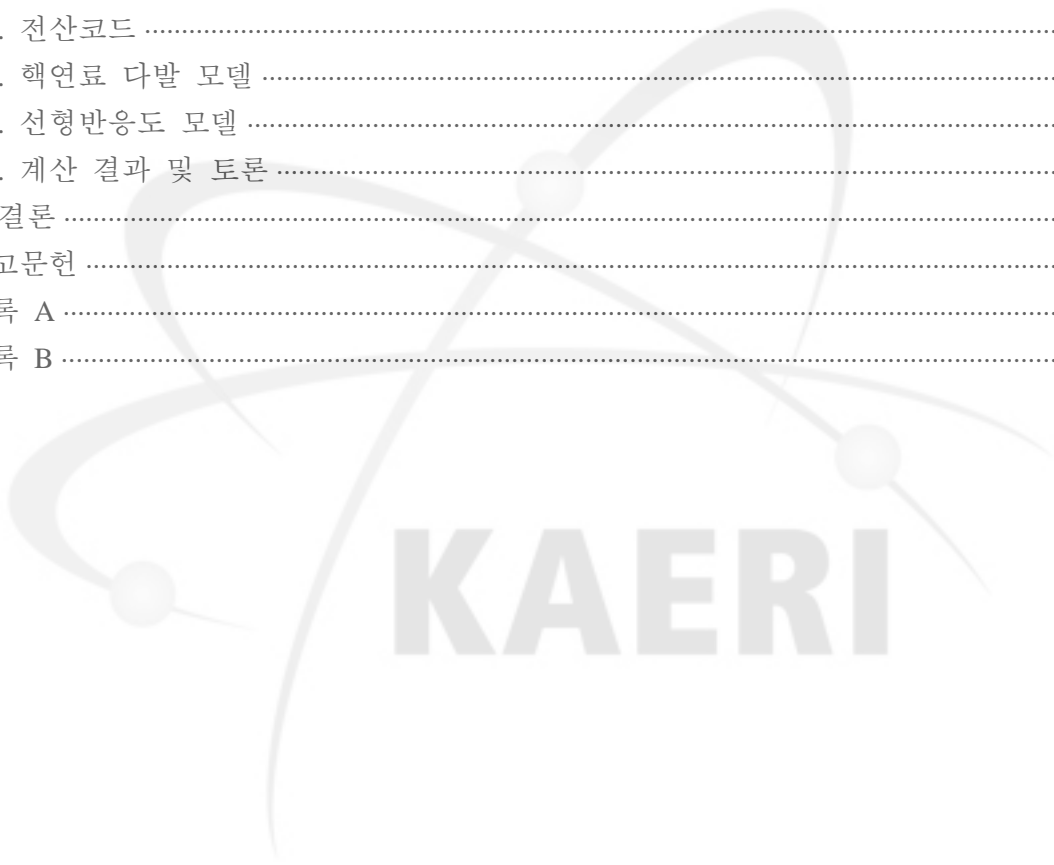


표 목 차

표 1. 표준 37봉과 CANFLEX 43봉 핵연료 다발 사양비교 13

표 2. 핵연료 다발 각 구성물질의 조성 14

표 3. 표준 37봉 핵연료 다발 임계도 계산 결과 15

표 4. CANFLEX 43봉 핵연료 다발 임계도 계산 결과 16

표 5. 표준 37봉 핵연료 다발과 동일한 냉각재 무게를 사용한 경우 CANFLEX
43봉 핵연료 다발 임계도 계산 결과 17

표 6. 표준 37봉 핵연료 다발과 동일한 비출력을 사용한 경우 CANFLEX 43봉
핵연료 다발 임계도 계산 결과 18

표 7. 표준 37봉 핵연료 다발과 동일한 냉각재 무게와 비출력을 사용한 경우
CANFLEX 43봉 핵연료 다발 임계도 계산 결과 19

표 8. 핵연료 온도를 감소시킨 경우 CANFLEX 43봉 핵연료 다발 임계도 계산
결과 20

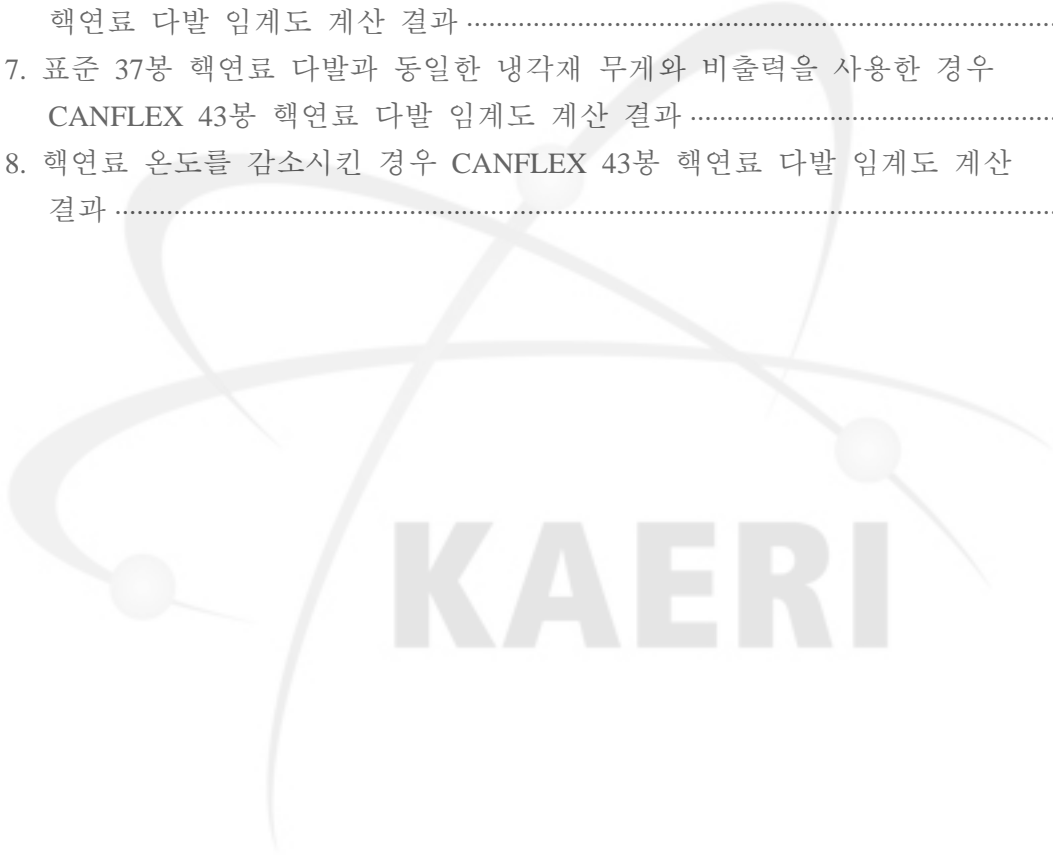


그림 목 차

그림 1. 표준 37봉 핵연료 다발 21
그림 2. CANFLEX 43봉 핵연료 다발 22



1. 서 론

핵연료의 연소도는 단위중량당 발생한 에너지 (MWd/MTU)로 정의 되며, 방출연소도는 핵연료가 원자로내에 장전되어 있는 동안 발생시키는 총 에너지를 나타낸다. 방출연소도는 노심의 특성을 결정할 뿐만 아니라 핵연료의 경제성을 평가하는 중요한 인자중 하나로서 정확한 평가가 필요하다.

현재 CANDU 원자로에 사용되는 핵연료는 그림 1에 보이는 바와 같이, 천연우라늄이 장전된 표준 37봉 핵연료 다발이며, 방출연소도는 약 7,200 MWd/MTU이다. 한국 원자력연구원은 캐나다 AECL사와 공동으로 기존 연료의 단점을 보완하고 노심의 운전여유도를 향상시키기 위해서 그림 2에서 보는 바와 같이 소위 CANFLEX라는 개량형 CANDU 연료다발을 개발하였다. CANFLEX 개발 초기 WIMSD-4[1]를 이용한 천연우라늄이 장전된 CANFLEX 연료에 대한 연소도 평가에 따르면 두 연료의 방출연소도는 거의 동일한 것으로 보고되었다.[2] 한편, POWDERPUFS-V 코드[3]와 RFSP 코드[4]를 이용한 3차원 시간평균 계산에 따르면 CANFLEX 연료의 방출연소도가 약 2.3% 정도 낮은 것으로 평가된다. CANFLEX 연료에 대한 기존 방출연소도 평가는 모두 오래전에 개발된 전산코드에 기초한 것으로서 최신의 전산코드를 활용한 정확한 평가가 필요한 상황이다.

본 보고서에서는 표준 37봉 핵연료 다발의 방출연소도인 7,200 MWd/MTU를 기준으로 하여, 개량 중수로 핵연료, 즉 천연우라늄이 장전된 CANFLEX 43봉 핵연료 다발에 대한 방출연소도를 평가한다. 원칙적으로 방출연소도는 3차원 노심계산을 통하여 계산되어야 하나, CANDU 노심의 경우 선형반응도모델[6]을 이용하면 2차원 격자 계산을 통해서도 비교적 정확한 계산이 가능하다. 여기서는 CANDU 원자로 노심해석의 표준 격자코드인 WIMS-AECL 2-5d 코드[7]를 사용한 2차원 격자계산을 통하여 두 핵연료의 방출연소도를 평가하였다. CANFLEX 핵연료는 핵연료의 평균 온도를 약 50℃ 정도 감소시키는 것으로 알려져 있다.[8] 본 고찰에서는 CANFLEX 연료에 의한 핵연료 온도의 저감이 방출연소도에 미치는 영향을 아울러 분석하였다.

2. 계산 방법

2.1 전산 코드

2차원 핵연료 다발에 대한 임계도 계산에는 CANDU 원자로 노심해석의 표준 격자 코드인 WIMS-AECL 2-5d를 사용하였다. 핵자료 단면적은 ENDF/B-VI를 기본으로한 89군 중성자 라이브러리를 사용하였으며, 충돌확률 수송방법을 이용하여 계산을 수행하였다.

2.2 핵연료 다발 모델

표 1에 표준 37봉 핵연료 다발과 CANFLEX 43봉 핵연료 다발의 상세사양을 비교하였다. 표준 37봉 과 CANFLEX 43봉 핵연료 다발은 핵연료 봉의 개수와 반경뿐만 아니라 Bearing Pad의 수, Spacer Pad의 수도 다르다. 각 다발의 끝부분에는 End Plug 와 End Plate가 존재한다. 또한 CANFLEX 43봉 핵연료 다발에는 224개의 Button이 추가로 달려있다. 이러한 모든 구조물을 2차원 전산코드에서 모사한다는 것은 불가능하다. 따라서, 표준 37봉 과 CANFLEX 43봉 핵연료 다발에 대한 총 Zircaloy-4의 무게를 이용하여 피복관의 두께를 조절하여 구조물의 영향을 고려하였으며 핵연료 다발의 양 끝단에 존재하는 End Plate 와 End Cap등은 따로 모사하지 않았다.

피복관의 밀도는 6.52 g/cm^3 이므로, 다발길이가 495.3 mm 이고 Zircaloy-4의 무게가 2.206 kg 인 표준 37봉 핵연료 다발의 피복관 두께 증가분은 다음과 같은 식으로 구한다.

$$\pi \times [(0.65 + \alpha)^2 - 0.61^2] \times 37 \times 49.53 = 338.3435583 \quad (1)$$

위 식으로부터 피복관 두께 증가분 α 는 0.006405 cm 이다. 따라서 보정된 표준 37봉 핵연료 다발의 피복관 두께는 0.046405 cm 이다. CANFLEX 43봉 핵연료 다발의 길이는 표준 37봉 핵연료 다발과 동일한 495.3 mm 이고 Zircaloy-4의 무게가 2.1 kg 이다. CANFLEX 43봉 핵연료 다발은 안쪽 두 개링과 바깥쪽 두 개링의 피복관의 두께와 반경이 다르지만 피복관 두께 증가분 α 는 모든 피복관에 대해 일정하다고 가정하여 다음과 같은 식으로 구한다.

$$\pi \times \{ [(0.5695 + \alpha)^2 - 0.5365^2] \times 35 + [(0.6695 + \alpha)^2 - 0.6335^2] \times 8 \} \times 49.53 = 322.0858896$$

(2)

위 식으로부터 피복관 두께 증가분 α 는 0.0081923 cm이다. 따라서 보정된 CANFLEX 핵연료 다발의 피복관 두께는 안쪽 두 개 환과 바깥쪽 두 개 환에 대해서 각각 0.0411923 cm 와 0.0441923 cm 이다.

표 2에는 각 구성물질에 대한 조성을 나타내었다. 핵연료 밀도는 표준 37봉 핵연료 다발과 CANFLEX 43봉 핵연료 다발에 대하여 통상적으로 사용되는 핵연료 밀도 10.4919g/cm³을 동일하게 적용하였다. 표준 37봉 핵연료 다발에 대하여 비출력 (specific power)은 33.4902 W/g 이며, CANFLEX 43봉 핵연료 다발의 경우 다발당 장전되는 핵연료 양을 고려하여 34.3683 W/g을 사용하였다. 표준 37봉 핵연료 다발 및 CANFLEX 43봉 핵연료 다발에 대하여 온도 조건은 통상적으로 사용되는 핵연료 960K, 피복관, 냉각재 및 압력관 560K, 칼란드리아관과 감속재는 342K를 사용하였으며, 냉각재에 대한 중수의 순도는 99.1 wt%이고 감속재에 대한 중수의 순도는 99.8 atom% 이다.

2.3 선형반응도 모델

반응도는 원자로가 임계상태로부터 이탈된 정도를 표시하는 척도로서 다음의 식으로 표시된다.

$$\rho = \frac{k-1}{k} \quad (3)$$

여기서 k 는 유효증배계수이다. 반응도가 양인 경우는 원자로가 임계초과 상태에 있음을 의미하고 반응도가 음인 경우는 원자로가 미임계 상태에 있음을 의미한다. 핵연료가 원자로에 장전되면 반응도가 양의 값을 갖으며 연소가 진행됨에 따라 반응도는 감소하여 원자로에서 방출될 때에는 반응도가 음의 값을 갖는다. CANDU 원자로는 매일 핵연료 다발을 교체하여 장전하게 됨으로 선형반응도모델에 따르면 방출연소도는 다음과 같은 식에서 얻을 수 있다.

$$\int_0^B \rho(B) dB = 0 \quad (4)$$

즉, 반응도에 대한 적분값을 0으로 하는 연소도 B 가 방출연소도이다.

핵연료 다발 한 개에 대한 2차원 격자계산을 통한 무한증배계수를 이용하여 반응도를 수행함으로써 원자로내의 각종 구조물에 의한 중성자 흡수 및 원자로 밖으로 누출

되는 중성자를 고려하는 손실반응도(ρ_{loss} , ρ_{ex})를 고려하여야한다. 이러한 반응도 값은 천연우라늄이 장전된 표준 37봉 핵연료 다발의 방출연소도가 7,200 MWd/MTU 라고 가정하면, 다음과 같은 식을 이용하여 결정될 수 있다.

$$\int_0^{7200} (\rho(B) - \rho_{ex}) dB = 0 \quad (5)$$

CANFLEX 43봉 핵연료 다발이 장전된 노심은 핵연료를 제외하고 모든 구조가 동일하다. 또한 CANFLEX 43봉 핵연료 다발이 장전된 노심의 출력분포 및 중성자스펙트럼도 기존 연료가 장전된 노심과 매우 유사하기 때문에 표준연료에 대하여 결정된 노내 흡수체 및 중성자 누설에 따른 손실반응도는 CANFLEX 43봉 핵연료 다발이 장전된 노심에서도 동일하게 사용될 수 있다.

2.4 계산 결과 및 토론

천연우라늄이 장전된 표준 37봉 핵연료 다발과 CANFLEX 43봉 핵연료 다발에 대하여 WIMS-AECL 코드를 이용하여 임계도 계산을 수행하였다. 표 3에 표준 37봉 핵연료 다발에 대한 WIMS-AECL 코드를 이용한 임계도 계산 결과를 나타내었으며, 부록 A에 WIMS-AECL 코드 입력문을 나타내었다. 식 (5)를 이용하여 방출연소도 7,200 MWd/MTU 까지 적분한 반응도를 0으로 만드는 손실반응도 ρ_{ex} 값은 45.018 mk이며, 이에 상응하는 무한증배계수는 1.04714이다.

CANFLEX 43봉 핵연료 다발에 대한 임계도 계산 결과는 표 4에 나타내었으며, 임계계산에 사용된 WIMS-AECL 입력문은 부록 B에 나타내었다. 식 (4)에서 표준 37봉 핵연료 다발에서 계산된 손실반응도 ρ_{ex} 값을 뺀 반응도의 적분값을 0으로 하는 연소도 즉 방출연소도는 7,077 MWd/tU 이다. 이는 표준 37봉 핵연료 다발의 연소도에 비하여 약 1.7% 정도 감소한 값이며, 기존에 계산된 POWDERPUFS-V 코드와 RFSP 코드를 이용한 3차원 노심계산 결과인 2.3% 감소와 유사한 값이다.

CANFLEX 43봉 핵연료 다발의 방출연소도가 표준 37봉 핵연료 다발에 비해 구조물질로 사용되는 총 Zircaloy-4의 양이 적음에도 불구하고 낮은 연소도를 보이는 이유는 CANFLEX 43봉 핵연료 다발의 냉각재가 표준 37봉에 비해 약 5.2% 많기 때문으로 예상된다. CANFLEX 43봉 냉각재의 무게를 표준 37봉 핵연료 다발과 동일하게 하기 위해 냉각재의 밀도를 감소시켜 임계도 계산한 결과를 표 5에 나타내었으며, 계산된 방출연소도는 7,174 MWd/tU 이었다. 냉각재 밀도를 감소시킨 결과 CANFLEX 43봉 핵연료 다발의 방출연소도는 표준 37봉과 약 0.4% 정도 작게 나타났다. 따라서 CANFLEX 43봉 핵연료 다발의 방출연소도 감소는 증가된 냉각재의

영향이 크게 작용하고 있음을 알 수 있다.

또한 앞에서 언급한 바와 같이 CANFLEX 43봉 핵연료 다발의 경우 핵연료 다발 한 개당 장전되는 핵연료 양이 작기 때문에 높은 비출력을 이용하여 연소도 계산을 수행한다. 비출력이 증가하게 되면 중성자속이 증가하게 되고 이에 따라 Xenon 핵종의 생성량이 증가하게 되어 반응도가 감소하게 된다. 이러한 비출력 영향을 평가하기 위하여 CANFLEX 43봉 핵연료 다발에 대한 비출력을 표준 핵연료 37봉과 동일한 33.4902 W/g을 사용하여 방출연소도를 평가하였다. 임계도 계산 결과는 표 6에 나타냈었으며, 계산된 방출연소도는 7,104 MWd/MTU 이었다. 이는 CANFLEX 43봉 핵연료 다발에 대하여 34.3638 W/g의 비출력을 적용할 때에 비해 방출연소도가 0.38% 증가하였으며, 비출력의 증가 또한 CANFLEX 43봉 핵연료 다발의 방출연소도 감소에 영향을 주고 있음을 알 수 있다.

이에 따라 CANFLEX 43봉 핵연료 다발에 대하여 냉각재 무게와 비출력을 표준 37봉 핵연료 다발과 동일하게 하여 방출연소도를 평가하여 보았다. 임계도 계산 결과는 표 7에 나타내었으며, 계산된 방출연소도는 표준 37봉 핵연료 다발과 동일한 7,200 MWd/MTU 이었다. 따라서 CANFLEX 43봉 핵연료 다발이 표준 37봉 핵연료 다발에 비해 방출연소도가 감소하는 원인은 냉각재 무게의 증가와 핵연료 장전량 감소로 인한 비출력의 증가임을 알 수 있다. 아울러 CANFLEX 43봉 핵연료 다발의 경우 핵연료 봉 수 증가에 따른 핵연료 자기차폐 효과는 크지 않은 것으로 판단되었다.

CANFLEX 43봉 핵연료 다발은 표준 37봉 핵연료 다발에 비해 상대 선출력이 감소하기 때문에 핵연료 온도가 약 50℃ 정도 감소하는 것으로 평가되었다. 핵연료 온도 감소의 방출연소도에 대한 영향을 평가하기 위해 임계도 계산을 수행하여 표 8에 나타내었다. 핵연료 온도 감소에 따른 방출연소도는 7,114 MWd/tU로 나타났으며, 표준 37봉 핵연료 다발에 대한 방출연소도 대비 1.2% 감소이며 핵연료 온도 감소를 고려하지 않은 CANFLEX 43봉 핵연료 다발에 비해 0.5% 증가한 값이다. 이는 핵연료 온도 감소에 따라 U-238의 공명흡수가 감소하여 반응도가 증가하기 때문이다.

3. 결 론

천연우라늄이 충전된 표준 37봉 핵연료 다발의 방출연소도 대비 CANFLEX 43봉 핵연료 다발에 대한 방출연소도를 2차원 격자 코드인 WIMS-AECL 코드를 이용하여 평가하였다. 표준 37봉 핵연료 다발의 연소도가 7,200 MWd/MTU일 때, 같은 온도 조건의 CANFLEX 43봉 핵연료 다발의 방출연소도는 7,077 MWd/MTU이었다. 표준 37봉 핵연료 다발에 비해 CANFLEX 43봉 핵연료 다발의 방출연소도가 감소하는 이유는 냉각재 무게의 증가와 핵연료 장전량 감소에 따른 비출력의 증가 때문이며, 표준 37봉 핵연료 다발과 냉각재 무게를 동일하게 한 경우 방출연소도는 7,174 MWd/MTU이었고, 비출력을 동일하게 한 경우 방출연소도는 7,104MTU 이었으며, 표준 37봉 핵연료 다발과 냉각재 무게와 비출력을 동일하게 한 경우 방출연소도는 표준 37봉 핵연료 다발의 방출연소도와 동일한 7,200 MWd/MTU 이었다. 또한 CANFLEX 43봉 핵연료 다발의 경우 표준 37봉 핵연료 다발에 비해 상대 선출력이 감소하여 핵연료 온도가 약 50℃ 정도 감소하게 되는데 이에 따른 방출연소도는 7,114 MWd/MTU이었다.

The logo for KAERI (Korea Atomic Energy Research Institute) is centered on the page. It features the word "KAERI" in a bold, sans-serif font. Above the text is a stylized graphic consisting of several curved lines and dots, resembling a molecular structure or a network diagram.

표 1. 표준 37 봉과 CANFLEX 43봉 핵연료 다발 사양비교

Parts	Characteristics	Dimension		
		Standard 37	CANFLEX	
UO2 Pellets	Pellet Diameter	12.2 mm	10.73 mm (outer) 12.67 mm (inner)	
Fuel Rod	Fuel Stack Length	482.0 mm	480.5 mm (outer) 482.3 mm (inner)	
	Cladding Thickness	0.40 mm	0.33 mm (outer) 0.36 mm (inner)	
Bundle	Bundle Length	495.3 mm	495.3 mm	
	Bundle Diameter	103 mm	102.5 mm	
	Bundle Weight	UO2	23.9 kg	23.2 kg
		U	21.782 kg	20.9 kg
		Zircaloy-4	19.1 kg	18.5 kg
			2.206 kg	2.1 kg
	Number of Fuel Rod	37	43 outer(35)/inner(8)	
	Number of End Support	2	2	
	Number of Bearing Pad	54	63	
Number of Spacer Pad	192	224		
Button	-	224		



표 2. 핵연료 다발 각 구성물질의 조성

Components	Density (g/cm ³)	Composition (wt%)	
Fuel	10.4919	O16=13.44251 U235=0.710971	U234=.005408 U238=99.28362
Clad	6.520	ZR90CL=49.784791791 ZR92CL=16.963765014 ZR96CL=2.8901629281 FE56=0.192927 FE58=0.000610008 CR52=0.0837 CR54=0.0024534 NI60=0.00196308 B10=.00005962	ZR91CL=10.977651153 ZR94CL=17.565616383 FE54=0.01196748 FE57=0.00449631 CR50=0.0041737 CR53=0.0096726 NI58=0.00496391 NI64=7.301e-05
Coolant	0.807859	DD2O=19.94100117 O16=79.95820902	H1H2O=0.10078981
Pressure Tube	6.515	NB93=2.58 FE56=0.042976786 FE58=0.000135886544 CR52=0.006769656 CR54=0.000198430992 NI60=0.00098154 B10=0.00002431 ZR91PT=10.880521806 ZR94PT=17.410197266	FE54=0.00266589864 FE57=0.00100160658 CR50=0.000337568856 CR53=0.000782319888 NI58=0.002481955 NI64=3.6505e-05 ZR90PT=49.344300082 ZR92PT=16.813671028 ZR96PT=2.8645910062
CO2	0.00118	C=27.11	O16=72.89
Calandria Tube	6.544	FE54=0.00769338 FE57=0.002890485 NI58=0.03900215 NI64=0.00057365 CR52=0.0837 CR54=0.0024534 ZR91CT=10.980670023 ZR94CT=17.570446953 B10=0.00005962	FE56=0.1240245 FE58=0.000392148 NI60=0.0154242 CR50=0.0041737 CR53=0.0096726 ZR90CT=49.798482681 ZR92CT=16.968430074 ZR96CT=2.8909577271
Moderator	1.085089	DD2O=20.09194480 O16=79.89123740	H1H2O=0.01681780

표3. 표준 37봉 핵연료 다발 임계도 계산 결과

연소도 (MWd/tU)	무한증배계수
0.000	1.11890
3.348	1.11276
10.043	1.10077
16.738	1.09326
33.467	1.08422
66.914	1.07861
100.385	1.07623
167.378	1.07387
234.451	1.07325
335.228	1.07385
503.642	1.07595
672.003	1.07783
840.262	1.07909
1008.401	1.07972
1176.449	1.07981
1344.407	1.07947
1512.299	1.07873
1680.131	1.07767
1847.885	1.07636
2015.592	1.07482
2351.264	1.07114
2686.625	1.06693
3021.734	1.06229
3356.641	1.05733
3691.347	1.05215
4025.910	1.04677
4360.305	1.04126
4694.583	1.03566
5028.806	1.02999
5362.895	1.02429
5696.985	1.01866
6031.013	1.01295
6364.930	1.00729
6699.002	1.00180
7033.021	0.99624
7366.963	0.99068
7700.983	0.98521
8034.901	0.97990
8368.823	0.97463
8702.720	0.96949
9036.651	0.96443
9370.704	0.95950
9704.651	0.95477

표4. CANFLEX 43봉 핵연료 다발 임계도 계산 결과

연소도 (MWd/tU)	무한증배계수
0.000	1.11890
3.436	1.11269
10.306	1.10069
17.177	1.09317
34.344	1.08409
68.666	1.07841
103.014	1.07601
171.760	1.07361
240.590	1.07298
344.009	1.07358
516.839	1.07568
689.614	1.07752
862.271	1.07873
1034.808	1.07929
1207.254	1.07930
1379.603	1.07884
1551.885	1.07798
1724.096	1.07682
1896.243	1.07537
2068.342	1.07369
2412.731	1.06973
2756.808	1.06522
3100.625	1.06035
3444.215	1.05513
3787.622	1.04967
4130.893	1.04404
4473.967	1.03828
4816.967	1.03243
5159.905	1.02652
5502.789	1.02058
5845.579	1.01476
6188.279	1.00892
6530.869	1.00310
6873.651	0.99742
7216.308	0.99165
7558.929	0.98595
7901.557	0.98032
8244.166	0.97483
8586.836	0.96942
8929.463	0.96415
9272.120	0.95899
9614.894	0.95388
9957.630	0.94912

표5. 표준 37봉 핵연료 다발과 동일한 냉각재 무게를 사용한 경우 CANFLEX
43봉 핵연료 다발 임계도 계산 결과

연소도 (MWd/tU)	무한증배계수
0.000	1.12001
3.436	1.11379
10.306	1.10177
17.177	1.09425
34.344	1.08513
68.666	1.07947
103.013	1.07709
171.759	1.07465
240.588	1.07400
344.003	1.07458
516.821	1.07664
689.591	1.07846
862.253	1.07964
1034.790	1.08018
1207.229	1.08017
1379.578	1.07970
1551.852	1.07884
1724.053	1.07766
1896.199	1.07620
2068.285	1.07452
2412.660	1.07057
2756.723	1.06607
3100.517	1.06116
3444.090	1.05592
3787.463	1.05045
4130.712	1.04481
4473.818	1.03903
4816.735	1.03317
5159.662	1.02725
5502.405	1.02131
5845.095	1.01538
6187.803	1.00945
6530.435	1.00359
6873.030	0.99777
7215.746	0.99199
7558.506	0.98628
7901.184	0.98069
8243.796	0.97531
8586.540	0.96992
8929.177	0.96468
9271.845	0.95951
9614.554	0.95455
9957.185	0.94969

표6. 표준 37봉 핵연료 다발과 동일한 비출력을 사용한 경우 CANFLEX 43봉 핵연료 다발 임계도 계산 결과

연소도 (MWd/tU)	무한증배계수
0.000	1.11887
3.348	1.11274
10.043	1.10075
16.738	1.09326
33.467	1.08418
66.913	1.07860
100.384	1.07623
167.373	1.07383
234.443	1.07319
335.212	1.07376
503.605	1.07581
671.948	1.07767
840.182	1.07888
1008.314	1.07949
1176.341	1.07958
1344.289	1.07920
1512.175	1.07842
1679.991	1.07735
1847.739	1.07600
2015.434	1.07443
2351.056	1.07067
2686.378	1.06638
3021.452	1.06167
3356.318	1.05664
3690.989	1.05136
4025.510	1.04590
4359.864	1.04031
4694.140	1.03462
5028.319	1.02888
5362.451	1.02309
5696.514	1.01730
6030.511	1.01151
6364.373	1.00576
6698.226	1.00005
7032.163	0.99438
7366.240	0.98884
7700.149	0.98334
8033.980	0.97794
8367.940	0.97262
8701.882	0.96743
9035.862	0.96235
9369.863	0.95736
9703.814	0.95250

표7. 표준 37봉 핵연료 다발과 동일한 냉각재 무게와 비출력을 사용한 경우
CANFLEX 43봉 핵연료 다발 임계도 계산 결과

연소도 (MWd/tU)	무한증배계수
0.000	1.12001
3.348	1.11387
10.043	1.10186
16.738	1.09436
33.467	1.08524
66.913	1.07990
100.383	1.07731
167.372	1.07490
234.441	1.07424
335.208	1.07479
503.592	1.07682
671.931	1.07865
840.171	1.07985
1008.290	1.08045
1176.319	1.08051
1344.271	1.08011
1512.145	1.07934
1679.962	1.07824
1847.717	1.07689
2015.415	1.07530
2351.026	1.07155
2686.341	1.06725
3021.403	1.06254
3356.253	1.05750
3690.912	1.05222
4025.453	1.04676
4359.841	1.04117
4694.116	1.03548
5028.211	1.02972
5362.332	1.02393
5696.335	1.01817
6030.251	1.01239
6364.307	1.00666
6698.258	1.00095
7032.203	0.99527
7366.078	0.98968
7700.015	0.98419
8033.880	0.97882
8367.805	0.97348
8701.728	0.96825
9035.623	0.96313
9369.669	0.95812
9703.648	0.95323

표8. 핵연료 온도를 감소시킨 경우 CANFLEX 43봉 핵연료 다발 임계도 계산 결과

연소도 (MWd/tU)	무한증배계수
0.000	1.11957
3.436	1.11336
10.306	1.10134
17.177	1.09383
34.344	1.08473
68.665	1.07906
103.013	1.07662
171.756	1.07421
240.583	1.07355
343.994	1.07411
516.802	1.07614
689.558	1.07795
862.197	1.07913
1034.733	1.07966
1207.170	1.07965
1379.516	1.07917
1551.778	1.07832
1723.987	1.07714
1896.134	1.07568
2068.216	1.07401
2412.590	1.07006
2756.644	1.06560
3100.444	1.06061
3444.017	1.05542
3787.406	1.05001
4130.618	1.04437
4473.739	1.03860
4816.761	1.03273
5159.639	1.02682
5502.482	1.02090
5845.287	1.01494
6187.963	1.00902
6530.592	1.00317
6873.206	0.99735
7215.813	0.99161
7558.494	0.98598
7901.161	0.98058
8243.799	0.97505
8586.417	0.96967
8929.121	0.96438
9271.807	0.95924
9614.475	0.95424
9957.306	0.94939

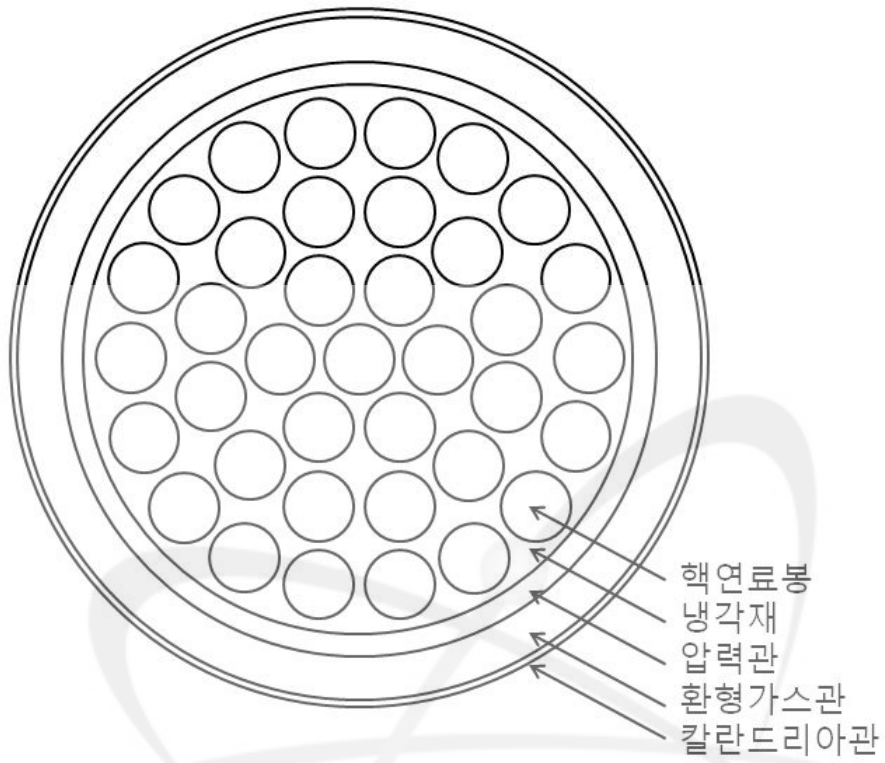


그림 1. 표준 37봉 핵연료다발

KAERI

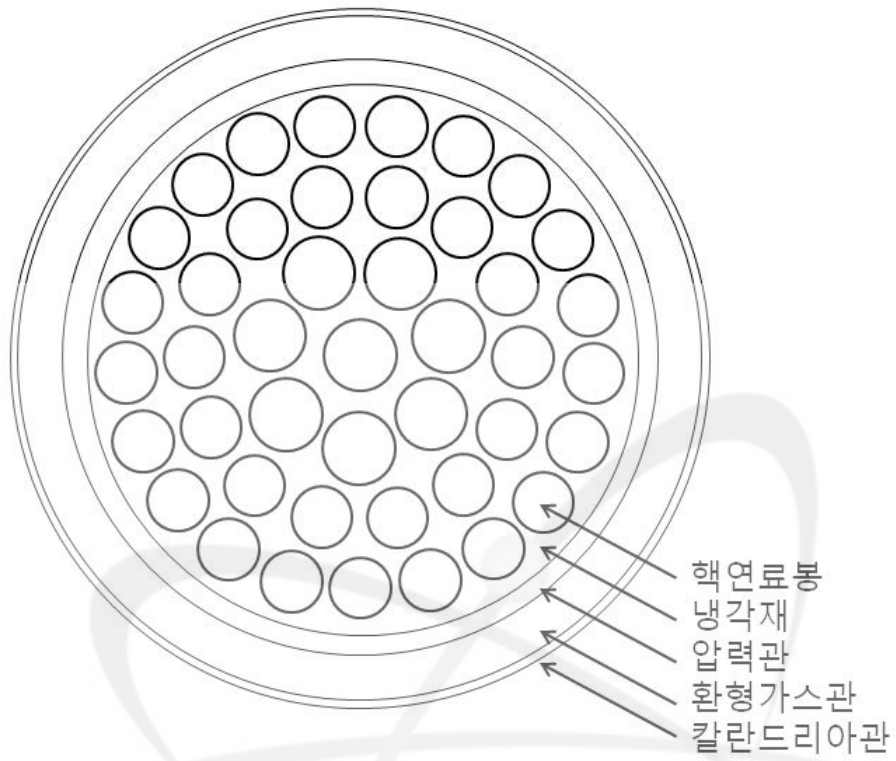


그림 2. 43봉 핵연료다발

KAERI

참 고 문 헌

1. M.J. Halsall, "A Summary of WIMSD4 Input Options", AEEW-M1327, UK, 1980.
2. 석호천 외, "CANFLEX 핵연료 개발", KAERI/RR-1028/91, 한국원자력연구원, 1991.
3. E.S.Y Tin and P.C. Loken, "POWDERPUFS-V Physics Manual", TDAI-31 part 1, 2, AECL, 1979.
4. D. A. Jenkins and B. Rouben, "Reactor Fuelling Simulation Program - RFSP : User's Manual for Microcomputer Version", TTR-321/COG-93-104, Rev. 1, 1993, July.
5. 심기섭 외, "중수로용 고연소도 핵연료 노심해석 기술개발", KAERI/RR-1726/96, 한국원자력연구원, 1997.
6. M.J. Driscoll et al., "The Linear Reactivity Model for Nuclear Fuel Management", American Nuclear Society, 1990.
7. S. Douglas, "WIMS-AECL Release 2-5d Users Manual", RC-1176/COG-94-52, Rev. 4/FFC-RRF-299, Chalk River Laboratories, 2002, July.
8. Jun Ho Bae et al., "Comparison of Fuel Temperature Characteristics between Standard 37-element and CANFLEX Fuel Bundles", *Trans. of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting*, 2009.

KAERI

부록 A. 표준 37봉 핵연료 다발 계산용 WIMS-AECL 입력문

Title "DM1914 fuel type case"

* New two-group uniform-parameter fuel type using ENDF/B-VI

ndas

Cell Cluster

Sequence Pij

Scan

Nrods 37 -12

Preout

*

Annulus # 1.295378 6

Annulus # 1.942671 6

Annulus # 2.589967 6

Annulus # 3.237263 6

Annulus # 3.884559 6

Annulus # 4.531854 6

Annulus # 5.179150 6

Annulus # 5.395910 7

Annulus # 5.612660 7

Annulus # 6.449880 8

Annulus # 6.589540 9

Annulus # 7.0 10

Annulus # 7.5 10

Annulus # 8.0 10

Annulus # 8.5 10

Annulus # 9.0 10

Annulus # 9.5 10

Annulus # 10.0 10

Annulus # 10.5 10

Annulus # 11.0 10

Annulus # 11.5 10

Annulus # 12.0 10

Annulus # 12.5 10

Annulus # 13.0 10

Annulus # 13.5 10

Annulus # 14.0 10

Polygon # 4 10 14.2875

Npijan #

*

Array 1 1 1 0 0 * CENTRAL PIN

Rodsub 1 1 .429709 1

Rodsub 1 2 .610000 1

Rodsub 1 3 .656405 5

*

Array 2 1 6 1.48845 0 * FIRST RING

Rodsub 2 1 .429709 2

Rodsub 2 2 .610000 2

Rodsub 2 3 .656405 5

*

Array 3 1 12 2.8753 0.261799 * SECOND RING

Rodsub 3 1 .429709 3

Rodsub 3 2 .610000 3

Rodsub 3 3 .656405 5

*

Array 4 1 18 4.3307 0 * OUTER RING

Rodsub 4 1 .429709 4

Rodsub 4 2 .610000 4

Rodsub 4 3 .656405 5

*

FEWGROUPS 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14 15 16 17 18 19 20 \$

21 22 23 24 25 26 27 28 29 30 31 32 33 34 35 36 37 38 39 40 \$

41 42 43 44 45 46 47 48 49 50 51 52 53 54 55 56 57 58 59 60 \$

61 62 63 64 65 66 67 68 69 70 71 72 73 74 75 76 77 78 79 80 \$

81 82 83 84 85 86 87 88 89

*FEWGROUPS 4 8 12 16 20 22 24 26 28 31 35 39 41 44 47 50 53 56 59 \$

* 62 65 67 69 71 73 75 77 79 81 83 85 87 89 * 33 GROUPS

*AUTOTRACK 0.05

Tolerance 1e-6

Suppress 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 -1 1 -1 1 -1

*SUPPRESS 1 0 1 1 1 1 1 1 1 1 1 0 0 0 0 -1

*SUPPRESS 1 0 1 1 1 1 1 1 1 1 1 0 1 0 0 0

*

Material 1 10.4919 960.16 Fuel O16=13.44251 \$

U234=.005408 U235=0.710971 U238=99.28362

Material 2 10.4919 960.16 Fuel O16=13.44251 \$

U234=.005408 U235=0.710971 U238=99.28362

Material 3 10.4919 960.16 Fuel O16=13.44251 \$

U234=.005408 U235=0.710971 U238=99.28362

Material 4 10.4919 960.16 Fuel O16=13.44251 \$

U234=.005408 U235=0.710971 U238=99.28362

Material 5 6.520 561.16 clad ZR90CL=49.784791791 ZR91CL=10.977651153 \$

ZR92CL=16.963765014 ZR94CL=17.565616383 ZR96CL=2.8901629281

FE54=0.01196748 \$

FE56=0.192927 FE57=0.00449631 FE58=0.000610008 CR50=0.0041737 \$

CR52=0.0837 CR53=0.0096726 CR54=0.0024534 NI58=0.00496391 \$

NI60=0.00196308 NI64=7.301e-05 B10=.00005962 * Clad

*

* COOLANT AT 288 DEGREE C AND 99.0 AT% (99.1 WT%) PURITY

*

Material 6 0.807859 561.16 Cool DD2O=19.94100117 H1H2O= .10078981

O16=79.95820902

*

Material 7 6.515 561.16 Moder NB93=2.58 FE54=0.00266589864 \$

FE56=0.042976786 FE57=0.00100160658 FE58=0.000135886544 \$

CR50=0.000337568856 CR52=0.006769656 CR53=0.000782319888 \$

CR54=0.000198430992 NI58=0.002481955 NI60=0.00098154 NI64=3.6505e-05 \$

b10=.00002431 ZR90PT=49.344300082 ZR91PT=10.880521806 ZR92PT=16.813671028

\$

ZR94PT=17.410197266 ZR96PT=2.8645910062 * PT

```

*
* gap temperature is average of reference moderator and coolant temp
*
Material 8  0.00118 451.66 Moder C=27.11 O16=72.89 * CO2
*
Material 9  6.544  342.16 Moder FE54=0.00769338 FE56=0.1240245 $
          FE57=0.002890485 FE58=0.000392148 NI58=0.03900215 NI60=0.0154242 $
          NI64=0.00057365 CR50=0.0041737 CR52=0.0837 CR53=0.0096726 $
          CR54=0.0024534          ZR90CT=49.798482681          ZR91CT=10.980670023
          ZR92CT=16.968430074 $
          ZR94CT=17.570446953 ZR96CT=2.8909577271 b10=.00005962 * CT
*
* MODERATOR AT 69.0 DEGREE C AND 99.850 WT% (99.833 AT%), NO POISON
*
Material 10 1.085089 342.16 MODER DD2O=20.09194480 H1H2O= .01681780
O16=79.89123740
*
* ENDCAP MATERIAL (CLAD 0.33184 + COOLANT 0.59515)
*
*Mixture 11 5 0.33184 6 0.59515 561.16 -cool
*
power 1 33.4901 0.1 1 0.0001
Write 1
buckling 1e-4 1e-4 1e-5 1e-5
Begin
*
Benoist
Buckling 1e-4 1e-4
beone 1
Leakage -6
*endcap endreg .02690 -1 1.2 7
print 1 1 0 1 1 0
* isotope set for endf/b-VI library
reaction u235=0 u238=0 np239=0 pu239=0 pu240=0 pu241=0
partition 65 89 * 2 groups
cellav
*
Material 0
Begin
Power 1 -1 0.2 1 * 0.3d
Write 2
Begin
Begin
Power 1 -1 0.2 1 * 0.5d
Write 3
Begin
Begin
Power 1 -1 0.5 1 *1.0d
Write 4
Begin

```

Begin
Power 1 -1 1 1 *2.0d
Write 5
Begin
Begin
Power 1 -1 1 1 *3.0d
Write 6
Begin
Begin
Power 1 -1 2 1 *5.0d
Write 7
Begin
Begin
Power 1 -1 2 1 *7.0d
Write 8
Begin
Begin
Power 1 -1 3 1 *10d
Write 9
Begin
Begin
Power 1 -1 5 1 *15d
Write 10
Begin
Begin
Power 1 -1 5 1 *20d
Write 11
Begin
Begin
Power 1 -1 5 1 *25d
Write 12
Begin
Begin
Power 1 -1 5 1 *30d
Write 13
Begin
Begin
Power 1 -1 5 1 *35d
Write 14
Begin
Begin
Power 1 -1 5 1 *40d
Write 15
Begin
Begin
Power 1 -1 5 1 *45d
Write 16
Begin
Begin
Power 1 -1 5 1 *50d



Write 17
Begin
Begin
Power 1 -1 5 1 *55d
Write 18
Begin
Begin
Power 1 -1 5 1 *60d
Write 19
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *70d
Write 20
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *80d
Write 21
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *90d
Write 22
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *100d
Write 23
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *110d
Write 24
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *120d
Write 25
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *130d
Write 26
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *140d
Write 27
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *150d
Write 28
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *160d
Write 29
Begin



Begin
Power 1 -1 10 1 *170d
Write 30
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *180d
Write 31
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *190d
Write 32
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *200d
Write 33
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *210d
Write 34
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *220d
Write 35
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *230d
Write 36
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *240d
Write 37
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *250d
Write 38
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *260d
Write 39
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *270d
Write 40
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *280d
Write 41
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *290d



Write 42
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *300d
Write 43
Begin
Begin



부록 B. CANFLEX 43봉 핵연료 다발 계산용 WIMS-AECL 입력문

```

Title "CANFLEX-NU"
* New two-group uniform-parameter fuel type using ENDF/B-VI
ndas
Cell Cluster
Sequence Pij
Scan
Nrods 43 -14
Preout
*
Annulus # 1.295378 6
Annulus # 1.942671 6
Annulus # 2.589967 6
Annulus # 3.237263 6
Annulus # 3.884559 6
Annulus # 4.531854 6
Annulus # 5.179150 6
Annulus # 5.395910 7
Annulus # 5.612660 7
Annulus # 6.449880 8
Annulus # 6.589540 9
Annulus # 7.0 10
Annulus # 7.5 10
Annulus # 8.0 10
Annulus # 8.5 10
Annulus # 9.0 10
Annulus # 9.5 10
Annulus # 10.0 10
Annulus # 10.5 10
Annulus # 11.0 10
Annulus # 11.5 10
Annulus # 12.0 10
Annulus # 12.5 10
Annulus # 13.0 10
Annulus # 13.5 10
Annulus # 14.0 10
Polygon # 4 10 14.2875
Npijan #
*
Array 1 1 1 0 0 * CENTRAL PIN
Rodsub 1 1 0.36561 1
Rodsub 1 2 0.51705 1
Rodsub 1 3 0.63350 1
Rodsub 1 4 0.6776923 5
*
Array 2 1 7 1.7340 0 * FIRST RING
Rodsub 2 1 0.36561 2
Rodsub 2 2 0.51705 2
Rodsub 2 3 0.63350 2
    
```


Rodsub 2 4 0.6776923 5

*

Array 3 1 14 3.0750 0.224399475 * SECOND RING

Rodsub 3 1 0.30960 3

Rodsub 3 2 0.43785 3

Rodsub 3 3 0.53650 3

Rodsub 3 4 0.5776923 5

*

Array 4 1 21 4.3840 0 * OUTER RING

Rodsub 4 1 0.30960 4

Rodsub 4 2 0.43785 4

Rodsub 4 3 0.53650 4

Rodsub 4 4 0.5776923 5

*

FEWGROUPS 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14 15 16 17 18 19 20 \$
 21 22 23 24 25 26 27 28 29 30 31 32 33 34 35 36 37 38 39 40 \$
 41 42 43 44 45 46 47 48 49 50 51 52 53 54 55 56 57 58 59 60 \$
 61 62 63 64 65 66 67 68 69 70 71 72 73 74 75 76 77 78 79 80 \$
 81 82 83 84 85 86 87 88 89

*FEWGROUPS 4 8 12 16 20 22 24 26 28 31 35 39 41 44 47 50 53 56 59 \$

* 62 65 67 69 71 73 75 77 79 81 83 85 87 89 * 33 GROUPS

*AUTOTRACK 0.05

Tolerance 1e-6

Suppress 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 -1 1 -1 1 -1

*SUPPRESS 1 0 1 1 1 1 1 1 1 1 1 0 0 0 0 -1

*SUPPRESS 1 0 1 1 1 1 1 1 1 1 1 0 1 0 0 0

*

Material 1 10.4919 960.16 Fuel O16=13.44251 \$
 U234=.005408 U235=0.710971 U238=99.28362

Material 2 10.4919 960.16 Fuel O16=13.44251 \$
 U234=.005408 U235=0.710971 U238=99.28362

Material 3 10.4919 960.16 Fuel O16=13.44251 \$
 U234=.005408 U235=0.710971 U238=99.28362

Material 4 10.4919 960.16 Fuel O16=13.44251 \$
 U234=.005408 U235=0.710971 U238=99.28362

Material 5 6.520 561.16 clad ZR90CL=49.784791791 ZR91CL=10.977651153 \$
 ZR92CL=16.963765014 ZR94CL=17.565616383 ZR96CL=2.8901629281

FE54=0.01196748 \$
 FE56=0.192927 FE57=0.00449631 FE58=0.000610008 CR50=0.0041737 \$
 CR52=0.0837 CR53=0.0096726 CR54=0.0024534 NI58=0.00496391 \$
 NI60=0.00196308 NI64=7.301e-05 B10=.00005962 * Clad

*

* COOLANT AT 288 DEGREE C AND 99.0 AT% (99.1 WT%) PURITY

*

Material 6 0.807859 561.16 Cool DD2O=19.94100117 H1H2O=.10078981
 O16=79.95820902

*

Material 7 6.515 561.16 Moder NB93=2.58 FE54=0.00266589864 \$
 FE56=0.042976786 FE57=0.00100160658 FE58=0.000135886544 \$
 CR50=0.000337568856 CR52=0.006769656 CR53=0.000782319888 \$

```

CR54=0.000198430992 NI58=0.002481955 NI60=0.00098154 NI64=3.6505e-05 $
b10=.00002431 ZR90PT=49.344300082 ZR91PT=10.880521806 ZR92PT=16.813671028
$
ZR94PT=17.410197266 ZR96PT=2.8645910062 * PT
*
* gap temperature is average of reference moderator and coolant temp
*
Material 8 0.00118 451.66 Moder C=27.11 O16=72.89 * CO2
*
Material 9 6.544 342.16 Moder FE54=0.00769338 FE56=0.1240245 $
FE57=0.002890485 FE58=0.000392148 NI58=0.03900215 NI60=0.0154242 $
NI64=0.00057365 CR50=0.0041737 CR52=0.0837 CR53=0.0096726 $
CR54=0.0024534 ZR90CT=49.798482681 ZR91CT=10.980670023
ZR92CT=16.968430074 $
ZR94CT=17.570446953 ZR96CT=2.8909577271 b10=.00005962 * CT
*
* MODERATOR AT 69.0 DEGREE C AND 99.850 WT% (99.833 AT%), NO POISON
*
Material 10 1.085089 342.16 MODER DD2O=20.09194480 H1H2O=.01681780
O16=79.89123740
*
* ENDCAP MATERIAL (CLAD 0.33184 + COOLANT 0.59515)
*
*Mixture 11 5 0.33184 6 0.59515 561.16 -cool
*
power 1 34.3683 0.1 1 0.0001
Write 1
buckling 1e-4 1e-4 1e-5 1e-5
Begin
*
Benoist
Buckling 1e-4 1e-4
beone 1
Leakage -6
*endcap endreg .02690 -1 1.2 7
print 1 1 0 1 1 0
* isotope set for endf/b-VI library
reaction u235=0 u238=0 np239=0 pu239=0 pu240=0 pu241=0
partition 65 89 * 2 groups
cellav
*
Material 0
Begin
Power 1 -1 0.2 1 * 0.3d
Write 2
Begin
Begin
Power 1 -1 0.2 1 * 0.5d
Write 3
Begin

```

Begin
Power 1 -1 0.5 1 *1.0d
Write 4
Begin
Begin
Power 1 -1 1 1 *2.0d
Write 5
Begin
Begin
Power 1 -1 1 1 *3.0d
Write 6
Begin
Begin
Power 1 -1 2 1 *5.0d
Write 7
Begin
Begin
Power 1 -1 2 1 *7.0d
Write 8
Begin
Begin
Power 1 -1 3 1 *10d
Write 9
Begin
Begin
Power 1 -1 5 1 *15d
Write 10
Begin
Begin
Power 1 -1 5 1 *20d
Write 11
Begin
Begin
Power 1 -1 5 1 *25d
Write 12
Begin
Begin
Power 1 -1 5 1 *30d
Write 13
Begin
Begin
Power 1 -1 5 1 *35d
Write 14
Begin
Begin
Power 1 -1 5 1 *40d
Write 15
Begin
Begin
Power 1 -1 5 1 *45d



Write 16
Begin
Begin
Power 1 -1 5 1 *50d
Write 17
Begin
Begin
Power 1 -1 5 1 *55d
Write 18
Begin
Begin
Power 1 -1 5 1 *60d
Write 19
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *70d
Write 20
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *80d
Write 21
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *90d
Write 22
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *100d
Write 23
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *110d
Write 24
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *120d
Write 25
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *130d
Write 26
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *140d
Write 27
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *150d
Write 28
Begin



Begin
Power 1 -1 10 1 *160d
Write 29
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *170d
Write 30
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *180d
Write 31
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *190d
Write 32
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *200d
Write 33
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *210d
Write 34
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *220d
Write 35
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *230d
Write 36
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *240d
Write 37
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *250d
Write 38
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *260d
Write 39
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *270d
Write 40
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *280d



Write 41
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *290d
Write 42
Begin
Begin
Power 1 -1 10 1 *300d
Write 43
Begin
Begin



서 지 정 보 양 식

서 지 정 보 양 식					
수행기관보고서번호		위탁기관보고서번호		표준보고서번호	
KAERI/TR-3947/2009					
제목/부제		천연우라늄이 장전된 CANFLEX 43봉 핵연료 다발에 대한 방출연소도 평가			
연구책임자 및 부서명 (TR, AR인 경우 주저자)		노규홍 (중수로안전연구부)			
연구자 및 부서명		김용희 (중수로안전연구부) 김원영 (중수로안전연구부) 박주환 (중수로안전연구부)			
출판지	대전	발행기관	한국원자력연구소	발행년	2009. 11
페이지	37 p.	도표	있음(0), 없음()	크기	26 Cm.
참고사항					
비밀여부	공개(○), 대외비(), _ 급비밀, 소내만 공개 ()		보고서종류	기술보고서	
연구위탁기관		계약 번호			
초록 (15-20줄내외)		<p>천연우라늄이 장전된 표준 37봉 핵연료 다발의 방출연소도 대비 CANFLEX 43봉 핵연료 다발에 대한 방출연소도를 2차원 격자 코드인 WIMS-AECL 코드를 이용하여 평가하였다. 표준 37봉 핵연료 다발의 연소도가 7,200 MWd/MTU일 때, 같은 온도 조건의 CANFLEX 43봉 핵연료 다발의 방출연소도는 7,077 MWd/MTU이었다. 또한, CANFLEX 43 핵연료 다발의 경우 중앙봉과 첫 번째 핵연료 링의 봉 두께가 커지고 봉수가 증가하기 때문에 표준 37봉 핵연료 다발에 비해 상대 선출력이 감소하게 된다. 선출력의 감소에 의해 평균 핵연료 온도가 50℃ 정도 감소하게 되는데 이에 따른 방출연소도는 7,114 MWd/MTU이었다.</p>			
주제명키워드 (10단어내외)		CANFLEX, 방출연소도, WIMS-AECL 코드			

BIBLIOGRAPHIC INFORMATION SHEET					
Performing Org. Report No.		Sponsoring Org. Report No.		Standard Report No.	
KAERI/TR-3947/2009					
Title/Subtitle		Discharge Burnup Evaluation of Natural Uranium Loaded CANFLEX-43 Fuel Bundle			
Project Manager and Department (or Main Author)		Roh, Gyuhong (PHWR Safety Research Division)			
Researcher and Department		Kim, Yong Hee (PHWR Safety Research Division) Kim, Won Young (PHWR Safety Research Division) Park, Joo Hwan (PHWR Safety Research Division)			
Publication Place	Taejon	Publisher	KAERI	Publication Date	2009. 11.
Page	37 p.	Ill. & Tab.	Yes(<input type="radio"/>), No (<input type="radio"/>)	Size	26 Cm.
Note	Mid/Long Term Research Project				
Classified	Open(<input type="radio"/>), Restricted(<input type="radio"/>), ___ Class Document		Report Type	Technical Report	
Sponsoring Org.			Contract No.		
Abstract (15-20 Lines)		<p>Using WIMS-AECL code, which is 2-dimensional lattice core used in CANDU physics calculation, the discharge burnup of the natural uranium loaded CANFLEX-43 fuel bundle was evaluated by comparing the discharge burnup of standard 37 element fuel bundle. When the discharge burnup of the standard 37 element fuel bundle is 7,200 MWd/MTU, that of the CANFLEX 43 fuel bundle was evaluated as 7,077 MWd/MTU, by considering the same lattice conditions for both fuel bundles. In addition, compared to the relative pin power density of standard 37 element fuel bundle, that of the CANFLEX 43 fuel bundle is reduced because of the larger diameter of the central and inner fuel ring and the large number of fuel elements of the CANFLEX 43 fuel bundle. Due to the reduced pin power density, the average fuel temperature of the CANFLEX 43 element fuel bundle is lowered by ~50°C and the discharge burnup of the CANFLEX 43 element fuel bundle is estimated to 7,114 MWd/MTU, accordingly.</p>			
Subject Keywords (About 10 words)		CANFLEX, Discharge Burnup, WIMS-AECL code			