

## SRAC/MCNP 코드를 이용한 고성능 연구로 노심 예비 개념설계

### A Preliminary Conceptual Core Design for High-performance Research Reactor Using SRAC and MCNP Codes

조동건, 이충성, 박철, 이병철, 서철교, 채희택  
한국원자력연구소  
대전광역시 유성구 덕진동 150

#### 요 약

한국원자력연구소에서는 하나로를 통해 얻은 연구로 설계 및 운영 경험을 바탕으로 고성능의 연구로를 개념설계 중에 있다. 본 연구에서는 U-Mo 분산 핵연료를 사용하여 원자로 출력 20MW<sub>th</sub>, 주기길이 35일, 핵연료 방출연소도 55%를 만족하는 노심을 구성하고, 반응도가, 평면출력 분포, 노내 조사공 및 반사체에서의 중성자속 분포, 노심의 제어 가능성을 평가하였다. 설계된 노심은 35일 주기를 만족하였으며, 한 주기 동안의 반응도 손실은 약 25mk로 나타났다. 신핵연료 노심 및 가상 평형노심에 대해 정지여유도는 1%Δk/k 이상으로 확보되었으며, 핵연료 및 냉각재 온도계수는 음의 값으로 예측되었다. 원자로 성능측면에서는 노심내 속중성자속(>0.1MeV)은 2.78E+14n/cm<sup>2</sup>·sec로 나타났으며, 반사체에서의 최대 열중성자속(>0.625eV) 3.92E+14n/cm<sup>2</sup>·sec로 나타났다. 이는 출력대비 열중성자속이 1.96E+13 [n/cm<sup>2</sup>-sec]/MW<sub>th</sub>에 해당하며, 이 값은 하나로에 비해 약 35% 정도 성능이 향상된 것으로 나타났다.

#### Abstract

A conceptual design of advanced research reactor with high neutron performance has been performed at KAERI based on design and operation experience obtained from HANARO. In this study, a conceptual core satisfying the design constraints of 35 EFPDs and discharged burnup of 55% was proposed. A U-Mo dispersed fuel was selected as a fuel material. Reactor thermal power was assumed to 20MW. Reactivity worth, relative power distribution, neutron flux were evaluated. Reactivity loss due to fissile consumption was shown to be 25mk. Shutdown margin over 1%Δk/k was assured for the fresh fuel core and conceptual equilibrium core. Negative fuel and coolant temperature coefficients were predicted. Fast neutron flux(>0.1MeV) in a central trap and thermal neutron flux(<0.625eV) in a reflector were estimated to 2.78E+14 n/cm<sup>2</sup>·sec and 3.92E+14 n/cm<sup>2</sup>·sec, respectively. The flux-to-power ratio is 1.96E+13 [n/cm<sup>2</sup>-sec]/MW<sub>th</sub>. This neutron performance is higher than that of HANARO about 35%.

## 1. 서론

연구용 원자로로는 교육 및 훈련, 방사성 동위원소 생산, 중성자 방사화 분석, 중성자 빔 이용 연구, 핵연료 및 재료 조사 시험, 중성자 도핑, 중성자 포획 암치료, 차폐 연구 등 다양한 분야에서 광범위하게 이용되고 있다. 현재 전 세계에서 운전되고 있는 연구로 가운데 약 2/3가 운전이력이 30년 이상 되어 연구로의 수명을 40년 정도로 가정하면, 2010년에서 2020년 사이에 연구로의 수는 현재의 1/3로 줄어들 것으로 예상된다. 이에 따라 최근에는 고성능의 연구로를 새로 건설하는 사업이 조금씩 증가하는 추세에 있다.

우리나라는 1995년에 30MW<sub>th</sub> 출력의 하나로를 건설, 운영해 오고 있으며, 출력운전이 시작된 이후 이용자 및 원자로 이용이 급격히 증가하여 2010년대에는 연구로 이용 요구가 하나로의 수용능력을 초과할 것으로 추정된다. 또한, 하나로의 건설 사업을 통하여 연구로의 설계·건설·시험·운전·이용 등에 종합적인 경험을 가진 인력을 보유하고 있다. 이에 따라 한국원자력연구소에서는 하나로의 설계·건설·운전·이용 경험과 기 확보 및 향후 개발될 원자력 신기술을 접목하여 상업적, 기술적으로 경쟁력이 있는 해외 진출형 연구로를 설계하고 있다[1].

본 연구에서는 U-Mo 분산 핵연료를 사용하여 원자로 출력 20MW<sub>th</sub>, 주기길이 35일, 핵분열성물질 방출연소도(discharged fissile percent burnup) 55%를 만족하는 노심을 개념적으로 구성한 후, 이 노심에 대해 노심 반응도가 및 노심 제어 가능성, 노심 평면출력 분포, 노내 조사공 및 반사체에서의 중성자속 분포, 원자로 고유 안전성 및 노심의 제어 가능성을 평가하였다.

## 2. 예비 노심 개념

### 2.1. 노심 핵연료

중성자 이용 측면에서 고성능의 연구용 원자로를 설계하기 위해서는 우라늄이 고밀도로 집적된 핵연료를 사용하여야 한다. 현재, 연구용 원자로에는 우라늄 실리사이드 핵연료가 널리 사용되고 있으며, U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub>-Al 핵연료는 밀도가 4.8gU/cm<sup>3</sup>까지 원자로 조사에 대한 건전성이 입증되었다. 그런데, RERTR 프로그램에서는 U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub>-Al 핵연료는 재처리가 어려우며 목표로 하는 9gU/cm<sup>3</sup>을 실현하는 것이 불가능한 것으로 알려져 1990년대 후반부터 U-Mo 핵연료를 이용한 고밀도 핵연료 개발에 초점을 맞추어 사업을 추진하였다. 현재, U-7wt%Mo에 대해 6gU/cm<sup>3</sup>까지는 조사에 대한 안전성이 입증되고 있으며, 향후, 8gU/cm<sup>3</sup>을 목표로 핵연료 개발을 진행 중에 있다[2-5]. 따라서, 본 연구에서는 핵연료로 8gU/cm<sup>3</sup>의 우라늄 밀도를 갖는 U-7wt%Mo를 사용함을 전제로 하였다. 우라늄 농축도는 저농축 우라늄의 한계치인 19.75w/o를 사용하였다.

현재 사용되고 있는 연구용 원자로의 집합체 형태는 MARIA 및 BR2에서 사용하고 있는 튜브형 핵연료, 호주의 RRR 및 일본의 JRR-3M에서 사용하고 있는 판형 핵연료와 HANARO 및 MAPLE 원자로에서 사용하고 있는 봉형 핵연료로 크게 세 가지로 구분할 수 있다. 각 핵연료 집합체 형태에 대해 핵연료 설계/제작, 핵설계, 열수력, 제어봉 구동장치 및 기계적 건전성 측면에서 장·단점을 비교한 결과, 다음과 같은 결론을 얻었다[6,7]. 봉형 핵연료는 하나로 설계 및 운영기술을 그대로 적용할 수 있다는 이점이 있는 반면 원자로 성능을 높이기 위해 조밀노심(compact core)을 구성하면 선출력 제한치인 100kW/m를 초과하여 노심 구성이 불가능하였으며, 열수력 제한치를 만족하도록 저출력밀도 노심으로 설계하면 반사체에서의 중성자속이 떨어지는 것으로 나타났다. 참고로 봉형 핵연료는 선출력이 100kW/m를 초과하면 U-Mo와 알루미늄 기지(matrix)와 반응하여 열전도도가 급격히 떨어져 핵연료의 건전성에 문제가 발생한다. 판형 핵연료는 노심을 균질하게 구성할 수 있어 노심을 최소화 할 수 있으므로 반사체에서 높은 중성자속을 얻을 수 있

으나, 제어봉 구동장치가 노심 하부에 위치할 수밖에 없어 하나로의 입증된 기술(proven technology)을 이용하지 못한다. 튜브형 핵연료는 핵연료 두께를 얇게 만들 수 있어 열적 여유도를 충분히 확보할 수 있고, 제어봉 또한 상부에 위치시킬 수 있어 하나로의 설계기술을 직접 적용할 수 있다. 또한, 노심을 조밀하게 구성할 수 있어 반사체에서의 중성자속 또한 높게 나타나 매우 유리한 것으로 나타났다. 이와 같은 배경 하에 핵연료 집합체의 형태는 튜브형으로 선정하였다.

튜브형 핵연료는 크게 두 가지 형태로 구분할 수 있는데, 현재 설계중인 JHR에서 사용하고 있는 그림 1의 curved plate를 이용하여 원형으로 구성한 핵연료와 그림 2와 같은 원형 튜브(circular tube) 핵연료이다. Curved plate를 이용한 핵연료는 120°간격을 이루고 있는 세 개의 stiffener가 핵연료 판을 지지하고 있어 유체유발 진동에 매우 강한 것으로 평가되었으나, stiffener가 없는 핵연료는 상대적으로 유체유발 진동에 약해 불리한 것으로 나타났다. Stiffener가 존재하면 동일한 우라늄을 장전할 때 집합체가 커지게 되고 이는 노심크기 증가를 초래해 반사체에서의 중성자속은 손해를 보게된다. 변수해석 결과 stiffener의 존재로 인한 반사체에서의 중성자속 감소는 약 7% 정도로 나타났다. 따라서, 그림 1의 curved plate 핵연료를 적용하였다[8].

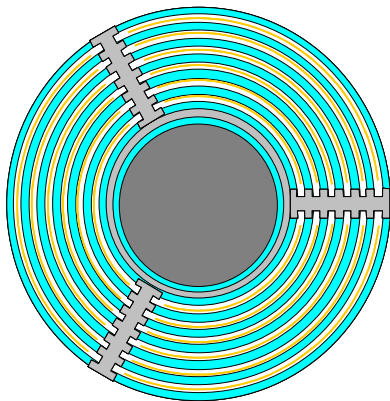


그림 1. JHR의 핵연료집합체 단면도

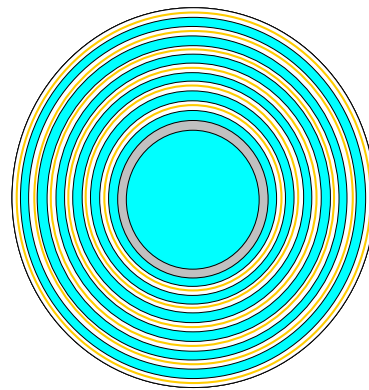


그림 2. MARIA 원자로의 핵연료집합체

## 2.2 노심 지지체 및 구조물

핵연료 집합체를 지지하는 노심 지지체로는 유동관 형태와 알루미늄 블록을 고려할 수 있다. 유동관 형태를 적용하면 하나로의 실증기술을 그대로 적용할 수 있으나, gap water의 존재로 인해 조밀노심을 구성하는 것이 알루미늄 블록에 비해 불리하다는 단점이 있다. 알루미늄 블록을 구조체로 적용하는 경우는 블록안에 원형으로 채널을 구성하고 이 안에 핵연료 집합체를 장전하면 유동관을 적용하는 것에 비해 매우 단순하다는 이점이 있다. 그런데, 알루미늄 블록은 중성자에 의한 조사손상이 유동관 형태에 비해 취약하다는 단점이 있다. 그러나, 핵연료 채널간의 최단 거리가 4mm 이상이면 기계적 건전성을 충분히 유지할 수 있어 집합체간 거리(pitch)를 유동관을 적용하는 것보다 줄일 수 있어 조밀노심을 구성하는데 유리하다. 따라서, 본 연구에서는 노심지지 구조체로 알루미늄 블록을 적용하였다. 알루미늄 블록을 지지하는 grid plate 및 inner plenum은 현재 하나로의 제원과 동일함을 가정하였다.

## 2.3 제어봉 구조

원형 튜브 핵연료 집합체를 노심에 적용하면 제어봉은 크게 두 가지 형태로 설계할 수 있다. 즉, 핵연료 집합체 안에서 구동되는 방식과 핵연료 집합체를 감싸고 구동되는 방식이다.

전자의 방식은 현재 BR2에서 채택하고 있는 방식으로, 그림 1의 핵연료를 보면 핵연료 집합체 안쪽에 Al filler라는 구조물이 있는데, 제어봉을 구동하는 위치에 장전되는 핵연료 집합체는 알루미늄 채움재(Al filler)가 없는 상태로 노심에 장전하게 되고 제어봉은 이곳을 따라 움직이며 노심을 제어하게 된다. 따라서, 제어봉은 재장전시 핵연료 장전을 위해 반드시 노심 하부에 위치할 수 밖에 없다. 제어봉 위치 이외의 곳에 장전되는 핵연료 집합체에는 정상시는 알루미늄 채움재(Al filler)가 박혀 있는데, 조사의 필요성이 요구되면 알루미늄 채움재를 인출하여 조사공으로 사용한다.

후자의 방식은 제어봉을 환형타입으로 만들고 원형 핵연료의 외부를 타고 구동되는 방식으로 이는 하나로에서 채택하고 있는 방식이다. 이 방식을 적용하면 제어봉 구동장치를 노심 상부 쪽에 구성할 수 있다. 그런데 이 방식은 재장전시 핵연료 집합체의 장전에 어려움이 있는 것이 단점이다. 본 연구에서 제어봉 구조는 하나로에서와 같이 상부에서 유입되는 환형 타입을 가정하였다.

## 3. SRAC/MCNP를 이용한 노심 핵설계

### 3.1 노심해석 전산체계

연구용 원자로 노심해석 체계로는 WIMS/VENTURE, HELIOS/VENTURE, SRAC, WIMS-ANL/REBUS-PC 및 MCNP 코드 등을 고려할 수 있으나, 개념적인 노심분석을 위하여 본 연구에서는 MCNP 코드를 선택하였다. MCNP 코드 자체만으로는 연소이력을 계산할 수 없어 평형노심에 대한 노심특성 분석을 할 수 없으므로 SRAC 코드시스템을 병행하여 사용하였다. 연소에 따른 핵종 수밀도는 SRAC 코드를 통해 산출하였으며, 이 자료를 바탕으로 MCNP 코드를 이용하여 3차원 노심해석을 수행하였다.

### 3.2 설계 요건

연구용 원자로의 설계요건에는 많은 것이 포함된다. 그러나, 아직 설계 초기단계이므로 모든 설계요건을 고려하기는 불가능하다. 원자로 열출력 20MW를 갖는 고성능 연구용 원자로 설계를 위해 본 연구에서 고려한 기본 설계요건은 다음과 같다.

- 1) 주기길이는 35일 이상이어야 한다.
- 2) 핵연료의 효율적 사용을 위해 핵분열성 물질의 방출연소도(discharged fissile percent burnup)는 55% 이상이어야 한다.
- 3) 실험물 보상을 위한 주기말에서의 노심 초과반응도는 15mk 이상 확보되어야 한다.
- 4) 원자로 제어를 위해 충분한 정지여유도를 확보해야하며, 그 값은 1% $\Delta k/k$  이상이어야 한다.
- 5) 원자로 고유안전성을 위해 온도계수 및 출력계수는 음이어야 한다.

### 3.3 우라늄 장전량

원자로 출력, 주기길이 및 핵분열성 물질의 방출연소도가 설계요건으로 주어지면, 각 주기당 장전되는 핵연료의 양은 다음 식에 의해 추정할 수 있다.

$$A = 0.8954 (1 + a) \frac{dPM}{aE_r w} \quad (1)$$

$A$  : U loading amount for cycle(gU)

$a$  : capture-to-fission ratio

$d$  : cycle length(day)

$P$  : core thermal power(MW)

$M$  : atomic weight of  $^{235}\text{U}$

$a$  :  $^{235}\text{U}$  burnup ratio to initial fissile amount

$E_r$  : recoverable energy per fission

$w$  : weight fraction of  $^{235}\text{U}$  in uranium

식 (1)에는 플루토늄의 핵분열을 취급하는 항이 없으므로 우라늄 장전량 결정시 이에 의한 오차가 존재할 수 있으며,  $a$  값은 노심에 따라 다르므로 이로 인한 오차가 존재할 수 있다. 그러나, 연구용 원자로에서는 플루토늄에 의한 핵분열 기여도가 적으며,  $a$  값도 노심에 따라 민감하게 변하는 인자가 아니므로 식 (1)에 의해 계산된 주기당 핵연료 장전량은 타당할 것으로 판단되어 주기당 핵연료 장전량은 식 (1)에 따라 결정하였다.

열출력 20MW, 주기길이 35일 및 핵분열성 물질의 방출연소도 55%를 적용하면 주기당 장전해야 할 우라늄 장전량은 약 8kg 정도가 된다.

### 3.4 노심 제원 및 구조

앞서 결정된 주기당 장전량을 바탕으로 노심을 구성하였다. 노심 모형은 그림 3과 같이 육각형의 알루미늄 블록안에 핵연료 집합체가 장전된 형태이다. 노심에는 총 18개의 핵연료 집합체가 장전되어 있으며, 12개의 채널에는 표준 핵연료 집합체가 장전되고 6개의 널에는 감축핵연료 집합체가 장전된다. 표준핵연료 집합체의 핵연료 판(curved plate)의 수는 그림 4와 같이 3×6개를 사용하였으며, 감축핵연료 집합체의 핵연료 튜브 수는 그림 5와 같이 3×4개를 사용하였다. 핵연료 두께는 앞서 결정된 핵연료 장전량을 바탕으로 0.65mm를 사용하였다. 그림 4 및 5는 각 집합체의 형태를 나타낸다. 집합체의 노심내 체류시간을 6주기로 하면 주기당 교체되는 핵연료 집합체 수는 세 다발이 된다. 즉, 표준 핵연료 집합체 두 다발과 제어봉 위치에 장전되는 감축핵연료 집합체 한 다발이 교체됨을 가정하였다. 제어봉은 4 개, 정지봉은 2 개를 가정하였으며 제어봉 및 정지봉이 구동되는 채널에는 유동관을 적용하였다. 노심 중앙에는 CT, 즉, 노내 조사공 한 개를 고려하였으며, 이곳에는 표준핵연료 집합체와 동일한 알루미늄 모형 집합체가 장전됨을 가정하였다. 냉각제로는  $\text{H}_2\text{O}$ 를 사용하였으며, 반사체로는  $\text{D}_2\text{O}$ 를 사용하였다. 핵연료 및 노심 구조체를 제외한 나머지 제원, 즉, 반사체 탱크의 크기, inlet plenum 및 상부 영역은 하나로 제원과 동일하게 사용하였다. 그림 6 및 그림 7은 MCNP 코드로 모델링된 원자로 모형을 나타내며, 표 1에는 설계된 노심의 제원이 상세히 기재되어 있다.

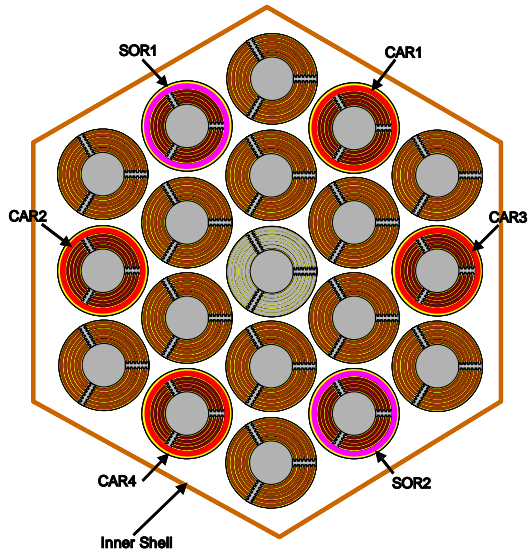


그림 3. 개념 설계된 노심의 수평 평면도

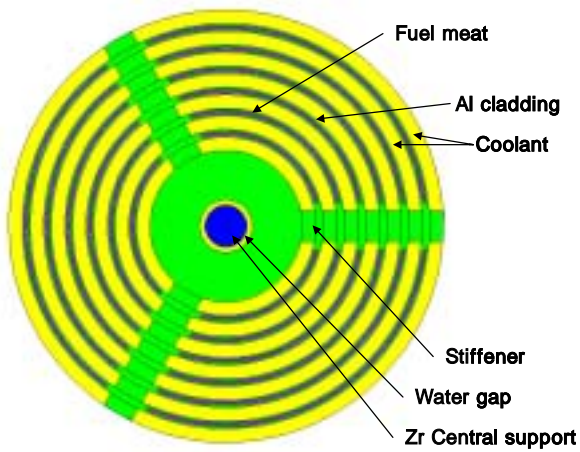


그림 4. 표준 핵연료 집합체

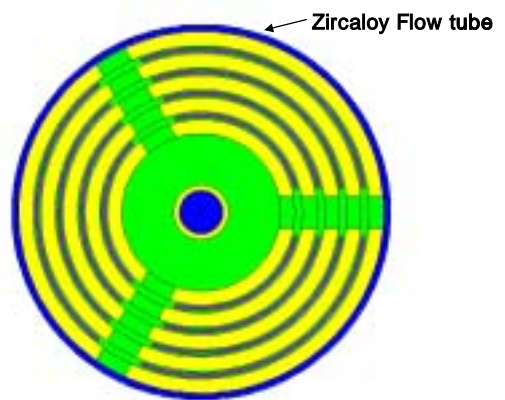


그림 5. 감축핵연료 집합체

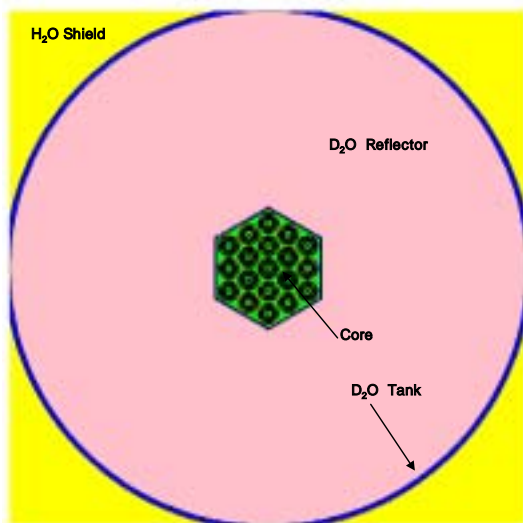


그림 6. 원자로의 수평 단면도

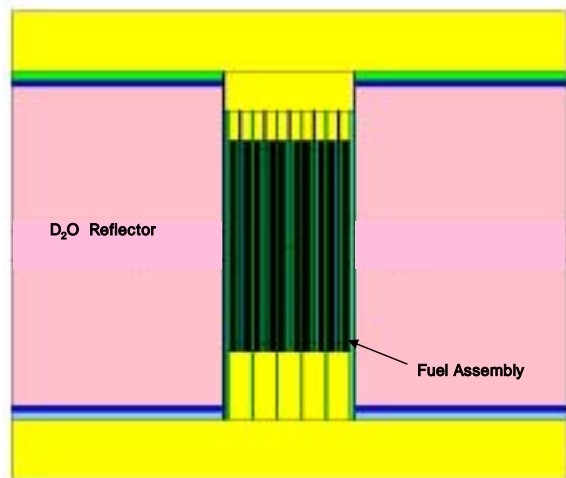


그림 5. 원자로의 수직 단면도

표 1. 노심 및 핵연료의 기초 설계 제원

Parameter	Value	
<b>Reactor Core</b>		
Reactor power	20 MW <sub>th</sub>	
Number of fuel sites(standard/reduced/flux trap)	12/6/1	
Lattice pitch	8.8 cm	
Fuel channel inner radius(standard/reduced)	4.23/4.14	
Radius of flow tube for absorber rods(inner/outer)	3.330/3.455	
Effective core diameter	18.74 cm	
Number of absorber rods(CAR/SOR)	4/2	
Radius of Hf absorber rods(inner/outer)	3.68/4.08 cm	
D <sub>2</sub> O tank(inner radius/thickness/inside height)	100/2.0/120 cm	
<b>Fuel Assembly</b>		
	Standard	Reduced
Configuration	Curved plate	Curved plate
Mass of Uranium	3.201 kg	1.764 kg
Mass of <sup>235</sup> U	0.632 kg	0.348 kg
Central support rod(material/outer radius)	Zircaloy-4 / 0.4 cm	Zircaloy-4 / 0.4 cm
Radius of Al filler(inner/outer)	0.5/1.45 cm	0.5/1.45 cm
Number of fuel plates	3×6	3×4
Fuel thickness	0.065 cm	0.065 cm
Coolant gap size	0.26 cm	0.26 cm
Cladding thickness	0.04 cm	0.04 cm
Thickness of stiffener	0.6 cm	0.6 cm
<b>Fuel Meat</b>		
Material	U/Mo dispersed fuel 86.54w/o U/Mo - 13.46w/o 92.49w/o U - 7.51w/o Mo	
Density	9.995 g/cm <sup>3</sup>	
Effective length	70cm	

### 3.5 노심해석 결과

SRAC 코드를 이용하여 평형노심 주기초(Beginning of Cycle, BOC) 및 주기말(End of Cycle, EOC)에서의 핵종 수밀도를 산출하고 이를 MCNP 코드의 각 핵연료 영역에 적용하여 노심계산을 수행하였다. 주기길이 35일을 가정하면 평형노심 BOC 및 EOC에서의 노심평균 연소도는 각각 35,710MWD/MTU 및 50,000MWD/MTU가 된다.

평형노심 상태에서의 축방향 핵분열성 핵종(fissile nuclide) 분포를 보면, 노심 중앙은 높은 열중성자속으로 인해 연소가 많이 진행되어 <sup>235</sup>U의 수밀도가 적고 상·하부 쪽으로 갈수록 연소가 적게 진행되어 <sup>235</sup>U의 잔존량이 많다. 이러한 축방향 불균일성을 MCNP에 보정하지 않고 평균값만을 이용하여 축방향으로 단일 값을 적용하면 약 10~20mk 정도 유효증배계수 값이 크게 평가된다. 이를 보정하기 위해 BOC 및 EOC에서의 <sup>235</sup>U의 축방향 핵종 분포는 연소도가 35,710MWD/MTU 및 50,000MWD/MTU에 해당하는 하나로 핵연료 집합체의 연소이력 분포를 적용하였다. 핵분열성 생성물은 거시적 흡수반응단면적을 고려하여 20개의 핵종만을 고려하였다.

### 3.5.1 노심 초과반응도 및 정지여유도

신핵연료 노심의 경우 제어봉이 모두 인출된 상태에서 노심 초과반응도는 189mk로 나타나났으며, 연소노심의 경우 초과반응도는 BOC 및 EOC 각각에 대해 77.5 및 50.9mk 정도로 나타났다. 그림 6에서 보듯이, 본 연구에서 분석한 노심은 반사체 내에 수직 조사공 및 빔튜브 등을 고려하지 않고 있다. 이러한 조사 시설물이 반사체에 추가되면 약 15~20mk 정도의 반응도 감소 효과를 초래한다. 조사물 시료 보상을 위한 반응도 15mk, 조사시설로 인한 반응도 감소효과 약 20mk 및 MCNP 모델의 불확실성 등을 고려한다면 앞서 언급한 35일 주기길이를 만족하려면 EOC에서의 유효증배계수는 약 1.04정도가 되어야 한다. 표 2에서 보듯이, EOC에서의 유효증배계수 값이 1.05088이므로 이 노심은 주기길이 35일을 만족할 수 있을 것으로 판단된다.

노심 제어 가능성 측면에서는 신핵연료 노심의 경우 노심 중앙으로부터 -15cm에서 임계를 이루어 초기노심부터 신핵연료를 모두 장전하고 운전하더라도 제어가 가능한 것으로 나타났다. 참고로 **하나**로는 초기노심에서 신핵연료를 모두 채우고 운전하면 반응도 제어가 어려워 부분장전 개념을 적용한 바 있다. 평형노심 BOC에서의 임계위치는 평형 제논 상태에서 노심 중앙으로부터 6cm로 나타나났으며, EOC에서는 14cm로 나타났다. 앞서 언급한 조사시설 추가로 인한 반응도 손실 및 조사물 시료 보상을 위한 반응도를 고려하면 실제 임계제어봉 위치는 이보다 약 10cm 정도 높아질 것으로 판단된다.

노심 안전성 측면에서는 정지여유도의 정의를 **하나**로와 같이 ‘제어봉이 임계위치에 있고 정지봉 중 반응도가가 가장 큰 정지봉이 삽입되지 않는 조건에서 나머지 정지봉이 모두 삽입되었을 시의 음의 반응도가가’라고 정의한다면 모든 노심에 대해 1%Δk 이상의 음의 반응도를 유지하여 충분한 정지 여유도를 확보하는 것으로 나타났다. 그러나, 만일 정지여유도를 ‘정지봉 중 반응도가가 가장 큰 정지봉이 삽입되지 않는 조건에서 나머지 정지봉만이 삽입되었을 시의 음의 반응도가가’라고 정의한다면, 신핵연료 노심에서는 정지여유도가 불가능 할 것으로 판단되며, 평형노심에서는 제어봉의 두께를 약간 늘여야 할 것으로 판단된다.

표 2. 신핵연료 노심 및 가상 평형노심에서의 제어봉가 및 정지봉가

Spec.	신핵연료 장전노심		가상평형노심(BOC)		가상평형노심(EOC)	
	Keff	δρ(mk)	Keff	δρ(mk)	Keff	δρ(mk)
All Rod Out	1.18967 (0.00117)	-	1.07753 (0.00039)	-	1.05088 (0.00050)	-
All CAR In	0.92574 (0.00110)	263.9	0.83135 (0.00103)	246.2	0.80962 (0.00123)	241.3
CAR1 In	1.13709 (0.00119)	52.6	1.02815 (0.00100)	49.4	1.00198 (0.00106)	48.9
All SOR In	1.06517 (0.00106)	124.5	0.95917 (0.00107)	118.4	0.93312 (0.00100)	117.8
SOR1 In	1.13824 (0.00118)	51.4	1.03111 (0.00112)	46.4	1.00176 (0.00107)	49.1
<sup>2)</sup> Critical Position (K_effective)	-15cm (0.99858 ±0.00116)	-	6cm (1.00752± 0.00092)	-	14cm (1.00577± 0.00341)	-
<sup>3)</sup> Shutdown Margin	0.94812 (0.00115)	50.5	0.95864 (0.00111)	48.9	0.95487 (0.00107)	50.9

( )안의 값은 표준편차임

<sup>1)</sup> : δρ의 값은 누적된 값임

<sup>2)</sup> : 임계위치는 노심 중앙으로부터의 좌표임

<sup>3)</sup> : Shutdown Margin은 제어봉이 임계위치에 있고 정지봉중 반응도가가 가장 큰 것이 삽입되지 않는 조건에서 나머지 정지봉이 삽입되었을 시의 음의 반응도가가 임



### 3.5.2 노심 평면 출력분포

노심 평면 출력분포가 평탄할수록 핵연료를 균일하게 연소시킬수 있어 우라늄 자원의 효율성 측면에서 유리하고 열수력적 안전성 측면에서도 유리하다. 또한, 노심 출력분포가 평탄하다는 것은 반경방향으로 중성자속 분포가 크게 변하지 않음을 뜻하며, 이는 연구용 원자로의 설계제한 조건과도 부합한다.

노심내에서 핵연료 집합체 출력인자(assembly peaking factor) 및 노심 첨두출력인자(total peaking factor)는 다음과 같이 정량화하였다.

$$F_r(i) = (\text{핵연료 집합체 } i \text{의 열출력}) / (\text{집합체 평균 열출력}), \quad (2)$$

$$F_t(i, j, k) = (\text{핵연료 영역 } i, j, k \text{의 표면열속}) / (\text{노심 평균 표면열속}) \quad (3)$$

$$F_q = \text{Max}_{on\ i,j,k} [F_t(i, j, k)] \quad (4)$$

여기서  $i$ 는 핵연료 집합체를 나타내며,  $j$ 는 축방향 위치,  $k$ 는 반경방향 위치를 나타낸다. 그림 8 및 9는 이와 같은 방법으로 평가된 평형노심 BOC 및 EOC에서의 평면 출력분포이다. 그림에서 보는 바와 같이, 집합체 최대 출력인자가 1.21 정도로 비교적 평탄하게 나타났으며, 최대 첨두출력치는 2.441로 3.0이하로 유지되었다.

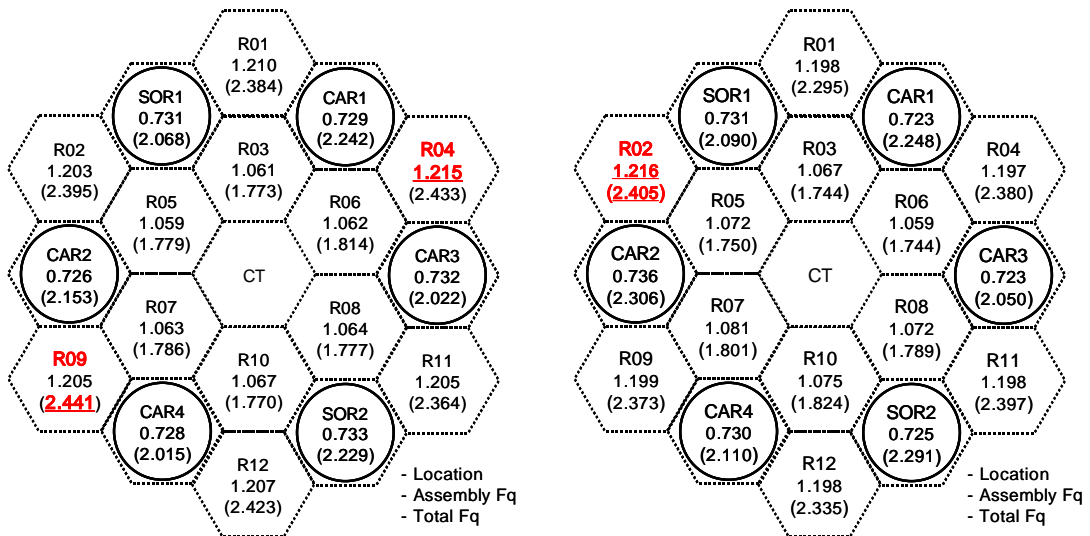


그림 8. 평형노심 BOC 노심 평면출력 분포    그림 9. 평형노심 EOC 노심 평면출력 분포

### 3.5.3 CT에서의 중성자속 분포

Central flux trap(CT)은 중성자 조사(irradiation)에 의한 재료의 건전성 시험을 위해 주로 사용된다. 그러므로 CT에서는 고속중성자속이 높으면 높을수록 유리하다. 표 3에서 보듯이 모든 고속 중성자속(>0.1MeV)은 약 2.7E+14 n/cm<sup>2</sup>·sec 이상 확보되는 것으로 나타났다. 열중성자속 또한, 3.146E+14n/cm<sup>2</sup>·sec 이상 확보되어 매우 높은 것으로 나타났다.

표 3. CT에서의 최대 중성자속

노심 조건	최대 중성자속( $n/cm^2 \cdot sec$ )		
	< 0.625 eV	> 0.1 MeV	> 1.0 MeV
평형노심 BOC	3.146E+14	2.703E+14	1.301E+14
평형노심 EOC	3.241E+14	2.778E+14	1.311E+14

### 3.5.4 반사체에서의 중성자속 분포

반사체에서는 높은 열중성자속을 넓은 범위에서 얻는 것이 좋다. 반사체내에 배치할 조사공의 수, 크기 등에 대해서는 현재 고려중에 있으므로 여기서는 조사공이 없는 상태에서 중성자속 분포를 분석하였다. 열중성자속(<0.625eV)이 산출된 위치는 그림 10에서 원형으로 표시된 오른쪽 상부의 1/4 부분이며 노심 중앙으로부터 반경 45cm까지의 반사체 영역이다. 축방향 위치는 노심 중심으로부터 ±5cm, 즉 10cm의 길이에 대해 평균값을 산출하였다. 그림 11 및 12는 BOC 및 EOC에서 평가된 반사체에서의 열중성자속 분포를 나타낸다.

열중성자속이  $2.0E+14 \text{ n/cm}^2\text{-sec}$  이상이 되는 영역은 반경방향으로 약 64cm 정도 되는 것으로 나타났다. 또한, 표 4에서 보듯이 반사체에서의 최대 열중성자속은 각각  $3.95E+14 \text{ n/cm}^2 \cdot sec$ 로 나타났다. 이는 출력대비 최대 열중성자속이  $1.96E+14 \text{ [n/cm}^2\text{-s]/MW}_{th}$ 이다. 이 값은 하나로의 성능[9]과 비교해 볼 때, 반사체 영역의 OR3 조사공에 비해서는 약 85% 정도, CT 조사공에 비해서는 약 35% 정도 높은 값을 나타낸다.

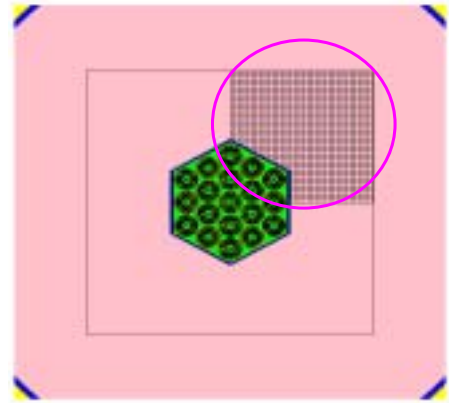


그림 10. 반사체 지역의 열중성자속 산출 좌표

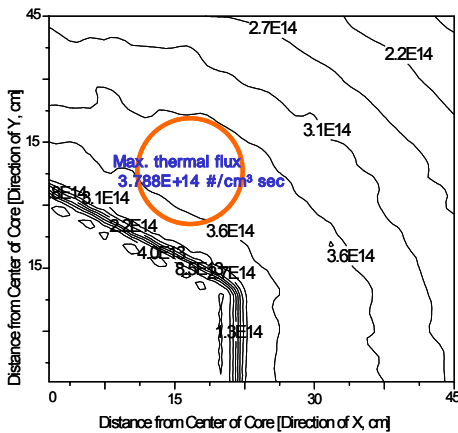


그림 11. 평형노심 BOC 열중성자속 분포

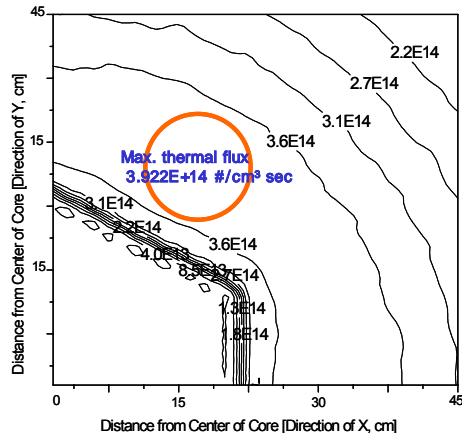


그림 12. 평형노심 EOC에서의 중성자속 분포

표 4. 반사체에서의 최대 중성자속

노심 조건	최대 중성자속( $n/cm^2 \cdot sec$ )		
	$<0.625eV$	$> 0.1 MeV$	$> 1.0 MeV$
평형노심, BOC	$3.78E+14$	$1.20E+14$	$4.97E+13$
평형노심 EOC	$3.92E+14$	$1.22E+14$	$5.01E+13$
HANARO <sup>1)</sup>	$3.30E+14$	-	$2.01E+13$ <sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> 평형노심, 주기말, 제어봉위치 550mm, Eq-Xe 상태의 자료임

<sup>2)</sup> 0.821~10MeV의 자료임

### 3.5.5 고유안전성

설계된 노심은 반드시 고유 안전성을 확보해야 한다. 원자로 고유안전성을 평가하기 위해서는 전노심 계산을 통해 핵연료 온도계수, 냉각재 온도계수 및 출력계수를 산출해야 한다. 그런데, 본 연구에서는 노심해석 전산체계로 결정론적 방법론을 사용하는 코드를 사용하지 않고 확률론적 방법론을 사용하는 코드를 이용하였다. 이는 계산 값에 항상 통계적 오차를 수반함을 의미한다. 안전계수는 그 값이 매우 작아 통계적 오차 안에 존재하므로 본 연구에서는 전노심계산을 통해서도 확인하지 못하였고 단지 SRAC 코드를 이용하여 핵연료 대비 감속재 비(moderator-to-fuel ratio) 곡선을 산출하므로써 고유 안전성을 검토하였다.

그림 13은 핵연료 대비 감속재 비에 따른 유효 증배계수 값을 나타낸다. 그림에서 보듯이 설계된 영역은 undermoderated region에 위치하므로 전노심 계산을 수행하더라도 고유 안전성 계수는 음의 값을 갖을 것으로 판단된다. 향후, 결정론적 방법론을 사용하는 코드를 통해 안전계수는 확인 되어야 할 것이다.

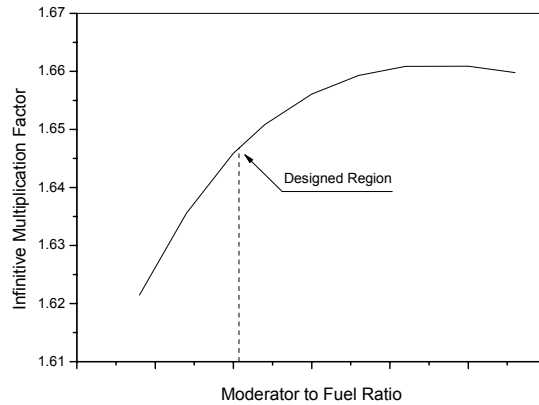


그림 14. 핵연료대비 감속재비에 따른 무한증배계수 변화

## 4. 결론

본 연구에서는 U-7%Mo 분산 핵연료를 사용하여 원자로 출력  $20MW_{th}$ , 주기길이 35일, 핵분열성물질 방출연소도 55%를 만족하는 노심을 구성한 후, 이 노심에 대해 노심 반응도가, 노심 평면출력 분포, 노내 조사공 및 반사체에서의 중성자속 분포 및 노심 제어 가능성을 평가하였다. 전산체계로는 SRAC/MCNP 코드 체계를 사용하였다. 35일 동안 핵연료의 연소에 의해 소진되는 반응도는 약 25mk로 나타났으며, 신핵연료 노심 및 평형노심은 정지여유도 제한치인  $1\% \Delta k/k$ 를 충분히 만족시키는 것으로 나타났다. 따라서, 초기노심부터 신핵연료를 모두 채우고 운전하더라도 원자로 제어가 가능할 것으로 판단된다. 설계된 집합체는 undermoderated region에서 설계되었으므로 핵연료 온도계수 및 냉각재 온도계수는 음의 값을 갖을 것으로 판단된다. 따라서, 노심고유 안전성 확보에도 문제가 없을 것으로 판단된다. 원자로 성능측면에서 노심내 속중성자속 ( $>0.1MeV$ )은  $2.78E+14 n/cm^2 \cdot sec$ 로 나타났으며, 반사체에서의 최대 열중성자속은( $>0.625eV$ )  $3.92E+14 n/cm^2 \cdot sec$ 로 나타났다. 이는 출력대비 열중성자속이  $1.96E+13 [n/cm^2 \cdot sec]/MW_{th}$ 에 해당하며, 이 값은 하나로에 비해 약 35% 이상 성능이 향상된 것으로 나타났다.

## Acknowledgements

본 연구는 한국원자력연구소 기관고유사업으로 수행되었습니다.

## REFERENCE

1. 박철 외, "수출전략형 연구로 설계," KAERI/RR-2289/2002, 한국원자력연구소 (2003).
2. 박철 외, "연구용 원자로 현황 및 설계 특성," KAERI/AR-657/2002, 한국원자력연구소 (2002).
3. N. A. Hanan, et al, "Fluxes at Experiment Facilities in HEU and LEU Designs for the FRM-II," *Proceedings of 1997 International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors*, Jackson Hole, USA, October 5-10, pp. 401-411 (1997).
4. N. A. Hanan, et al, "Alternative LEU Designs for the FRM-II with Power Levels of 20-22MW," *Proceeding of 1999 International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors*, Budapest, Hungary, October 3-8 (1999).
5. Chang-Kyu Kim, "Advanced Fuel Development for Research Reactors," *Proceedings of IAEA/RCA Regional Workshop/Training Course on Core Management for Improved Utilization of Research Reactors*, Daejeon, Korea, May 13-24, pp. 229-267 (2002).
6. 조동건 외, "튜브/관/봉형 핵연료 집합체가 장전된 노심에 대한 특성 분석," HANARO Workshop 2003, 한국원자력연구소, 5월 16일 (2003)
7. 박철 외, "수출 전략형 연구로 설계 : 핵연료 선정 타당성 검토," KAERI/TR-2554/2003, 한국원자력연구소 (2003).
8. 조동건 외, "고성능 연구로 핵설계를 위한 설계변수 특성 연구," 2003 추계학술발표회논문집, 용평, 10월30일-10월31일 (2003).
9. 이충성 외, "하나로 평형노심 특성분석," KAERI/TR-2320/2002, 한국원자력연구소 (2002).