

## 열에너지 초임계압경수로용 정방형 핵연료집합체를 위한 감속재 개념 설계

### A Conceptual Design of Solid Moderator for Rectangular Fuel Assembly for the Thermal SCWR System

주형국, 노재만, 유재운, 배운영  
한국원자력연구소  
대전광역시 유성구 덕진동 150번지

#### 요약

제4세대 원자로 후보중 하나인 초임계압경수로(SCWR)에 대한 타당성 연구의 일환으로 수행한 정방형의 핵연료집합체 개념 연구에서 주로 관심을 둔 부분은 감속재를 추가적으로 설계하는 것이다. 본 연구를 통해 십자형 고체감속재와 단위격자 고체감속재를 SCWR용 핵연료집합체에 함께 이용할 것을 제안하였다. 십자형 고체감속재를 이용함으로써 장전되는 핵연료봉 수를 늘려서 선출력밀도를 3×3 정방형 감속재의 경우보다 45% 정도 줄일 수 있었으며, 여기에 단위격자 고체감속재를 추가로 사용함으로써 집합체내 출력분포를 평탄하게 만들어 출력 첨두치를 4.5% 줄일 수 있었다. 제안한 SCWR용 정방형 핵연료집합체 개념에 대한 노심분석, 열수력 분석 및 격자 최적화 작업은 앞으로 계속 수행될 계획이다.

#### Abstract

As for the conceptual design of the SCWR system with thermal neutron spectrum, a rectangular fuel assembly has been conceptually designed. We have focused on the moderator design in order for SCWR fuel assembly to have the moderation power for thermal neutron spectrum. Both the cross-type and the single-pin solid moderators have been proposed for SCWR fuel assembly design. By using the cross-type solid moderator design, the number of fuel rods loaded in a SCWR fuel assembly was increased by 45% compared with 3×3 rectangular solid moderator and the resulting linear power density can be reduced. By additionally introducing the single-pin moderator, the power distribution of the fuel assembly became flatter compared with only the cross-type solid moderator and the power peaking factor was reduced to 1.07 from 1.12. The thermal hydraulic and the core neutronic analyses for the proposed SCWR fuel design will be performed in the future as well as the optimization of the design parameter.

## 1. 개 요

초임계압경수로는 원자력발전계통에서의 증기발생기, 증기건조기, 그리고 재순환 펌프 등을 제거함으로써 발전계통을 단순하게 만들 수 있고, 고온의 냉각수를 이용함으로써 발전소의 열효율을 44%정도 까지 높임으로서 개량된 화석발전소와 발전 단가에서 경쟁을 할 수 있는 입지를 갖고 있다. 이와 같은 장점 때문에 초임계압경수로는 제4세대 원전의 후보로 여러 나라에서 관심을 갖고 연구 개발을 수행하고 있다.<sup>1</sup> 우리나라에서도 초임계압경수로를 제4세대원전의 후보중 하나로 선택을 하여 2002년 말부터 그 타당성연구를 시작으로 연구개발을 수행중에 있다.

초임계압경수로의 냉각재 운전 온도는 일반적으로 290℃부터 510℃ 정도 이며, 이때 압력은 초임계압인 22.1MPa 보다 높다. 따라서 원자로심에서 냉각재인 물의 밀도는 정상운전 조건에서도 ~0.7g/cc에서 ~0.1g/cc로 변화가 매우 심하며, 평균 밀도도 기존의 가압경수로나 비등 경수로 보다 훨씬 낮은 값을 보이고 있다. 따라서 초임계압 원자로에서의 중성자스펙트럼은 낮은 감속재 밀도 때문에 상당히 경화되어, 냉각재인 물만으로는 열에너지 중성자스펙트럼을 갖기가 어렵다. 따라서 열중성자 스펙트럼을 갖는 초임계압경수로를 설계하기 위해서는 냉각재 외의 추가적인 감속재를 설치하는 것이 필요하다.

일본 동경대의 경우는 10년 이상을 초임계압원자로에 대한 연구를 수행하여 왔으며, 열에너지 초임계압경수로를 위한 감속재로 water rod를 사용할 것을 제안하였다.<sup>2,3</sup> 이 water rod 개념은 유럽의 High Performance Light Water Reactor (HPLWR) 프로그램에서도 도입하여 연구중이다.<sup>4,5</sup> 동경대나 HPLWR프로그램에서의 water rod는 핵연료 집합체내에 별도의 channel을 통하여 냉각재인 물이 노심 상부에서 하부로 흐르며, 노심 하부에서 노심과 배플벽 사이를 통한 냉각재와 합류한 후 다시 노심의 핵연료 사이를 통해 냉각재의 역할을 하면서 노심상부로 흘러가는 개념을 갖고 있다.<sup>5,6</sup> 이 water rod 개념은 냉각재와 같은 재질만으로 추가적인 감속재를 제공하는 장점이 있는 반면에, 노심 상부에서는 감속재 역할의 물이 흐를 수 있도록 별도의 배관 체계가 필요하다. 그러나 노심의 상부에는 제어봉이 구동할 수 있는 공간이 확보되어야 하고, 핵연료 재장전 작업이 가능하도록 해야 하는 점이 있어 그 구조적인 면에서 상당히 복잡해지는 단점이 있다.

미국의 아이다호 연구소 (INEEL; Idaho National Engineering and Environmental Laboratory)는 water rod 대신 고체 감속재를 제안하였다. INEEL은 고체 감속재 물질의 후보로 zirconium hydride, Be, BeO, C 및 SiC 등에 대하여 핵적인 성능 평가를 수행한 결과 zirconium hydride를 열에너지 초임계압경수로의 감속재를 위한 최적 물질로 선정하였다.<sup>7</sup> 이 zirconium hydride는 일본 동경대의 연구에서도 고속

에너지 초임계압 경수로의 void 계수를 줄이기 위해 감속재로 사용되기도 했다.<sup>8</sup>

본 논문은 국내에서의 초임계압경수로 타당성 연구의 일환으로 정방형 핵연료집합체에 대한 핵적인 개념설계를 다루고 있으며, 특히 SCWR 노심이 열에너지 스펙트럼을 갖도록 감속재 설계에 주 관점을 두었다. 감속재 설계의 주 방향은 비록 water rod가 그 효율면에서 장점이 있지만, 노심 상부 구조를 너무 복잡하게 만드는 단점이 있어 우선 INEEL이 제시한 방안과 같은 고체 감속재설계에 관심을 두었다. INEEL은 고체 감속재의 형태를 핵연료 자리 2×2를 차지하는 정방형으로 제안하였으나, 본 논문에서는 십(十)자형태를 제안하였다. 십자형태의 감속재의 제안 이르는 집합체에 장전되는 핵연료봉의 수를 늘여 선출력밀도를 낮추는 데 있다.

## 2. 초임계압경수로 핵연료집합체 개념 설계

### 2.1 초임계압경수로 핵연료 기본 설계 인자

초임계압경수로 개념설계를 위한 기본 요건으로는 GEN-IV technical road map에서 설정한 아래와 같은 설계인자를 사용하였다.

- 초임계압경수로의 전기출력 : 1700MWe,
- 초임계압경수로 발전소의 열효율 : ~44%,
- 원자로심의 출력밀도 : ~100MWth/m<sup>3</sup>,
- 핵연료의 평균 방출 연소도 : ~45GWD/tHM.

원자로심의 높이는 전형적인 가압경수로의 값인 3.6m로 하였으며, 노심의 유효반경은 ~100MWth/m<sup>3</sup>의 출력밀도를 맞추기 위해 3.8m로 설정하였다. 또한 원자로심내의 핵연료집합체의 수는 157개를 선정하였다. 일반적인 설계인자는 표1에 요약되어 있으며, 구체적인 설계 인자 및 목표는 타당성 연구가 완료되는 시점에 제시될 계획이다.

표1. 초임계압경수로 설계 인자 요약

System Design Parameter	Value
Rated Power, MWe	1700
Net Thermal Efficiency, %	~44
Average Power Density, MWth/m <sup>3</sup>	~100
Effective Core Height, m	3.6
Core Diameter, m	3.8
Number of Fuel Assembly in a Core	157
Average Discharge Burnup, MWD/tHM	~45,00



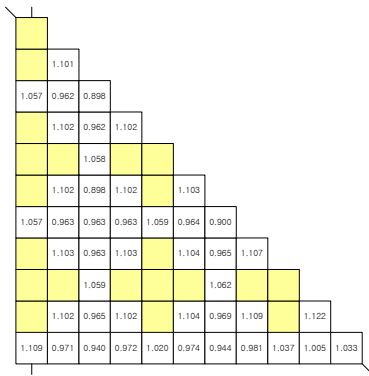


그림3. 집합체 간격을 넓게한 SCWR 핵연료집합체 출력분포

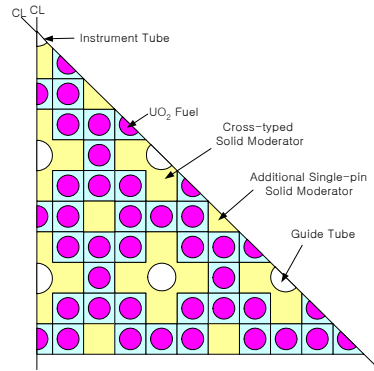


그림4. 십자형 및 단위격자 감속재 개념

그림3은 핵연료집합체 사이의 간격을 1cm로 증가시킨 경우의 출력분포를 보여주고 있다. 출력분포는 집합체 주변 및 중앙부의 출력 균형이 이루어진 형태를 보이고 있다. 그러나 출력첨두치는 1.12로 그림2의 경우 보다 비록 4%정도 감소된 것으로 나타났지만, 아직도 높은 값을 보이고 있다. 이 높은 출력을 내는 핵연료봉은 주로 감속재 주변의 핵연료이며, 이와 반대로 감속재와 전혀 접하지 않는 핵연료의 출력은 낮게 나타나고 있다. 이와 같이 부분적으로 감속재의 배치가 불균형적으로 됨으로서 지역적인 출력 굴곡이 나타나고 있다. 따라서 이를 해결하기 위하여 단위격자 크기의 고체 감속재를 그림4와 같이 추가로 배치하는 안을 제시하였다.

단위격자 감속재를 추가 배치하는 경우의 출력분포는 그림5와 같은데 출력첨두치는 1.12에서 1.07로 줄어들었다. 단위격자 감속재를 추가 도입하면서 장전되는 핵연료봉의 수가 집합체당 316개에서 284개로 줄어들어 선출력밀도가 증가하게 되지만, 이는 출력첨두치가 감소함으로서 부분적으로 보상이 되고 있으며, 핵연료봉의 일부를 감속재로 대체하는 것은 감속재 대 핵연료 비를 증가시킴으로서 핵연료의 경제성을 제고시키는 장점도 있다.

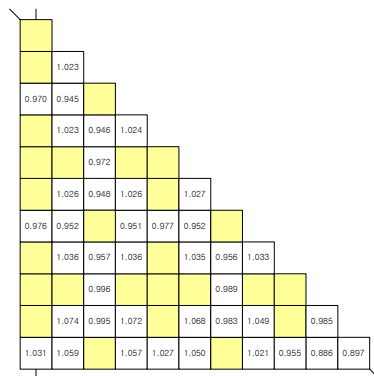


그림5. 십자형 및 단위격자 감속재 핵연료집합체의 출력분포

표2. SCWR용 핵연료집합체 개념 설계 인자 요약

System Design Parameter	Value
Fuel Assembly Array	21×21
Assembly Pitch, cm	25.15
Number of Cross-type Solid Moderator in a FA	25
Number of Single-pin Solid Moderator in a FA	32
Number of Instrument Tube	1
Number of Control Rod Guide Tube	24
Fuel Pitch, cm	1.15
Pellet Radius, cm	0.82
Clad Outer Radius, cm	0.95
Clad Thickness, cm	0.055
Clad Material	Ni-alloy
Average Enrichment of UO <sub>2</sub> , %	5.8
Average Discharge Burnup, MWD/tHM	~45,000

따라서 본 연구에서의 초임계압경수로용 정방형 핵연료집합체는 우선 십자형 감속재와 단위격자 감속재를 함께 사용하는 개념을 고려하고 있다. 핵연료집합체는 21×21형태의 핵연료배열, 핵연료봉의 격자간격은 1.15cm, 그리고 1cm의 집합체간 간격을 포함한 핵연료집합체간 거리는 25.15cm로 우선개념설계안으로 설정하였다. 핵연료펠렛의 외경은 0.82cm, 그리고 핵연료 피복관의 외경은 0.95cm 이며, 핵연료 피복관의 재료는 고온에서 잘 견디는 nickel-base 합금으로 설정하였다. 이와 같은 핵연료의 개념설계안이 표2에 요약되어 있으며, 핵연료설계의 최적화 등 구체적인 설계는 타당성 연구가 종료되면 수행될 계획이다.

### 3. 초임계압경수로용 핵연료의 핵적 특성

#### 3.1 연소 특성 및 예상 방출 연소도

초임계압경수로용 핵연료의 물질은 우선 UO<sub>2</sub>로 고려하고 있으며, 이산화우라늄 핵연료의 농축도를 정하기 위해서 선형반응도 모델을 이용하였다. 핵연료관리 형태는 3배치로 가정하였으며, 각 핵연료배치의 주기별 출력 분담률은 1주기에는 1.16, 2주기에는 0.76, 그리고 마지막 3주기에는 1.08로 하였다. 그리고 노심 외부로 유출되는 중성자를 고려한 반응도 손실은 5%Δρ를 가정하였다. 이와 같은 주기별 출력 분담률 및 중성자 누출에 따른 반응도 손실은 유사한 크기의 노심을 갖는 가압경수로에 대한 분석 결과를 우선 이용하였다. 그림6은 단위 핵연료집합체의 연소도에 따른 반응도 변화를 보여주고 있으며, 위의 선형반응도 모델을 이용하여 핵연료의 방출 연소도가 ~45,000MWD/tHM인 핵연료의 농축도는 약 5.8%인 것으로 추정되었다.

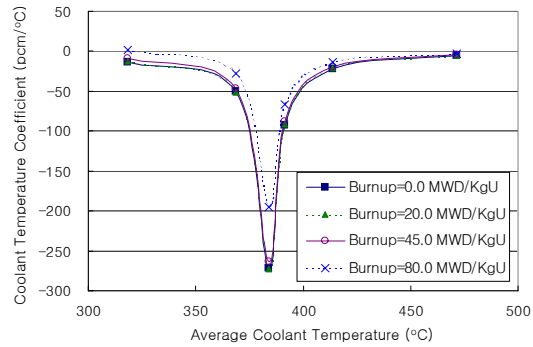
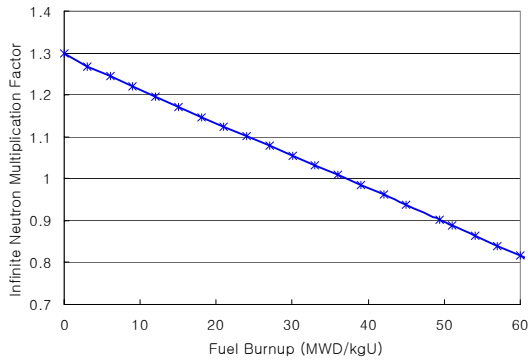


그림6. SCWR 핵연료의 연소도별 반응도      그림7. SCWR 핵연료의 감속재온도계수

### 3.2 반응도 인자

초임계압 경수로 핵연료집합체의 냉각재온도계수, 핵연료온도계수, 그리고 제어봉 반응도 등 반응도 인자를 HELIOS코드를 이용한 2차원 단위 집합체 계산으로 구하였다. 냉각재 온도계수는 냉각재 온도 변화에 따른 밀도 변화가 포함되어 있는데, 각 연소도별 냉각재 온도에 따른 냉각재온도계수 변화는 그림7과 같다. 냉각재의 온도가 pseudo-critical 온도 근처에서는 온도 변화에 따른 밀도 변화가 크기 때문에 그림7과 같은 깊은 계곡과 같은 형태를 보여주고 있다. 핵연료연소도에 따른 변화는 연소도가 커짐에 따라 양의 값을 갖는 경향을 보이고 있으며, 연소도 80MWD/kgU에서는 냉각재온도계수가 양이 되는 경우를 보이고 있다. 그러나 예상 방출연소도가 45MWD/kgU임을 고려하여 보면 정상 운전중에 void계수가 양의 값을 가질 것이라고 예상되지는 않는다.

핵연료 온도계수는 그림8과 같다. 연소도 초기에는  $-1.7\text{pcm}/^\circ\text{C}$ 에서 연소도가 45MWD/kgU인 경우에는  $-1.35\text{pcm}/^\circ\text{C}$ 으로 연소도에 따라서는 점차 양의 값으로 가는 경향을 보이고 있다. 가압경수로의 경우와 비교해서도 보다 양의 값을 갖는 것으로 나타났다.

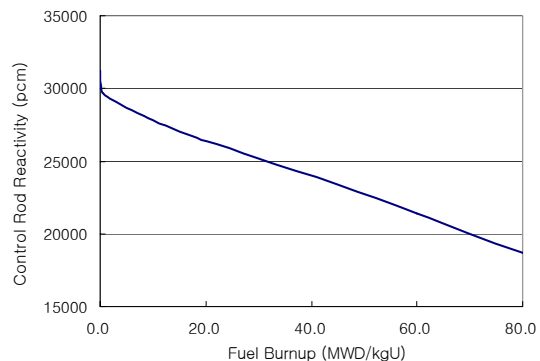
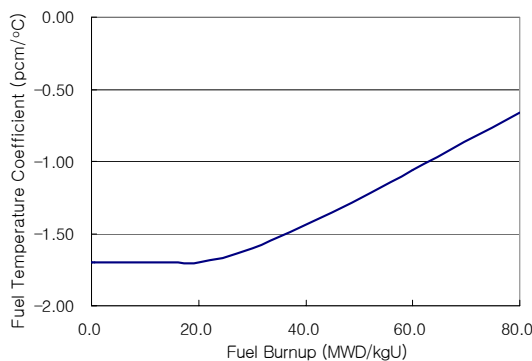


그림8. SCWR 핵연료의 핵연료온도계수

그림9. SCWR 핵연료의 제어봉 반응도

그림9는 제어봉의 반응도를 나타내고 있다. 본 연구에서 제어봉의 물질은 Ag-In-Cd로 가정하였으며, 그림9에서의 제어봉의 반응도는 핵연료집합체에 제어봉이 모두 인출한 상태와 모두 장전된 상태의 반응도 차이를 의미한다. 연소초기에는 -30,000pcm이었던 제어봉의 반응도는 45MWD/kgU의 연소도에서는 -23,000pcm으로 줄었다. PWR과 비교하면 약 20% 정도 적은 값을 나타내고 있다.

#### 4. 결론 및 논의

열에너지의 초임계압경수로에 대한 타당성 연구의 첫 단계로 이 원자로심에서 사용하게 될 핵연료집합체에 대한 개념 설계를 수행하고 있다. 핵연료집합체의 형태는 정방형의 21×21 핵연료 배열을 갖는 구조를 우선 선정하였다. 초임계압경수로의 노심에서 냉각수의 평균 밀도는 ~0.3g/cc 정도로 기존의 경수로에 비해 낮기 때문에 열에너지의 중성자 스펙트럼을 유지하기 위해서는 추가적으로 필요한 감속재 설계에 주 관점을 두었다. 이에 따라서 십자형 고체감속재와 단위격자 고체감속재를 SCWR용 핵연료집합체에 함께 이용할 것을 제안하였는데, 십자형 고체감속재를 이용함으로써 3×3 정방형 감속재의 경우보다 장전되는 핵연료봉 수를 45% 정도 늘려서 선출력밀도를 같은 정도로 줄일 수 있었으며, 여기에 단위격자 고체감속재를 추가적으로 사용하므로써 집합체내 출력분포를 평탄하게 만들어 출력 침투치를 1.12에서 1.07로 줄일 수 있었다. 제안한 SCWR용 핵연료집합체에 대한 반응도 특성을 분석한 결과, 냉각재온도계수는 pseudo-critical온도 부근에서 급격히 변하는 현상이 나타나고 있으나, 정상 운전 범위내에서는 항상 음의 온도계수를 갖는 것으로 평가되었다. 핵연료 온도계수 및 제어봉의 반응도는 기존의 가압경수로 보다는 낮은 값을 보이고 있다.

제안한 SCWR용 정방형 핵연료집합체 개념에 대한 노심분석, 열수력 분석 및 격자 최적화 작업은 앞으로 계속 수행될 계획이다.



## 참고 문헌

1. A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems, GIF-002-00, USDOE Nuclear Energy Advisory Committee and the Generation IV International Forum, December (2002).
1. M.Lung, A Present Review of The Thorium Nuclear Fuel Cycles, Nuclear Science and Technology, European Commission, 1997.
2. Y.OKANO, S. KOSHIZUKA, and Y.OKA, "Design of Water Rod Cores of a Direct-Cycle Supercritical-Pressure Light Water Reactors," Ann. Nucl. Energy, 21, 601 (1994).
3. K.DOBASHI, A.KIMURA, Y.OKA, and S. KOSHIZUKA, "Conceptual Design of a High Temperature Power Reactor Cooled and Moderated by Supercritical Light Water," Ann. Nucl. Energy, 25, 487 (1998).
4. X.CHENG, T.SCHULENBERG, D.BITTER-MANN, and P.RAU, "Design Analysis of Core Assemblies for Supercritical Pressure Conditions," Nucl. Eng. Design, 223, 279 (2003).
5. G.RIMPAULT et al., "Core Design Feature Studies and Research Needs for High Performance Light Water Reactors," Proc. ICAPP2003, Cordoba (2003).
6. Y.OKA and S.KOSHIZUKA, "Supercritical-Pressure, Once-Through Cycle Light Water Cooled Reactor Concept," J.Nucl.Sci.Technol., 38, 1081, (2001).
7. J. BUONGIORNO and P.E.MACDONALD, "Study of Solid Moderators for the Thermal-Spectrum Supercritical Water-Cooled Reactor (Neutronics), Proc. ICAPP2003, Cordoba (2003).
8. T.JEVREMOVIC, Y.OKA, and S.KOSHIZUKA, Negative Void Reactivity in Fast Breeder Reactors Realized by Adding Thin Zirconium-Hydride Layers Between Seeds and Blankets," Proc. Int. Conf. Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants, Vol. II, P9.5-1, Atomic Energy Society of Japan, Tokyo, (1992).
9. R.STAMMLER et al., "User's Manual for HELIOS," Scandpower, 1994.