

FRAPCON2을 사용한 DUPIC핵연료 거동 예측 : 열적분석

김 희문, 박 광현, 심 기섭*

경희대학교

원자력연구소*

요약

경수로용 전산코드인 FRAPCON2를 CANDU 핵연료의 거동에 사용하기 위하여 소결체-피복관 틈새 열전도 모형과 소결체내 중성자속 분포 모형을 개조하였다. 기존의 CANDU핵연료 전산코드와 비교한 결과 CANDU핵연료의 열적거동 분석에 있어 거의 동일한 결과를 얻었다. 이를 사용하여 DUPIC 핵연료의 열적 거동특성을 알아보았다. 고용성 핵분열생성물에 의해 감소된 DUPIC 핵연료의 열전도도에 의하여 핵연료 중심부 온도가 증가됨을 알 수 있었다. 선출력 500W/cm에서 중심온도가 230~320K 정도 증가하였다. 따라서, DUPIC핵연료 설계에서 중심온도 증가에 대한 세밀한 분석이 요구된다.

1. 서론

DUPIC핵연료는 경수로에서 사용된 핵연료를 Hot Cell에서 건식가공(Dry Process)하여 소결체로 만들어 CANDU핵연료로 다시 사용하는 핵연료를 말한다. DUPIC핵연료는 초기부터 많은 핵분열생성물을 함유하고 있어, 기존의 CANDU핵연료와 핵적, 열적, 그리고 기계적 특성이 서로 다르다. 따라서, DUPIC 핵연료 설계 및 제작이 진행되는 현시점에서, 지금까지 알려진 DUPIC핵연료의 특성을 바탕으로 기존의 CANDU와 다른 DUPIC핵연료가 갖게될 주요 거동 차이를 예측하여, 이들을 핵연료 설계 및 제작시 고려할 수 있도록 하는 것이 필요하다.

핵연료의 거동을 예측하는 전산코드는 매우 많이 개발되어 있지만, 주로 LWR에 적용되어 사용되고 있고[2,3,4], CANDU핵연료를 기술할 수 있는 전산코드는 극히 제한적이다[5]. FRAPCON-2는 경수로 핵연료에서만 적용 가능한 전산코드이지만, CANDU핵연료를 고찰해 볼 때, 경수로 핵연료와 그 형태의 차이, 그리고 피복관을 비롯한 주요 특성의 차이에도 불구하고, 핵연료봉의 연소중 거동을 기술하는데 있어 경수로핵연료에서 적용되는 주요 방법론이 거의 그대로 CANDU핵연료에 적용될 수 있다. 따라서, 본 연구에서는 경수로핵연료만을 기술할 수 있는 FRAPCON-2를 CANDU핵연료에 적용할 수 있는지에 대한 가능성을 타진하여 보았다. 그리고, 그 결과를 이용하여 DUPIC핵연료의 거동, 특히 열적 특성에 관하여 기술하여 보았다.

2. 본론

2.1 FRAPCON-2의 CANDU 핵연료에 대한 적용 방법론 (열적 특성).

CANDU핵연료가 경수로핵연료에 비해 크게 다른 차이점을 표-1에 나타내었다. CANDU핵연료는 경수로핵연료와 달리 원자로 내에서 수평으로 삽입되어 연소되며, 경수로에 비해 두께가 얇은 피복관을 사용하여 원자로 내 고압에서 변형되어 소결체와 밀착하게 된다. 그리고 소결체와 피복관 사이에 탄소피막(graphite coating)이 존재한다. 이와 같은 차이에 의해 소결체와 피복관의 틈새(gap)에 관해 보다 세심한 기술이 요구된다. 아울러, 핵적 특성도 차이가 나서, 같은 출력 조건에서 Pu생성량이 경수로에 비해 높아 소결체 내부 열출력 변화에도 영향을 미친다.

특성	CANDU 핵연료	경수로 핵연료
로내 배열 방법	수평적 배치	수직적 배치
피복관 형태	두께가 얇음. 연소중에 소결체와 밀착 (collapsible)	1차계통수의 압력을 견디어, 소결체와 간격을 유지.
피복관 내부 피막	탄소 피막이 존재	없음.
Pu-239 생성	PWR에 비해 2 배*	- -

표-1. CANDU핵연료와 경수로 핵연료의 주요 특성 차이 (*ORIGEN2를 사용).

피복관 틈새의 열전도(gap conductance)를 CANDU핵연료에 맞게 하기 위하여 FRAPCON2에서 사용되는 틈새 열전도를 CANDU핵연료에 적용될 수 있게 변형시켰다[6]. CANDU핵연료는 피복관이 소결체와 밀착되지만 탄소 피막과 소결체와 피복관의 표면 거칠기(roughness)에 의해 약간의 공간을 형성하여 열을 전달한다. 사용된 틈새 열전도도는 다음과 같다.

$$H_{tot} = H_R + H_{GAS} + H_{SOL}$$

여기서, H_R 열방사에 의한 전달, H_{GAS} 는 기체의 열전달, 그리고 H_{SOL} 는 소결체와 피복관의 접촉에 의한 열전달을 나타낸다. H_{GAS} 와 H_{SOL} 은 다음과 같다.

$$H_{GAS} = \frac{K_{GAS} \times 10^{-3}}{[1.5(R_F + R_C) + R_{COAT}] \times 10^{-6} + d_{TJ}}$$

$$H_{SOL} = \frac{K_m P_{cont}^{1/2}}{8.6 \times 10^{-3} R^{1/2} H_{Meyer}}$$

여기서, K_{GAS} 는 틈새에 존재하는 혼합기체의 열전도도이고, R_F 와 R_C 는 각각 소결체와 피복관의 거칠기, R_{COAT} 는 탄소 피막의 유효거칠기, 그리고 d_{TJ} 는 기체의 열 점프거리(thermal jump distance)이다. 그리고 K_m 과 R 은 소결체와 피복관의 유효 열전달계수와 거칠기이고, H_{Meyer} 는 피복관의 Meyer 정도이다.

CANDU핵연료는 피복관이 소결체에 밀착되므로 계산시 틈새의 간격은 변화가 없도록 하였다. 그리고, 주요 물성 -기체 확산계수, jump distance, 거칠기 등 -은 FRAPCON2의 값들을 그대로

사용하였다. 그림-1은 열출력 200 - 500 W/cm 사이에 소 FRAPCON2에 위의 모형을 적용하여 구한 틈새열전도도를 나타낸 그림이다. 비교를 위해 CANDU핵연료를 잘 모사하는 ELESIM의 결과도 나타내었다[7]. 여기서 열린 기호는 ELESIM으로 구한 결과이고 닫힌 기호는 FRAPCON-2의 계산결과를 나타낸다. 500W/cm의 경우를 제외하고는 결과가 매우 잘 일치하고 있다. 500W/cm에서는 연소도에 따라 변화되는데 이는 주로 접촉 압력의 차이에 기인하는 것으로 분석되었다. 이는 기계적 분석분야를 조정하므로서 일치시킬 수 있는 부분이지만 본 연구에서는 열적 특성을 주 관점으로 보아 이 차이를 인정하고 핵연료 거동을 분석하였다.

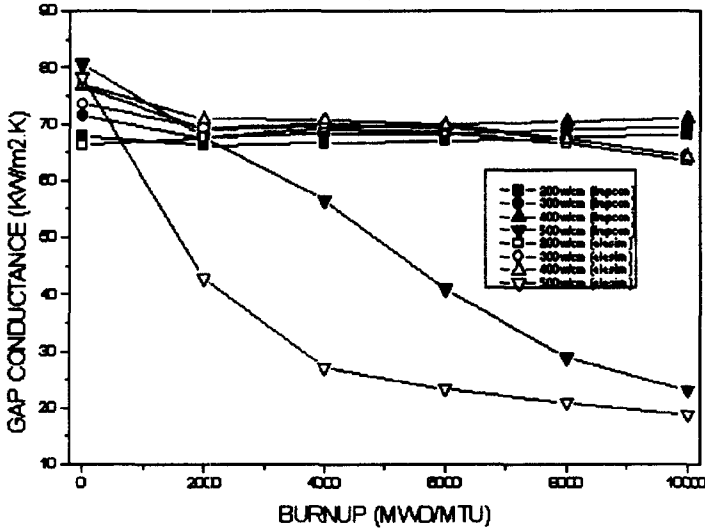


그림 1 연소도에 따른 틈새 열전도도.

핵연료내 열중성자 흡수에 의해 열중성자속은 소결체 내부에서 중심으로 갈수록 그 값이 감소하는 분포를 이루고, 연소도에 따라 플루토늄의 생성에 의하여 열중성자속의 분포가 변화하여 점차 중심의 열중성자속은 감소하게 된다. 중성자속 분포형태는 다음과 같이 나타낼 수 있다.

$$\phi = I_0(\alpha r)$$

여기서 α 값과 유효이동거리 λ_{abs} 는 다음과 같다.

$$\alpha = (3/\lambda_{tr}\lambda_{abs})^{1/2}$$

$$\frac{1}{\lambda_{abs}} = n_{mo}(\overline{\sigma_{235}U} + \overline{\sigma_{239}P} + \overline{\sigma_{238}(1-U-P)})$$

여기서, P 와 U는 각각 액티나이드에서 Pu와 U이 차지하는 분율을 나타낸다.

소결체를 수십 개의 동심원(annulus)로 구분하고 각 동심원 부분에서 Pu-239의 양을 계산하여 지속적으로 Pu의 성분을 변화시킨다. 계산에 사용되는 자료 및 계산체계는 FRAPCON-2를 그대로 사용하였으나, Pu-239의 생성량을 경수로에서의 발생량의 2배로 설정하였다. 그림-2는 위의 식을 사용하여 선출력에 따른 핵연료의 중심온도의 연소도에 따른 변화를 나타낸 그림이며, 그 결과를 ELESIM 과 비교한 것이다. 넓은 선출력 영역(200 - 500 W/cm)과 긴 연소도 값 (~ 10,000 MWD/MTU)에서 중심온도가 잘 일치함을 보여주고 있다.

따라서, 핵연료의 온도를 구하는데 있어 경수로 핵연료와 중수로 핵연료의 중요 차이점만을 고려하여 보정하면 기존의 경수로 핵연료의 분석코드인 FRAPCON2로 중수로 핵연료를 충분히 기술할 수 있음을 보여 주고 있다.

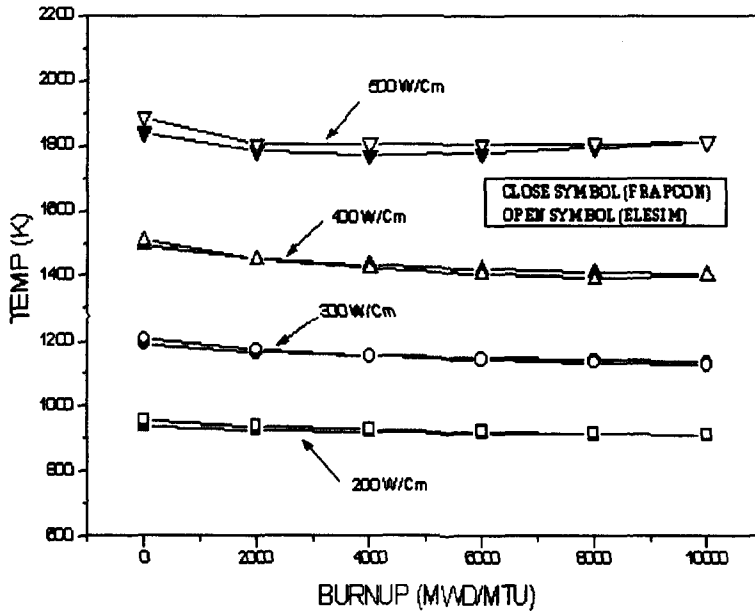


그림 2 연소도에 따른 핵연료 중심 온도

2.2 DUPIC 핵연료의 열적 거동 특성.

DUPIC 핵연료는 초기부터 많은 핵분열 생성물을 함유하고 있다. 이중 고연성 핵분열 생성물은 이산화우라늄 격자원자에 비해 차이가 나는 원자량에 의해 포논산란을 초래하여 열전도도를 떨어뜨린다. 그 반면 금속 핵분열 생성물은 열전도도를 증가시키지만 건식가공 중에 많은 양들이 소실될 것으로 보여 본 분석에서는 금속석출물들의 영향을 무시하였다. DUPIC 핵연료의 재료로 사용되는 사용후 PWR 핵연료를 표준과 장주기 연소로 구분하여 분석을 수행하였다. 표준형 사용후 핵연료 연소의도는 35,000MWD/MTU, 장주기는 50,000 MWD/MTU로 설정하였다.

Simfuel에서 얻은 열전도도식[8]을 사용하여 DUPIC 핵연료의 열전도도, λ 를 추정하였다.

$$\lambda = \lambda_0 \cdot f_{rad} \cdot f_{s.s} \cdot f_{pore}$$

여기서 λ_0 는 순수 우라니아의 열전도도이고 f_{rad} , $f_{s.s}$, f_{pore} 는 각각 방사선조사, 고체고용체, 그리고 기공에 의한 영향을 나타낸다. 그 값들은 아래와 같다.

$$f_{s.s}(\beta) = \left(\frac{1.09}{\beta^{3.265}} + \frac{0.0643}{\sqrt{\beta}} \sqrt{T} \right) \arctan \left(\frac{1}{\frac{1.09}{\beta^{3.265}} + \frac{0.0643}{\sqrt{\beta}} \sqrt{T}} \right)$$

$$f_{pore} = (1 - 2.5p)$$

$$f_{rad} = 1 - \frac{0.2}{1 + \exp \frac{T-900}{80}}$$

여기서, β 는 %FIMA, T는 절대온도, p는 기공도를 나타낸다. β 값은 표준형에서 3.7%, 장주기에서는 5.32%이며, 밀도를 96.6% 이론밀도로 가정하였다.

그림-3은 DUPIC 핵연료의 열전도도의 온도에 따른 변화를 보여 주고 있다. DUPIC 핵연료의 저온부에서 열전도도 감소는 방사선조사에 따른 점결합의 발생과 고용성 핵분열생성물에 의해 발생되면, 점차 고온부에선 그 차이가 적어진다. 순수한 우라니아의 FRAPCON2와 MATPRO의 열전도도를 같이 비교하였다. FRAPCON2의 열전도도가 MATPRO에 비해 고온부에서 적게 예측하고 있다. 본 연구에선, 순수 우라니아의 열전도도로 FRAPCON2의 자료를 사용하였다.

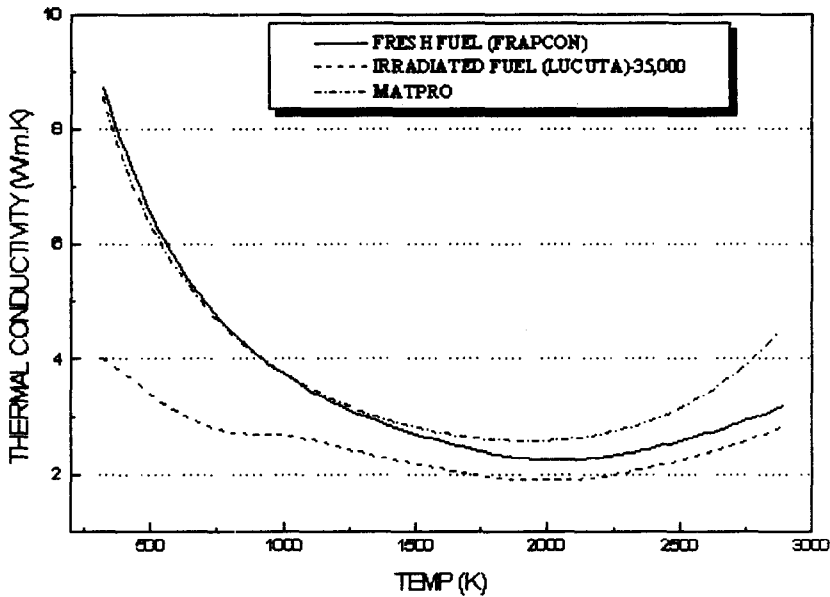


그림 3 핵연료의 열전도

DUPIC 핵연료의 틸새 열전도도와 소결체내 열 중성자속 분포가 거의 같다는 가정으로 DUPIC 핵연료의 온도 분포를 구하였다 (그림-4). 200W/cm의 선출력에서 핵연료 중심 온도는 1082K (표준) ~ 1117K (장주기)가 되고, 500W/cm에서는 2062K (표준) ~ 2154K (장주기)의 중심온도를 나타내고 있다. 즉, 고출력(500W/cm)에서 DUPIC 핵연료는 CANDU에 비해 230 ~ 320K의 온도가 증가된다. 이는 주로 고용체로 존재하는 핵분열 생성물에 의한 열전도도 감소에서 기인하는 것이다. 이와 같이 핵연료의 중심온도가 증가하면 핵분열 가스 방출이 가속화 될 수 있어 이에 대한 대책이 필요해 보인다.

현재 DUPIC 핵연료의 기계적 특성과 핵분열 기체 방출에 관련된 중요 실험자료의 부재로 본 연구에서 DUPIC 핵연료의 열적 특성에 한정하여 연구를 수행하였으며, 어느정도 정량적으로 DUPIC 핵연료의 온도 증가를 예측할 수 있었다. 현재 DUPIC 핵연료의 예상 연소도가 10,000MWD/MTU를 넘으므로 온도증가에 대한 핵연료 설계에서의 대비책이 필요해 보인다.

3. 결론

경수로에서만 적용되는 핵연료 성능 분석코드인 FRAPCON2 의 틸새 열전도도와 중성자속

분포도를 보정하여 CANDU핵연료에 적용하는 연구를 수행하였다. 열적 특성 분석 수행 결과를 CANDU전용 전산코드인 ELESIM과 비교하여보니 거의 동일한 결과를 얻을 수 있었다. 이를 DUPIC 핵연료의 로내 거동 연구에 적용하였으며, 선출력 200W/cm에서 핵연료 중심온도는 150~190K, 500W/cm에선 230~320K의 온도 증가를 가져왔다. DUPIC 핵연료의 증가될 연소도를 고려할 때 핵연료의 설계에 있어서 증가된 핵연료 중심온도에 대한 보다 세심한 연구가 요구된다.

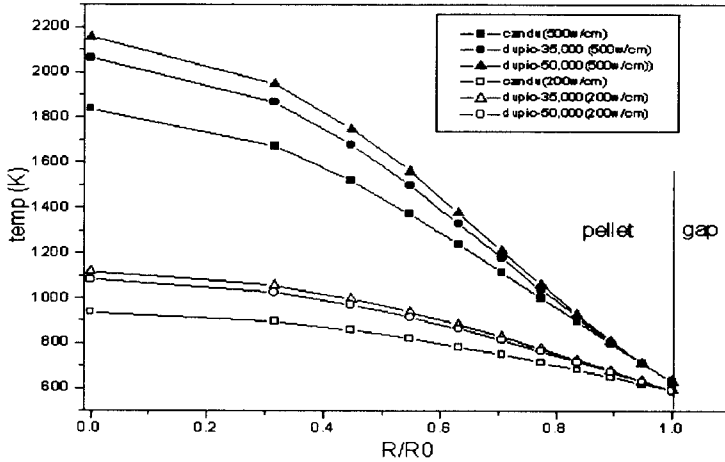


그림 4 DUPIC 핵연료 및 CANDU 핵연료의 반경에 대한 온도분포.

참고 문헌

- [1] F.R. Campbell, M.J.F. Notley, In-reactor Measurement of Fuel-To-Sheath Heat Transfer Coefficients Between UO₂ and Stainless Steel, AECL-5400 (1977)
- [2] G.A.Berna, Frapcon-2: A Computer Code for the Calculation of Steady State Thermal-Mechanical Behavior of Oxide Fuel Rods, NUREC/CR-1845 ((1981)
- [3] Femaxi-III: A Computer Code for the Analysis of Thermal and Mechanical Behavior of Fuel Rods, JAERI 1298 (1985)
- [4] Larry J.Siefken, Chris M. Allison, Michael P. Bohn, FRAP-T6 :A Computer Code for The Transient Analysis of Oxide Fuel Rods, NUREG/CR-2148 (1981)
- [5] M.J.F Notley , ELESIM :A Computer Code for Predicting The Performance of Nuclear Fuel Elements, Nucl. Technol., 44, 445(1979), AECL-6522 (1979)
- [6] J.Gittus, Water Reactor Fuel Element Performance Computer Modelling
- [7] 심 기섭, personal communication.
- [8] Gary Jacobs, Neil Todreas, Thermal Contact Conductance in Reactor Fuel Elements, Nucl.Science and eng. 50, 283-306(1973)
- [9] H.H. Wong, ELESTRES.M9C User's Manual and Code Description, CWAPD-347 (1980)