2000추계학술발표회 논문집
한국원자력학회

HYPER용 (TRU-Zr)-Zr 분산형핵연료봉 온도분포 모델링 및 예비 분석

Modeling and Preliminary Analysis on the Temperature Profile of the (TRU-Zr)-Zr Dispersion Fuel Rod for HYPER

이병운, 황완, 이봉상, 박원석

한국원자력연구소
대전시 유성구 덕진동 150

요 약

HYPER 용 핵연료로 TRU-Zr 금속 핵연료 및 (TRU-Zr)-Zr 분산형 핵연료가 고려되고 있다. 본 논문에서는 정상상태에서의 분산형 핵연료봉 성능해석을 위한 코드 개발을 위하여, 핵연료성능코드에서 주요한 모듈중의 하나인 핵연료봉 온도분포 해석용 모델을 개발하였다. 본 모델은 핵연료봉의 반경방향 온도를 1 차원적으로 계산하며, 이에따른 온도분포 해석결과를 U_3Si-Al 분산형 연료, TRU-Zr 금속연료와 비교하였다. 본 논문에서 개발된 핵연료봉 온도분포 해석용 모델은 분산형 핵연료봉 성능해석 코드에 설치될 예정이다.

Abstract

Either TRU-Zr metal alloy or (TRU-Zr)-Zr dispersion fuel is considered as a blanket fuel for HYPER (Hybrid Power Extraction Reactor). In order to develop the code for dispersion fuel rod performace analysis under steady state condition, the fuel temperature distribution model which is the one of the most important factors in a fuel performance code has been developed in this paper,. This developed model computes the one dimensional radial temperature distribution of a cylindrical fuel rod. The temperature profile results by this model are compared with the temperature distributions of U_3Si-Al dispersion fuel and TRU-Zr metal alloy fuel. This model will be installed in performace analysis code for dispersion fuel.

1. 개론

현재 연구개발중인 핵종변환로 HYPER 용 핵연료로 TRU-Zr 금속 핵연료 및 (TRU-Zr)-Zr 분산형 핵연료가 고려되고 있다. 분산형연료의 경우 현재 실험이 시작되는 단계로서 이에 대한 성능해석 코드는 아직 개발되어 있지않다.

본 논문에서는 정상상태에서의 분산형 핵연료봉 성능해석을 위한 모델개발의 일환으로, 핵연료성능코드에서 주요한 모듈중의 하나인 핵연료봉 온도분포를 위한 모델링을 개발하고 이에따른 예비 분석을 수행하였다.

TRU 열팽창계수, 열전도도 등의 필요한 재료특성은 아직 TRU 에 대한 실험데이터가 아직 없는 실정이므로, TRU 의 대부분을 차지하는 Pu 에 대한 데이터를 사용하였다.

본 모델은 핵연료봉의 반경방향 온도를 1 차원적으로 계산한다. 이와 같이 해석된 결과는 현재 연구로에서 분산형 연료로 사용되고 있는 U_3Si-Al 연료의 온도분포와 비교하였으며, HYPER 연료로 고려되고 있는 TRU-Zr 금속연료와의 온도분포 결과와 비교하였다.

2. 온도분포 모델링

그림 1 은 본 모델링에 사용되는 분산형 연료의 구조를 나타낸다. 본 모델링에서는 (TRU-Zr)-Zr 분산형 핵연료봉에 대하여 핵연료심 반경방향으로 25 개, 피복관은 7 개의 동심환 구간으로 나누어서, 각 동심환 구간에 대해 1 차원적 계산을 수행하도록 하였다.

온도분포 계산을 위하여 핵연료심과 피복관의 제원, 핵연료봉 선출력과 연소도, 원자로 가동 조건들을 입력데이터로 사용하며, 유한차분법 (FDM)으로 핵연료봉의 반경 방향으로 1 차원적 온도분포를 계산한다. 계산 순서 및 모델은 다음과 같다.

2.1 피복관 표면 온도

피복관 표면온도는 온도분포 계산을 위한 경계조건으로 사용되며, 다음과 같이 계산될 수 있다.

$$T_{co} = T_b + \Delta T_f + \Delta T_c. \qquad (1)$$

여기서, T_b : 냉각재 온도

ΔT_f : 강제대류시 막 온도 강하

ΔT_c : crud 및 산화층에 의한 온도 강하.

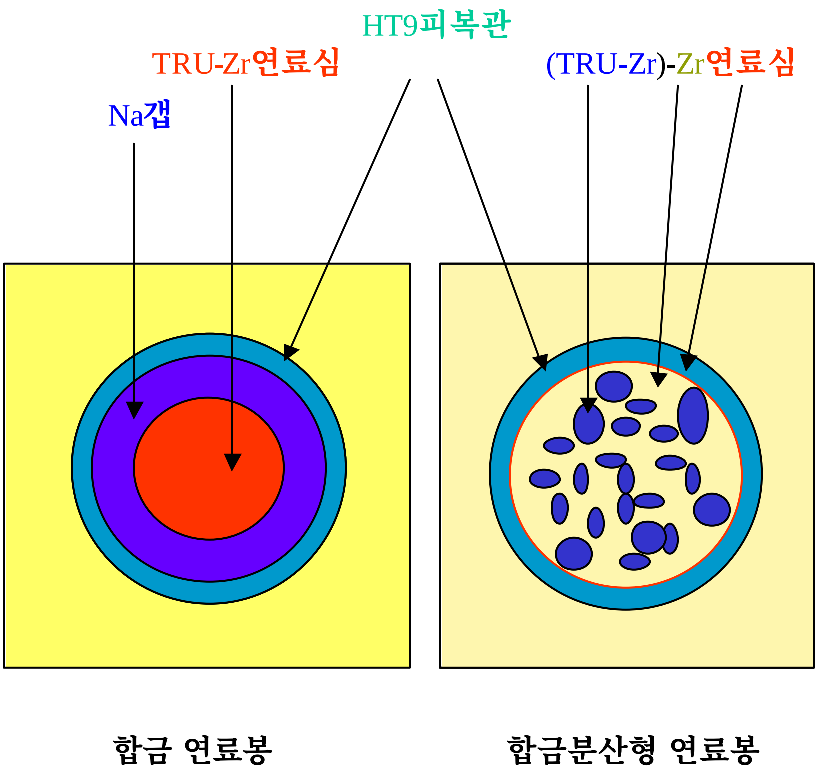

그림 1. 합금 연료봉과 분산형 연료봉 구조

강제대류시, 막온도 강하(ΔT_f)는 다음과 같이 나타낼 수 있다.

$$\Delta T_f = q''/H_f. \qquad (2)$$

여기서, q'' = 피복관 열속 ($q'/(2\pi R_{co})$)

H_f = 막 열전도도

q' = 핵연료봉 선출력

R_{co} = 피복관 외반경.

막 열전도도 값 H_f는 다음과 같이 계산될 수 있다[1].

$$H_f = Nu \cdot k/De \qquad (3)$$

여기서 k 는 냉각재 열전도도, Nu 는 nusselt number, De 는 유효등가직경이다.

De 는 다음과 같이 계산된다.

$$D_e = \frac{4\times(\frac{3\sqrt{3}}{2}s^2 - 2p\left(\frac{D_{co}}{2}\right)^2)}{2p\left(\frac{D_{co}}{2}\right)} \quad . \qquad (4)$$

여기서, s 는 pitch, D_{co} 는 피복관 외경을 나타낸다.

액체금속의 경우, Nu 는 Dwyer correlation 에 의해 다음과 같이 계산될 수 있다[1].

$$Nu = 6.66 + 3.126(s/d) + 1.184(s/d)^2 + 0.0155\ (\Psi Pe)^{0.86}. \qquad (5)$$

여기서, s/d 는 피치 대 핵연료봉 직경이며, Ψ 는 다음과 같다.

$$\Psi = 1 - 0.942(s/d)^{1.4}/Pr(Re/10^3)^{1.281}. \qquad (6)$$

여기서, d 는 핵연료봉 직경, Pe 는 Peclet number 이다.

Peclet number 는 다음과 같다.

$$Pe = Re \cdot Pr. \qquad (7)$$

여기서, Re 는 Reynold number, Pr 은 Prandtl number 이다.

방정식 (6)은 s/d>1.35 인 경우에 유효하고, 그렇지 아닌 경우에는 다른 값을 주어야 하지만, 현재의 HYPER 핵연료집합체 구조는 s/d 가 1.35 이상이므로 방정식 (6)은 타당하다고 할 수 있다.

Crud 및 산화층에 의한 온도 강하 ΔT_c 는 다음과 같이 나타낸다.

$$\Delta T_c = q''\delta_{co}/K_{co.} \qquad (8)$$

여기서, δ_{co} 는 crud 및 산화층 두께, K_{co} 는 crud 및 산화층의 열전도도이다.

방정식 (2), (8)을 방정식 (1)에 대입하면, 피복관 표면온도는 다음과 같다.

$$T_{co} = T_b + q'\ (1/H_f + \delta_{co}/K_{co}) / (2\pi R_{co}). \qquad (9)$$

2.2 핵연료봉 온도 분포

정상상태시 핵연료심의 온도분포 방정식은 다음과 같다.

$$\frac{d^2T}{dr^2} + \frac{dT}{rdr} + \frac{q'''}{K_f} = 0\,. \qquad (10)$$

여기서, K_f 는 핵연료심의 열전도도, q''' 는 단위부피당 발생률이다.

핵연료심의 열전도도 K_f 는 Maxwell equation[2]에 의해 다음과 같이 나타낸다.

$$K_f = K_s\,\frac{1-(1-a(K_p/K_s)b}{1+(a-1)b}\,. \qquad (11)$$

여기서, $a=3K_s(2K_s+K_p)$

$b=V_p/(V_s+V_p)$

V_s =연속상의 총 부피

V_p =분리상의 총 부피

K_s = 연속상의 열전도도

K_p = 분리상의 열전도도.

현재 TRU-Zr 에 대한 실험값이 없는 상태이므로, 가장 유사하다고 생각되는 Pu-Zr 에 대한 열전도도 값을 사용하여 방정식 (11)을 계산한다.

Pu-Zr 에 대한 열전도도 K_p 는 다음과 같다[3].

$$K_p = A + B \cdot T + C \cdot T^2 \quad (W/m \cdot K) \tag{12}$$

여기서,

$$A = 17.5 \cdot \left[\frac{(1 - 2.23W_{zr})}{(1 + 1.61W_{zr})} - 2.62W_{pu} \right]$$

$$B = 1.54 \times 10^{-2} \cdot \left[\frac{(1 + 0.061W_{zr})}{(1 + 1.62W_{zr})} + 0.90W_{pu} \right]$$

$$C = 9.38 \times 10^{-6} \cdot (1 - 2.70W_{pu})$$

W_{zr} = zirconium의 무게분율

W_{pu} = plutonium의 무게분율.

순수한 Zr 의 열전도도 K_s [4]는 다음과 같다.

$$K_s = 29.479 - 0.0315T + 3 \times 10^{-5} T^2 \ (W/m \cdot K). \tag{13}$$

또한 방정식 (10)을 유한차분법으로 전개하여 정리하면 다음과 같다.

$$\left(\frac{1}{\Delta R_f^2} - \frac{1}{2R_i \Delta R_f}\right) T_{i-1} + \left(\frac{-2}{\Delta R_f^2}\right) T_i + \left(\frac{1}{\Delta R_f^2} + \frac{1}{2R_i \Delta R_f}\right) T_{i+1} = \frac{-q'''}{K_f}. \tag{14}$$

여기서, $\Delta R_f = R_{i+1} - R_i$ 는 연료봉심에 대한 절점간 거리이다.

2.3 피복관 열전달 방정식

정상상태시, 피복관에서의 온도분포는 다음과 같다.

$$K_c \frac{d^2 T}{dr^2} + K_c \frac{dT}{r dr} = 0. \tag{15}$$

여기서, K_c 는 피복관의 열전도이다.

현재 HYPER에서는 피복관 재료로 HT9을 고려하고 있으며, HT9에 대한 열전도는 다음과 같다. [5]

K_c = 17.622 + 2.428 x 10^{-2}T – 1.696 x 10^{-5} T^2 (W/mK) for T <1050K (16.a)

K_c = 12.027 + 1.218 x 10^{-2}T (W/mK)for T≥ 1050K. (16.b)

방정식 (15)를 유한차분법으로 전개하여 정리하면 다음과 같다.

$$(\frac{1}{\Delta R_c^2} - \frac{1}{2R_i \Delta R_c})T_{i-1} + (\frac{-2}{\Delta R_c^2})T_i + (\frac{1}{\Delta R_c^2} + \frac{1}{2R_i \Delta R_c})T_{i+1} = 0 . \quad (17)$$

여기서, $\Delta Rc = R_{i+1} - R_i$ 는 피복관에 대한 절점간 거리이다.

2.4 핵연료심과 피복관 접촉지점에 대한 열전달

온도분포 방정식은 다음과 같다.

$$\frac{d^2T}{dr^2} + \frac{dT}{rdr} + \frac{q'''_{eff}}{K_{eff}} = 0 . \quad (18)$$

여기서, q'''_{eff} 는 핵연료심과 피복관 접촉지점에서 단위부피당 유효열발생률이며, K_{eff} 는 핵연료심과 피복관 접촉지점에서의 유효열전도도로서 다음과 같이 나타낼 수 있다.

$$\frac{1}{K_{eff}} = \frac{\frac{V_f}{V_f + V_c}}{K_f} + \frac{\frac{V_c}{V_f + V_c}}{K_c} . \quad (19)$$

여기서, $V_f = (R_{fo}^2 - (R_{fo} - \Delta R_f)^2$ 는 핵연료심과 피복관 접촉지점에서 핵연료심의 제어 체적이며, R_{fo} 는 핵연료심의 외경, $Vc = (R_{fo} + \Delta Rc)^2 - R_{fo}^2$ 는 핵연료심과 피복관 접촉지점에서 피복관의 체어제적이다.

방정식 (18)을 유한차분법으로 전개하여 정리하면 다음과 같다.

$$\begin{aligned}
&(\frac{2}{\Delta R_f(\Delta R_f + \Delta R_c)} - \frac{1}{\Delta R_i(\Delta R_f + \Delta R_c)})T_{i-1} \\
&+ (\frac{-2}{\Delta R_c(\Delta R_f + \Delta R_c)} - \frac{2}{\Delta R_f(\Delta R_f + \Delta R_c)})T_i \\
&+ (\frac{2}{\Delta R_c(\Delta R_f + \Delta R_c)} + \frac{1}{\Delta R_i(\Delta R_f + \Delta R_c)})T_{i+1} = \frac{-q'''_{eff}}{K_{eff}}
\end{aligned} . \quad (20)$$

2.5 핵연료봉 중심절점에서의 온도 분포

정상상태시 핵연료봉심의 온도분포 방정식 (10)에 L'Hospital's rule 을 적용하면, 핵연료봉 중심절점에 대한 온도분포 방정식은 다음과 같이 된다.

$$2\frac{d^2T}{dr^2} + \frac{q'''}{K_f} = 0. \qquad (21)$$

방정식 (21)을 유한차분법으로 전개하여 정리하면 다음과 같다.

$$\left(\frac{-2}{\Delta R_f^2}\right)T_i + \left(\frac{2}{\Delta R_f^2}\right)T_{i+1} = \frac{-q'''}{2K_f}. \qquad (22)$$

2.6 단위부피당 열발생률

고속중성자를 사용하는 원자로에서는 중성자의 mean free path 가 약 10-15 Cm 정도로 크기 때문에, 중성자에 의한 열발생률 변화는 무시할 수 있다. 따라서 각 동심환에서의 단위부피당 열발생율은 TRU 양에 비례하며, 연소도의 함수가 된다.

절점 i 에서의 단위부피당 열발생율은 다음과 같다.

$$q_i''' = \frac{q'}{pR_{co}^2}. \qquad (23)$$

여기서, R_{co} 는 피복관 외반경이다.

2.7 Solution method

위에서 유도된 유한차분 방정식 (14), (17), (20) 및 (22) 는 일반적으로 임의의 절점에 대하여 T 의 함수로 다음과 같이 나타낼 수 있다.

$$A_iT_{i-1} + B_iT_i + C_iT_{i+1} = D_i. \qquad (24)$$

경계조건으로 사용되는 피복관 표면 온도 방정식 (9)를 방정식 (24)에 적용하면, 방정식 (24)에서 온도분포는 모든 절점에 대하여 matrix 형태로 나타낼 수 있게 된다.

$$\begin{pmatrix} b_1 & c_1 & & & & \\ a_2 & b_2 & c_2 & & & \\ & a_3 & b_3 & c_3 & & \\ & & \cdot & \cdot & \cdot & \\ & & & & & c_{m-1} \\ & & & & a_m & b_m \end{pmatrix} \begin{bmatrix} T_1 \\ T_2 \\ T_3 \\ \cdot \\ T_{m-1} \\ T_m \end{bmatrix} = \begin{bmatrix} d_1 \\ d_2 \\ d_3 \\ \cdot \\ d_{m-1} \\ d_m \end{bmatrix}. \qquad (25)$$

방정식 (25)에서 각 절점에 대한 온도 Ti 는 tridiagonal matrix algorithm에 의해 계산한다.

3. 온도분포 해석 결과 및 검토

표 1은 본 논문에서 사용된 HYPER용 분산형 연료의 제원이 나타나 있으며, 금속연료의 제원은 노심의 핵적특성을 유사하게 하였을 때의 제원을 나타낸다.

표 1에서 보는 바와 같이 분산형 연료심 외경은 5.18mm, 피복관 두께는 0.75mm 이며, 2절에서 언급한 모델을 이용하여 표 1에서의 제원조건에서 온도분포 해석을 수행하였다.

표 1. 분산형 및 금속 연료 제원

Parameters \ Fuel Type		Alloy Fuel	Dispersion Fuel
Fuel slug	Fuel dia. (mm)	4.57	5.18
	Composition	50wt%TRU-50wt%Zr	45wt%(TRU-10Zr)-55wt%Zr
Integrated Gap between fuel slug and cladding (mm)		0.7 (75% SD)	0.1 (engineering gap)
Cladding (mm)	Inside dia	5.28	5.28
	Outside dia	6.68	6.68
	Thickness	0.7	0.70

그림 2는 연소도 10at%일 경우, 선출력에 따른 반경방향으로의 온도분포를 나타낸다.

즉 현재 연구로용 원자로에서 사용되는 U3Si-Al 분산형 연료와 HYPER용 (TRU-Zr)-Zr 분산형 연료 및 TRU-ZR 금속 연료와의 선출력에 따른 핵연료중심에서 피복관 외면까지의 온도분포를 나타낸다.

그림 2는 냉각재 온도가 610K일 경우, 연소도 10at%일 경우이며, U_3SI-Al의 matrix로 사용되는 Al의 열전도도가 (TRU-Zr)-Zr 연료에서 matrix로 사용되는 Zr보다 열전도도 측면에서 10배정도 좋기 때문에, U_3SI-Al분산형연료는 핵연료중심의 온도에서 피복관 외면까지 선출력이 60kW/m일지라도 약 90°C 차이뿐이 나지 않는다. 하지만 (TRU-Zr)-Zr 연료는 선출력이 21.6kW/m일 경우는 약 110°C, 선출력이 60kW/m일 경우는 약 300°C 정도 차이가 난다.

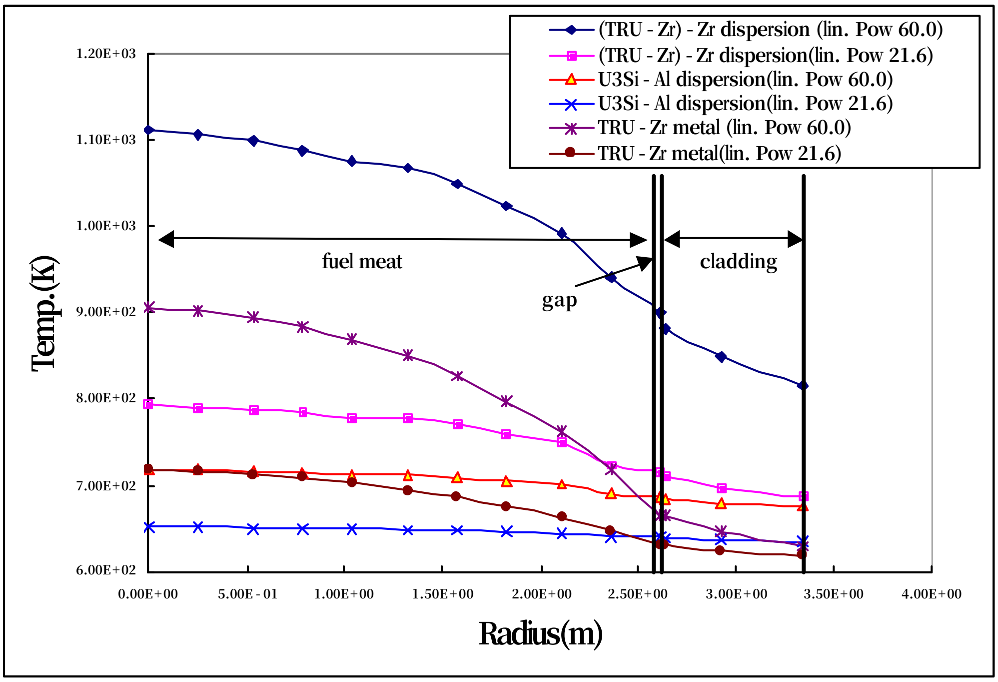

그림 2. 반경방향으로의 분산형 및 금속 연료봉 온도분포

그림 2 에서의 분산형 연료봉 온도분포 해석결과, HYPER 의 최대 선출력은 21.6kW/m 이므로, HYPER 에서는 핵연료 중심에서 피복관 외면까지 110°C 이하로 온도차이가 난다고 볼 수 있다.

또한 금속연료인 TRU-Zr 연료는 선출력이 21.6kW/m일 경우는 약 10°C, 선출력이 60kW/m일 경우는 약 250°C 정도 차이가 난다.

이는 TRU-Zr 금속연료가 (TRU-Zr)-Zr 분산형 연료보다 열전도도가 좋기 때문이며,그림 3 에 온도에 따른 분산형[6]및 금속연료의 열전도도를 나타내었다.

그림 3 은 연소도 5at%, 선출력이 21.6kW/m일 경우 (TRU-Zr)-Zr 의 핵연료심과 금속연료인 TRU-Zr 핵연료심에서 온도에 따른 열전도도를 나타낸 것이다. 핵연료심의 열전도도는 2 절의 모델링과정에서 언급하였듯이 온도의 함수이며, 핵연료심내에서 온도분포에 비례하고 있다는 것을 알 수 있다. TRU-Zr 분산형 핵연료심보다는 (TRU-Zr)-Zr 핵연료심의 열전도도가 상대적으로 상당히 좋기 때문에 온도강하가 분산형 핵연료심보다는 심하지 않다는 것을 알 수 있다. 이는 열전도도가 낮은 Zr 이 matirx 로 사용되고 있는 분산형 연료보다 금속연료인 TRU-Zr 이 열전도도가 훨씬 좋기 때문이다.

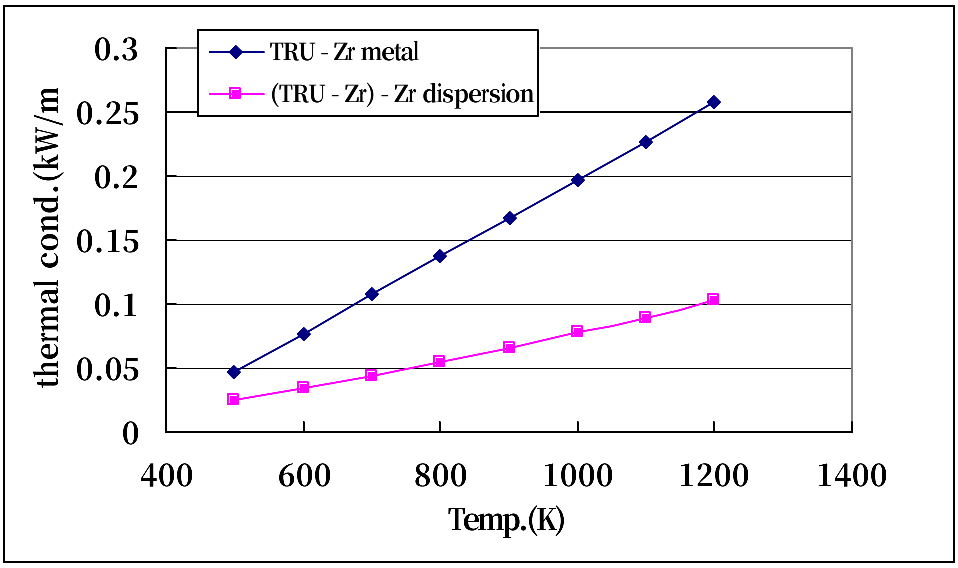

그림 3. 온도에 따른 분산형 및 금속 핵연료심 열전도도

4. 결론

본 논문에서는 정상상태에서의 분산형 핵연료봉 성능해석을 위한 모델개발의 일환으로, 핵연료성능코드에서 주요한 모듈중의 하나인 핵연료봉 온도분포를 위한 모델링을 개발하고 이에따른 예비 분석을 수행하였다.

모델링의 핵연료심과 피복관을 반경방향으로 나누어서, 각 구간에 대한 온도분포 지배방정식을 설정한 후, 이를 유한차분법으로 전개하여 각 구간에 대한 온도분포를 계산하였다.

이러한 모델링에 의한 분석결과를 현재 연구로용 원자로에서 사용되는 U_3SI-Al 분산형 연료와 HYPER에서 고려되고 있는 (TRU-Zr)-Zr 분산형 연료와의 선출력에 따른 핵연료중심에서 피복관 외면까지의 온도분포를 비교하였다. 분석결과 U_3SI-Al 분산형 연료보다는 열전도도가 떨어지며, 최대 선출력 21.6kW/m 의 경우 핵연료 중심에서 피복관 외면까지의 온도강하는 약 110°C 도 정도가 되는 것으로 나타났다.

또한 HYPER에서 또 하나의 핵연료 방안으로 고려되고 있는 TRU-Zr 금속연료와의 비교를 위하여 핵연료 중심에서 피복관 내면까지의 온도 강하, 피복관 내면에서 피복관 외면까지의 온도강하를 비교하였다. 비교 결과, 열전도도가 낮은 Zr 이 matirx 로 사용되고 있는 분산형 연료가 금속 연료인 TRU-Zr 보다는 분산형 연료보다 열전도도가 떨어진다는 것을 알 수 있었다.

향후 TRU 에 대한 실험데이터를 본 모델에 대입한다면 더욱 더 정확한 결과를 얻을 수 있을 것으로 판단되며, 본 논문에서 개발된 핵연료봉 온도분포 모델은 분산형 핵연료봉 성능해석 코드에 설치될 예정이다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력중장기 연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

참고문헌

[1] John R. Larmarsh, Introduction to Nuclear Engineering, chapter 8, Addison Wesley Publishing Company, 1982

[2] L.S.Tong and J.Weisman, Thermal Analyses of Pressurized Water Reactors, American Nuclear Society, 1970, p55

[3] M.C.billone, Y.Y.Liu, Status of fuel element modeling codes for metallic fuels, Proceedings ANS International Conference-Reliable fuels for LMRs, Sep 7-11, 1986

[4] Yoichi TAKAHASHI, Michio YamaWaki, "Thermophysical Properties of Uranium-Zirconuum Alloys, Journal of Nuclear Materials 154 (1988) 141-144

[5] SANDVIK data sheet, "SANDVIK HT9" S-1720-ENG, SANDVIK steel catalogue, May, 1981

[6] W.Hwang et al., "Preliminary Analysis on the Temperature Profile of Blanket Rod for HYPER" Proceedings of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting, Seoul, Korea, Oct 1999