

핵연료 크러드가 원전 재관수 열전달에 미치는 영향

유진, 김병재*
충남대학교 기계공학부

Effects of Crud on reflood heat transfer in Nuclear Power Plant

Jin Yoo, Byoung Jae Kim*
School of Mechanical Engineering, Chungnam National University

요약 크러드는 원자력 발전소 운전 시 핵연료 표면에 침적되는 철-니켈-크롬 등의 금속 산화물로 이루어진 다공성 물질이다. 그 두께는 수십 μm 수준이다. 발전소의 냉각재상실사고 시 크러드 층은 핵연료-냉각수 열전달에 영향을 미치게 되어 원전 안전성 측면에서 그 영향을 살펴보는 것이 중요하다. 일반적으로 크러드는 열저항으로 인하여 핵연료 온도를 높이는 부정적 효과가 있는 것으로 알려져 있었다. 그 이유는 크러드에 의하여 핵비등, 최소막비등온도, 단상증기 열전달, 임계열유속, 막비등 열전달 등 2상유동 열전달 특성을 고려하지 않았기 때문이다. 본 연구에서는 다공성 크러드 물질의 물성치를 모델링하고 이를 국내 원전안전해석 코드인 SPACE에 탑재하였다. 크러드는 다공성 고체 물질이고 표면이 거칠기 때문에 최소막비등온도와 단상증기 열전달이 증가할 것으로 예상된다. 이에 최소막비등온도와 단상증기 열전달이 최대 피복재 온도 및 급냉에 미치는 영향을 평가하였다. 시험 계산은 기존 FLECHT-SEASET 재관수 실험 장치에 기반으로 수행되었다. 계산결과 최소막비등온도가 상승하여 급냉시간이 줄어들었다. 단상증기 열전달의 경우 약 20% 증가할 때까지는 최대 피복재 온도가 하강하였다. 크러드 층이 원전 안정성 측면에서 긍정적인 효과가 있음을 확인하였다.

Abstract CRUD (chalk river unidentified deposits) is a porous material deposited on the surface of nuclear fuel during nuclear power plant operation. The CRUD is composed of metal oxides, such as iron, nickel, and chromium. It is essential to investigate the effects of the CRUD layer on the wall heat transfer between the nuclear fuel surface and the coolant in the event of a nuclear accident. CRUD only negatively affects the temperature of the nuclear fuel due to heat resistance because the effects of the CRUD layer on two-phase boiling heat transfer are not considered. In this study, the physical property models for the porous CRUD layer were developed and implemented into the SPACE code. The effects of boiling heat transfer models on the peak cladding temperature and quenching were investigated by simulating a reflood experiment. The calculation results showed some positive effects of the CRUD layer.

Keywords : Nuclear Safety, CRUD, SPACE Code, Reflood, Peak Cladding Temperature

1. 서론

크러드(CRUD)는 원자력발전소가 고온·고압 상태에서 운전될 때 핵연료 표면에 침적되는 철, 니켈, 크롬 등의 금속산화물로 구성된 일종의 다공성 금속 물질이다. 직경 9.5 mm 정도인 핵연료봉 표면에, 일반적으로 수십

μm 두께의 크러드 층이 침적된다.

한편, 냉각재상실 사고가 발생하면 원자로 노심은 대기에 노출되어 핵연료 온도가 급격히 증가할 수 있다. 이를 방지하기 위해 냉각수가 노심 하부로부터 주입되는데, 이 과정을 재관수(Reflood)라고 한다. 재관수 동안에 핵연료는 다양한 비등열전달(boiling heat transfer)이 발

본 연구는 한국수력원자력(주) 연구과제(No. 2018-TECH-8)로 수행되었음.

*Corresponding Author : Byoung Jae Kim(Chungnam National University)

email: bjkim@cnu.ac.kr

Received March 23, 2021

Accepted May 7, 2021

Revised April 14, 2021

Published May 31, 2021

생한다. 핵연료 표면에 침적된 크러드 층은 그 자체로의 열저항 효과 뿐 아니라 비등열전달 계수에도 영향을 주어 핵연료봉의 냉각 성능에 영향을 미치게 된다[1].

이에 따라 침적된 크러드 층이 핵연료 냉각에 미치는 연구는 다수 이루어져 왔다. 크러드에 관한 국내·외 연구는 주로 안전해석 코드 개발 과정에서 수행되었다. FLAPCON 코드를 이용한 초기 연구에서는 크러드 층이 단순히 열저항 측면에서 핵연료 피복재 온도(cladding temperature)를 높이는 것을 보여주는 수준이었다[2]. 피복재는 핵연료봉 표면 재질로, 매우 높은 고온이 되면 피복재가 손상되어 핵연료봉 내 핵물질이 외부로 누출될 수 있다. 최대 피복재 온도(PCT: Peak Cladding Temperature, 이하 PCT)는 원자력 안전에서 매우 중요한 인자로 기존 연구는 크러드 층으로 인한 핵연료-냉각수 간의 비등열전달이 달라지는 것을 반영하지 못했다[3].

최근에는 크러드에 의한 열전달 현상이 주로 전산해석을 통해 연구되었다. Cinosi (2016) 등은 다공성 금속 재질인 크러드 표면의 거칠기를 반영하여 단상증기 붕다발 열전달에 대한 전산해석을 수행하였다[4]. 표면 거칠기는 증기 유량 감소로 대류열전달을 감소시키나, 동시에 난류 및 표면적 증가로 열전달을 증진시킬 수도 있다. 전산해석을 통하여 크러드 표면 거칠기가 전체적으로 열전달을 증가시켜 크러드 표면 온도가 낮아짐을 보였다. Petrov (2016) 등은 STAR-CCM+ 전산유체 코드와 수화학 코드인 MAMBA를 연계하여 붕다발에서 크러드 침적을 예측하였다[5]. 열출력이 가장 높은 곳에서 반드시 크러드 침적이 가장 많은 것은 아님을 보였다. Isnaini (2018) 등은 COBRA 코드를 이용하여, 크러드 층이 AP1000 원전의 핵연료봉 PCT에 미치는 영향을 살펴보았다[6]. 이 때 크러드층과 산화층의 물성치는 고정 값으로 설정되었다. 두 층의 두께가 두꺼워지면 PCT도 상승하였다. 그러나 온도에 따른 크러드 물성치 변화가 반영되지 않았고, 특히 크러드 표면에서의 비등열전달 영향도 고려되지 않았다. Walter (2015) 등은 핵연료봉에서의 크러드 침적을 예측하기 위해 DeCART, STAR-CCM+, MAMB 코드를 연계하였다[7]. Hu (2009) 등은 RELAP5 코드를 이용하여 크러드가 PCT에 미치는 영향을 살펴보았다[8]. 크러드 물성치를 상수로 처리되었고, 크러드 층은 최대 피복재 온도를 단순히 상승시킴을 보였다. 기존 연구들에서는 크러드 물성치를 상수로 처리하였거나 크러드 층으로 인한 비등열전달 변화를 고려하지 않았다.

한편, SPACE 코드는 국내 원자력 연구기관-대학-산업계가 공동으로 개발한 최신 원전 안전해석 코드이며[9, 11], 방대한 실험자료를 통해 검증되었다[10, 24]. SPACE 코드는 2상유동(two-fluid)에 대하여 3유동장(three-field) 해석이 가능하다. 그러나 이 코드에는 크러드 모델이 반영되어 있지 않다.

본 연구의 목적은 SPACE 코드에 크러드 물성치 모델을 탑재하고, 크러드 물성치 뿐 아니라 크러드에 의한 비등열전달 효과가 재관수 시 가열봉의 최대 피복재 온도에 미치는 영향을 살펴보는 것이다.

2. 크러드 층 모델

크러드는 공극률(ϵ)을 가지는 다공성 금속 물질이다. 크러드 층 물성치는 크러드 재질 뿐 아니라 공극에 차 있는 유체 영향도 고려하여 설정되어야 한다 [11-12].

본 연구에서는 Lee (2018)이 제시한 크러드 모델[13]을 코드 적용에 편리하도록 약간 수정하여 SPACE 코드에 탑재하였다. 크러드 물성치 모델은 다음의 가정을 사용한다.

- 크러드 층 내에서 고체 산화물과 유체가 균일하게 혼합됨
- 고체 산화물에는 NiO, NiFe₂O₄, Fe₃O₄ 세 종류가 있으며 부피 비율 각각 0.15, 0.75, 0.1임
- 크러드 층 내에서 공극률이 일정 ([13]은 공극률이 크러드 층 내에서 선형적으로 변한다고 가정하였으나, 크러드 층 두께는 일반적으로 수십 μm 이므로 공극률이 일정하다는 가정은 타당)
- 크러드 유체영역 기포율은 크러드 표면에 접하는 유로에서의 기포율과 동일 ([13]은 크러드 유체영역 기포율이 핵비등 일 때 0.1으로 고정)

위 가정으로부터 크러드 층 열전도도(k_{CRUD})는 Eq. (1)로 계산된다.

$$k_{CRUD} = \frac{1}{0.5/k_{\max} + 0.5/k_{\min}} \quad (1)$$

$$k_{\max} = (1 - \epsilon)k_s + \epsilon k_f \quad (2)$$

$$k_{\min} = \frac{1}{(1 - \epsilon)/k_s + \epsilon/k_f} \quad (3)$$

$$k_s = 0.15k_{\text{NiO}} + 0.75k_{\text{NiFe}_2\text{O}_4} + 0.1k_{\text{Fe}_3\text{O}_4} \quad (4)$$

$$k_f = \alpha_g k_g + \alpha_l k_l \quad (5)$$

여기서 k_s 는 크러드 층 내 고체 재질의 열전도도이며, 세

금속 산화물의 열전도도(k_{NiO} , $k_{NiFe_2O_4}$, $k_{Fe_3O_4}$)와 각 산화물의 부피분율($NiO : NiFe_2O_4 : Fe_3O_4 = 0.15 : 0.75 : 0.1$)에 기반하여 계산된다. k_f 는 크러드 층 내 유체의 열전도도이며, 증기와 물 열전도도(k_g , k_l)와 유체 내에서의 각 상의 분율(α_g , α_l)을 기반으로 계산된다. 하첨자 g 와 l 은 각각 증기 상과 액체 상을 나타낸다.

크러드 층의 부피열용량($C_{p,CRUD}$)은 Eq. (6)과 같이 계산된다.

$$C_{p,CRUD} = (1 - \epsilon) C_{p,solid} + \epsilon C_{p,fluid} \quad (6)$$

$$C_{p,solid} = 0.15\rho_{NiO}c_{p,NiO} + 0.75\rho_{NiFe_2O_4}c_{p,NiFe_2O_4} + 0.1\rho_{Fe_3O_4}c_{p,Fe_3O_4} \quad (7)$$

$$C_{p,fluid} = \alpha_g\rho_gc_{p,g} + \alpha_l\rho_lc_{p,l} \quad (8)$$

여기서 $C_{p,solid}$ 와 $C_{p,fluid}$ 는 각각 크러드 층 내 금속 재질과 유체의 부피열용량이다. ρ 와 c_p 는 각각 밀도와 비열을 나타낸다. 각 산화물의 온도에 대한 열전도, 밀도, 비열에 대한 상관식은 참고문헌을 참조하여 Table 1에 정리하였고, 이를 크러드 물성치 데이터베이스를 SPACE 코드 계산에 활용하였다.

Table 1. Material property references

Conductivity [W/m·K]	
NiO [14]	$k_{NiO} = -5.6 \times 10^{-9} T^8 + 2.4 \times 10^{-5} T^2 - 0.04 T + 21.7$
NiFe ₂ O ₄ [15]	$k_{NiFe_2O_4} = 1 / (4.3711 \times 10^{-4} + 2.7512 \times 10^{-2} T)$
Fe ₃ O ₄ [16]	$k_{Fe_3O_4} = 4.23 - 1.37 \times 10^{-3} T$
ZrO ₂ [17]	$k_{ZrO_2} = 1.95 - T[2.41 \times 10^{-4} - T(6.43 \times 10^{-7} - 1.95 \times 10^{-10} T)]$
Specific heat [J/kg·K]	
NiO [18]	• $245 < T < 519$ K $C_{p,NiO} = (4110.7 - 5.302 T + 3.5 \times 10^{-3} T^2 - 53039.3 T^{-0.5} + 2.4 \times 10^{-7} T^{-2}) / 0.07$
	• $519 \leq T < 1800$ K $C_{p,NiO} = (-8.8 + 4.2 \times 10^{-2} T - 7.5 \times 10^{-6} T^2 + 787.3 T^{-5} + 3.6 \times 10^6 T^{-2}) / 0.07$
NiFe ₂ O ₄ [19]	• $298 < T < 823$ K $C_{p,NiFe_2O_4} = 1000 \times (-1.2 + 1.1 \times 10^{-2} T - 2.5 \times 10^{-6} T^2 + 2.5 \times 10^{-8} T^3 - 8.9 \times 10^{-12} T^4)$
	• $823 \leq T < 1373$ K $C_{p,NiFe_2O_4} = 1000(-6.6 + 3.3 \times 10^{-2} T - 5.1 \times 10^{-5} T^2 + 3.3 \times 10^{-8} T^3 - 7.9 \times 10^{-12} T^4)$
Fe ₃ O ₄	• $290 < T < 800$ K

[18]	$C_{p,Fe_3O_4} = (2659 - 2.5 T + 1.4 \times 10^{-3} T^2 - 3.6 \times 10^4 T^{-0.5} + 2.7 \times 10^7 T^{-2}) / 0.23154$
	• $800 \leq T < 845.5$ K $C_{p,Fe_3O_4} = (-3.5 \times 10^6 + 944.4 T + 8.9 \times 10^7 T^{-0.5} - 2.6 \times 10^{11} T^{-2}) / 0.23154$
	• $845.5 \leq T < 900$ K Interpolation
ZrO ₂ [20]	• $900 \leq T < 1800$ K $C_{p,ZrO_2} = (11760 - 3.8 T + 6.4 \times 10^{-4} T^2 - 3.0 \times 10^5 T^{-0.5} + 1.1 \times 10^9 T^{-2}) / 0.23154$
	• $300 < T < 1478$ K $C_{p,ZrO_2} = 565 + 6.11 \times 10^{-2} T - 1.14 \times 10^7 / T^2$
	• $1478 \leq T < 2000$ K $C_{p,ZrO_2} = 604.5$
Density [kg/m ³]	
NiO [16]	$\rho_{NiO} = 5720$
NiFe ₂ O ₄ [16]	$\rho_{NiFe_2O_4} = 5368$
Fe ₃ O ₄ [16]	$\rho_{Fe_3O_4} = 5170$
ZrO ₂ [20]	$\rho_{ZrO_2} = 5800[1 - 3(7.8 \times 10^{-6} T - 2.34 \times 10^{-3})]$

3. 모의 조건

FLECHT-SEACHT 봉다발 단면과 재관수 실험은 미국에서 수행된 대형 실험으로[22], Fig.1은 이 실험을 모의하기 위한 격자구조(노드구성) 및 경계조건을 보여준다. 수직 유로는 축방향으로 20개의 노드로 구성되어 있다. 유로 내에는 161개 가열봉(heater rods) 16개 안내관(thimble or guide tube), 8개 충전봉(fillers), 실험대(housing) 등으로 구성되어 있다. 실험에서는 161개의 가열봉 중에서 20개에는 전기가 인가되지 않았다. 따라서 실질적으로는 141개의 가열봉(heater rods)과 20개 비가열봉(unpowered rods)을 모델링하였다. 각 봉의 직경은 9.5 mm이고 봉 사이의 피치는 12.6 mm이며, 가열봉의 수직 길이는 3.66 m이다[22]. FLECHT-SEASET 재관수 실험에서는 대기에 노출된 핵연료 모의 가열 봉다발에 냉각수를 하부에서 주입한 후 가열봉 표면 온도를 측정하였다.

Fig. 2는 실험에서 사용된 가열봉(heater rods)에 대한 모델링을 보여준다. 각 봉의 직경은 9.5 mm이고 봉 사이의 피치는 12.6 mm이며, 가열봉의 수직 길이는 3.66 m이다[22]. 내부 Kanthal 히터, 외벽(cladding)인 스테인리스 스틸, 크러드 층 등을 코드입력으로 모의하였다.

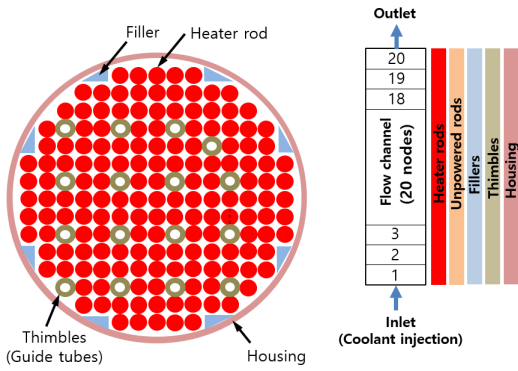


Fig. 1. FLECHT-SEASET rod bundle
(a) Cross section view (b) Schematic of SPACE code modeling

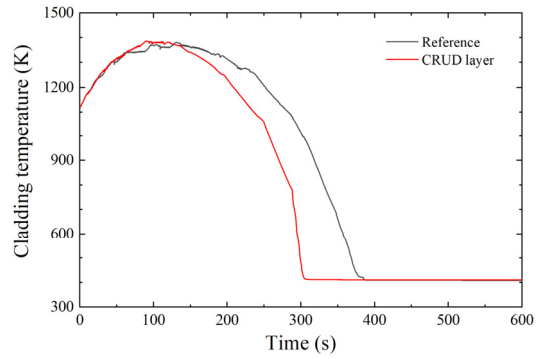


Fig. 4. Comparison of cladding temperature at 6 ft

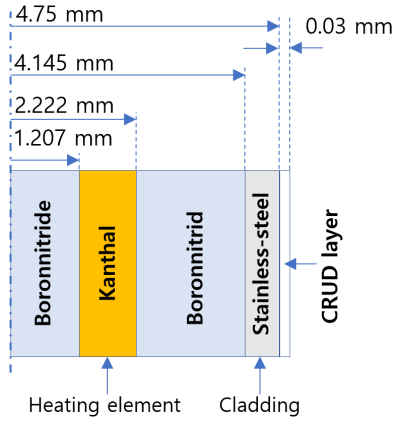


Fig. 2. Modeling of a heater rod

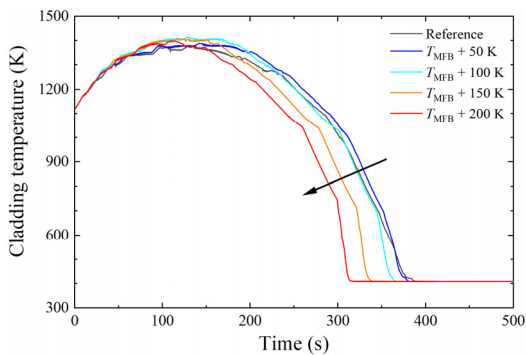


Fig. 3. Effect of the minimum film boiling temperature on the cladding temperature at 6 ft

4. 결과

크러드는 다공성 금속 재질이다. 따라서 가열봉 표면이 스테인리스 스틸일 때와 크러드 층일 때 벽면열전달이 달라진다. 다공성 금속 재질에 의하여 달라질 수 있는 대표적인 열전달은 표면 거칠기에 의한 단상증기 대류열전달과 최소막비등이 있다.

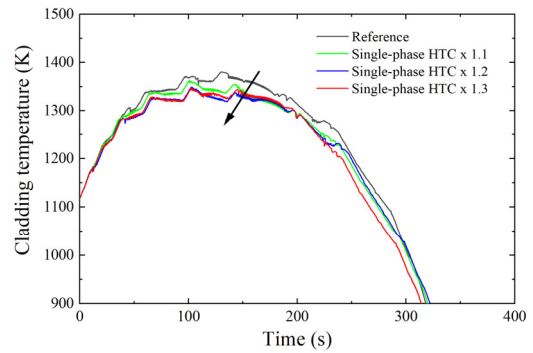


Fig. 5. Effect of the single-phase convective heat transfer coefficient on the cladding temperature

4.1절 최소막비등 온도 효과

SPACE 코드는 최소막비등 온도(T_{MFB})를 계산하기 위해 Eq. (9)로 주어지는 Carbaajo 모델을 사용한다[22]. 이 모델은 다양한 조건에 기반한 광 범위한 데이터 자료를 기반으로 개발되었다[25].

$$T_{MFB} = T_{sat} + (T_{MFB,iso} - T_{sat})(1 + \beta\gamma)(1 + rG^s) + a\Delta T \quad (9)$$

여기서 T_{sat} , $T_{MFB,iso}$, ΔT 는 각각 포화온도, 등은 고체에서의 최소막비등 온도, 냉각수 과냉도이고, G 는 냉각수의 질량유속이다. β 는 표면 산화정도를 포함한 액체-벽면의 과도 접촉 효과, γ 는 표면 거칠기 효과, a 는 과냉도 효과를 나타낸다. 통상 $r=0.1$, $s=0.4$, $\gamma=5$ 값이 사용된다.

크러드는 다공성 금속 재질이므로 최소막비등 온도가 증가하는 특징이 있다. 최소막비등 온도가 증가할 때 최대 피복재 온도 및 고온 가열체의 급냉(quenching)에 미치는 영향을 살펴보기 위해 Eq. (9)로 계산되는 최소막비등온도에 50, 100, 150, 200 K를 각각 더한 후, 피복재 온도변화를 살펴보았다. 그림 (3)은 그 결과를 보여준다. 본 해석은 크러드 층을 고려하지 않았다. 0초는 냉각수가 하부에서 주입되는 시점으로 초기 6 ft 높이의 가열봉 위치는 대기에 노출되어 있고 열출력에 의하여 초기에는 온도가 상승한다. 냉각수가 매우 높은 온도를 가지는 가열봉과 접촉 후 시간이 지나면서 증기 및 액적의 생성량이 많아진다. 냉각수는 상부로 흐르면서 6 ft 지점을 냉각시키고 피복재 온도가 최고점에 도달 후 하강한다. 그 후 피복재 온도가 최소막비등 온도에 도달하게 되면 급냉이 발생하여 피복재 온도는 포화온도와 같게 된다. 그림과 같이 최소막비등 온도 증가에 따라 최대 피복재 온도에 미치는 영향이 일정하지 않으나, 급냉은 일관되게 일찍 일어난다. 이는 원전 안전성 측면에서는 긍정적인이다. 위 결과는 크러드 물성치를 해석 조건에 반영하지 않고 최소막비등 온도를 임의로 증가시킨 결과이다.

Fig. 4는 크러드 층을 고려하지 않은 경우(Reference)와 30 μ m 두께의 크러드 층을 가열봉 외벽에 추가한 경우를 비교한 것으로, 크러드 층 유무에 따른 최소막비등 온도 변화와 급냉시점을 확인하였다. 보는 바와 같이 크러드에 의하여 최대 피복재 온도는 거의 변하지 않으나 급냉이 일찍 일어남을 볼 수 있다. 기존 연구[3, 6, 8, 13]는 크러드 층이 열저항 역할을 하여 원전 안전성 측면에서 불리한 것으로 기술하고 있으나, 이 결과는 크러드 층이 급냉을 촉진 시켜 유리할 수도 있다는 것을 보여준다.

급냉이 촉진된 이유는 Eq. (9)에 사용되는 변수 $\beta = \sqrt{(k\rho c_p)_{liquid} / (k\rho c_p)_{wall}}$ 값이 변하기 때문이다. $(k\rho c_p)_{liquid}$ 는 피복관에 접하는 유체, 즉 물에 대한 열전도도(k), 밀도(ρ), 비열(c_p)값으로 계산된다. $(k\rho c_p)_{wall}$ 는

피복관 물성치로 계산된다. 따라서 β 값은 피복관 물성치인 $(k\rho c_p)_{wall}$ 에 의해 결정된다. $(k\rho c_p)_{wall}$ 값이 스테인리스 스틸일 때 보다 크러드일 때 더 작기 때문에, 크러드 일 때 β 값이 크고 이에 따라 최소막비등 온도도 커진다. 최소막비등 온도가 커지면 급냉이 높은 온도에서 일어나므로, 그림4와 같이 급냉이 일찍 일어난다.

4.2절 단상증기 대류 열전달 증진 효과

재관수 초기에 가열봉 상부는 대기에 노출되어 있다. 가열봉 하부에서 부터 냉각수가 주입되면 증기가 발생하고, 이로 인하여 가열봉 상부는 단상증기 대류열전달이 일어난다.

SPACE 코드는 봉다발에 대한 단상증기 열전달 상관식으로 Eq. (10)을 사용한다[23].

$$Nu = 0.023(P/D)Re^{0.8}Pr^{0.4} \quad (10)$$

여기서 D 와 P 는 각각 봉 직경과 봉 사이 피치이다.

한편, Cinosi (2016)가 언급한 바와 같이, 거친 표면은 유동저항 증가로 증기속도가 감소하여 열전달이 감소되기도 하지만[4], 동시에 거친 표면은 열전달 면적을 증가시켜 열전달이 증가하기도 한다[24].

SPACE 코드는 유로의 표면거칠기로 인한 압력강하 영향을 고려하고 있으나 대류열전달 영향을 고려하지 않고 있다. 표면에 의한 단상대류 열전달계수가 향상된다는 가정하에, Fig. 5와 같이 단상대류 열전달계수를 10%, 20%, 30%로 증가시켜 최대 피복재 온도를 살펴보았다. 그림과 같이 단상증기 대류열전달 계수가 증가할수록 최대 피복재 온도가 낮아짐을 볼 수 있다. 하지만 단상증기 열전달계수가 20% 이상 증가하면 최대 피복재 온도는 하강이 더 일어나지는 않는다.

5. 결론

크러드가 핵연료 표면에 침적되면 최소막비등 온도가 증가하고 단상증기 대류열전달도 증가할 것으로 예상된다. SPACE 코드로 FLECHT-SEASET 재관수 실험을 모의한 결과, 최소막비등 온도 증가는 급냉시간에 주로 영향을 미치고 단상증기열전달은 PCT에 영향을 미침을 확인하였다. 또한 크러드 물성치 모델을 개발하여 SPACE 코드에 탑재하였고, 이를 해석에 반영한 결과, 최소막비등 온도가 높아져 급냉이 일찍 일어남을 확인하였다.

기존 연구에서는 크러드 층이 단순히 열저항 역할을

하여 원전 안전성 측면에서 불리한 것으로 주장하고 있다. 그러나 크러드 층이 최대 피복재 온도를 낮추거나 급냉을 촉진시켜 원전 안전성 측면에서 크러드가 유리할 수도 있다는 것이 본 연구의 결론이다.

References

- [1] Cinosi et al., "The effective thermal conductivity of crud and heat transfer from crud-coated PWR fuel", *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 241, pp.792-798, 2011.
DOI: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2010.12.015>
- [2] Huh et al., "Preliminary study on effect of the crud deposits during LBLOCA condition", *Transactions of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting*, Korea Nuclear Society, PyeongChang, Korea, October 30-31, 2008.
- [3] Lee and Kim, "Crud and oxide layer modeling for safety analysis of a PWR", *Transactions of the Korean Nuclear Society Spring Meeting*, Korea Nuclear Society, Jeju, Korea, May 12-13, 2016.
- [4] Cinosi, N. and Walker, S.P., "CFD analysis of localized crud effects on the flow of coolant in nuclear rod bundle", *Nuclear Engineering and Design*, Vol.305, pp.28-38, 2016.
- [5] Petrov et al., "Prediction of CRUD deposition on PWR fuel using a state-of-the-art CFD-based multi-physics computational tool", *Nuclear Engineering and Design*, Vol.229, pp.95-104, 2016.
- [6] Isnaini et al., "Prediction of fuel temperature of AP1000 due to the formation of crud and oxide layer," *J. Tek. Reaktor. Nukl*, Vol.19 No.2, pp.1152-1166, 2018.
DOI: <http://dx.doi.org/10.17146/tdm.2017.19.2.3521>
- [7] Walter et al., "Proof-of-principle of high-fidelity coupled crud deposition and cycle deposition simulation", *Annals of Nuclear Energy*, Vol.85, pp.1152-1166, 2015.
DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2015.07.034>
- [8] Hu et al., "Considering the thermal resistance of crud in LOCA analysis", *Transactions of the American Nuclear Society*, American Nuclear Society, America, Vol.101, pp.590-592, 2009.
- [9] Sang-Jun Ha, Chan-Eok Park, Kyung-Doo Kim, and Chang-Hwan Ban, "Development of the space code for nuclear power plants," *Nuclear Engineering and Technology*, Vol.43, pp.45-62, 2011.
DOI: <https://doi.org/10.5516/NET.2011.43.1.045>
- [10] Korea Hydro & Nuclear Power Co. Ltd., SPACE 3.0 manual Volume 1 theory manual, S06NX08-K-1-TR-36, Rev.0
- [11] Henshaw, J., et al., 2006. "A model of chemistry and thermal hydraulics in PWR fuel crud deposits", *Journal of Nuclear Materials*, Vol.353, pp.1-11.
DOI: <https://doi.org/10.1016/j.inucmat.2005.01.028>
- [12] Pan et al., "Wick Boiling Performance in Porous Deposits with Chimneys", *AIChE/ANS National Heat Transfer Conference Symposium on Multiphase and Heat Transfer*, American Society of Mechanical Engineers, DENVER, COLORADO, United States, August 1985.
- [13] Lee et al., "Thermal resistance effects of crud and oxide layers to the safety analysis", *Top Fuel*, Prague Czech Republic, September 30 ~ October 4, 2018.
- [14] W. D. Kingery, J. Francl, R. L. Coble, T. Vasilos, J. "Thermal Conductivity: X, Data for Several Pure Oxide Materials Corrected to Zero Porosity", *Journal of the American Ceramic Society*, Vol.37, pp.107-111, 1954.
- [15] "Thermal Expansion, Heat Capacity and Thermal Conductivity of Nickel Ferrite (NiFe₂O₄)", *Journal of the American Ceramic Society*, No.5 pp.1559-1565, 2014.
- [16] Gareth S. Parkinson, "Iron oxide surfaces", *Surface Science Reports* 71, 272-365, 2016.
- [17] W.G. Luscher et. al., "Material Property Correlations: Comparison between FRAPCON-3.4, FRAPTRAN-1.4, and MATPRO", NUREG/ CR-7024, PNNL-19417, 2011.
- [18] B. S. HEMINGWAY, "Thermodynamic properties for busenite, NiO, magnetite, Fe₃O₄, and hematite, Fe₂O₃, with comments on selected oxygen buffer reactions", *American Mineralogist*, Vol.75, pp.781-790, 1990.
- [19] A.T. Nelson et. al., "Thermal Expansion, Heat Capacity and Thermal Conductivity of Nickel Ferrite (NiFe₂O₄)", *Journal of the American Ceramic Society*, MIT open access article, 2013.
- [20] SCDAP/RELAP5/MOD3.3 Code Manual: MATPRO - A Library of Materials Properties for Light-Water-Reactor Accident Analysis.
- [21] K.L.E. Hochreiter, 1986, FLECHT SEASET Program: Final Report, NUREG/CR-4167, EPRI NP-4112, WCAP-10926.
- [22] Carbajo, J., "A Study on the Rewetting Temperature", *Nuclear Engineering and Design*, Vol.84, pp.21-52, 1985.
- [23] Inayatov, A. Y., "Correlation of Data on Heat Transfer Flow Parallel to Tube Bundles at Relative Tube Pitches of 1.1 < s/d < 1.6." *Heat Transfer-Soviet Research*. 7. 3. May-June 1975.
- [24] Bhattacharyya, A. "Heat transfer and pressure drop with rough surfaces: A literature survey," *AE-141*, 1964.
- [25] Ki-Yong Choi et al., "Development of a wall-to-fluid heat transfer package for the space code", *Nuclear Engineering and Technology*, Vol.41, pp.1143-1156, 2009.
DOI: <https://doi.org/doi.org/10.5516/NET.2009.41.9.1143>

유 진(Jin Yoo)

[정회원]



- 2020년 2월 : 충남대학교 기계공학과 (공학박사 수료)
- 2012년 8월 ~ 2016년 2월 : 한국원자력연구원 기술원
- 2016년 6월 ~ 2017년 3월 : 코렌스 기술연구본부 연구원
- 2017년 3월 ~ 현재 : 뉴클리어엔지니어링 선임기술원

<관심분야>

2상유동, 원자로열수력, 안전해석, CFD

김 병 재(Byoung Jae Kim)

[정회원]



- 2001년 2월 : KAIST 기계공학과 (공학학사)
- 2003년 2월 : KAIST 기계공학과 (공학석사)
- 2008년 2월 : KAIST 기계공학과 (공학박사)
- 2008년 12월 ~ 2016년 8월 : 한국원자력연구원 선임연구원
- 2016년 9월 ~ 현재 : 충남대학교 조교수

<관심분야>

2상유동, 원자로열수력, 유동가시화