

# 최적 핵연료 접촉 열전도도 모델 개발을 위한 예비 연구

양용식<sup>†</sup>·신창환\*

## Preliminary Study for the Development of Optimum Fuel Contact Conductance Model

Yong Sik Yang, Chang Hwan Shin

**Key Words:** gap conductance(갭 열전도도), contact conductance(접촉 열전도도), annular fuel (이중냉각핵연료), roughness(거칠기), heat split(열분배)

### Abstract

A gap conductance is very important factor which can affect nuclear fuel temperature. Especially, in case of an annular fuel, a gap conductance effect can lead an unexpected heat split phenomena which is caused by a large difference of an inner and outer gap conductance. The gap conductance mechanism is very complicated behavior due to the its strong dependency on microscopic factors such as a contact surface roughness, local contact pressure and local temperature. In this paper, for the decision of test temperature and pressure range, a procedure and calculation results of in-reactor fuel temperature and pressure analysis are summarized which can be applied to test equipment design and determination of test matrix. Based upon analysis results, it is concluded that the minimum and maximum test temperature are 300°C and 530°C respectively, and the maximum pellet/cladding interfacial contact pressure should be observed up to 45MPa.

### 기호설명

C1	: 모델 상수	q	: 열유속 (W/m <sup>2</sup> )
h	: 피복관/냉각수 열전달계수 (W/m <sup>2</sup> -K)	T <sub>b</sub>	: 냉각수 bulk 온도 (K)
H	: 피복관 Meyer hardness (MPa)	T <sub>m</sub>	: 소결체/피복관 접촉면 온도 (K)
h <sub>s</sub>	: 접촉 열전도도 (W/m <sup>2</sup> -K)	ΔT <sub>clad</sub>	: 피복관 내/외면 온도 차이 (K)
k <sub>a</sub>	: 평균 열전도도, 2k <sub>f</sub> k <sub>c</sub> /k <sub>f</sub> +k <sub>c</sub> (W/m-K)	ΔT <sub>oxide</sub>	: 피복관 산화막 내/외면 온도 차이 (K)
k <sub>f</sub> , k <sub>c</sub>	: 소결체 및 피복관의 열전도도 (W/m-K)	δ <sub>f</sub> , δ <sub>c</sub>	: 소결체 및 피복관의 표면 거칠기 [m]
m	: 모델 상수		
n	: 모델 상수		
P	: 접촉 압력 [MPa]		

### 1. 서 론

핵분열반응에 의해 핵연료 소결체내에서 발생한 열은 소결체-피복관 사이의 갭(gap)과 피복관을 지나 냉각수로 전달된다.

갭의 역할은 피복관과 소결체가 직접적으로 접촉하는 것을 방지하기 위한 것이지만, 열전달 측면에서는 열저항으로 작용하여 핵연료의 온도를 높이는 부작용이 있다. 한국표준형 가압경수로(Pressurized Water Reactor)용 핵연료의 경우 평균

<sup>†</sup> 회원, 한국원자력연구원

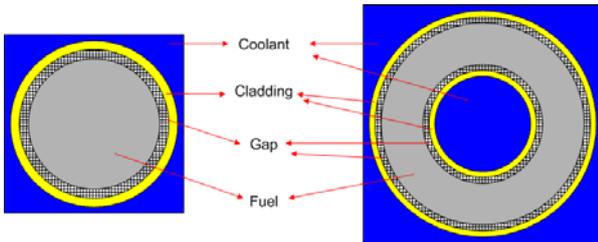
E-mail : yys@kaeri.re.kr

TEL : (042)868-8689 FAX : (042)863-0565

\* 한국원자력연구원

갭의 넓이는 약 85 $\mu\text{m}$ 이며 기체 중 가장 열전도도가 우수한 헬륨으로 충전되어 가능한 한 열저항을 줄이고 있다. 핵연료 성능에서 갭이 중요한 이유는 갭 열전도도에 따라 핵연료의 온도가 크게 좌우되기 때문이며 정확한 갭 열전도도 모델 역시 매우 중요하다.

그동안 널리 사용되었던 핵연료는 그림 1과 같이 실린더 형태의 소결체를 피복관 튜브가 둘러싸고 있는 형태이다. 핵연료 소결체로 사용되는  $\text{UO}_2$ 는 낮은 열전도도로 인해 자체적으로 열저항의 역할을 하기 때문에 핵연료 중심과 표면사이에는 약 800 $^{\circ}\text{C}$ 의 온도차가 있다. 따라서, 기존의 핵연료에서는 전체 열저항중에서 갭의 열저항이 상대적으로 작아 갭 열전도도의 차이가 전체 열저항의 불균형에 큰 영향을 끼치지 못하며 갭 열전도도 예측 모델의 오차역시 크게 문제가 되지 않았다.



**Fig. 1** Outline of nuclear fuel (cylinder vs. annular type)

하지만, 현재 한국원자력연구소에서 개발되고 있는 새로운 형태의 핵연료는 기존의 핵연료와는 달리 서로 독립된 갭이 소결체의 양쪽에 존재하며, 기존 핵연료에 비해 소결체의 두께가 절반정도이기 때문에 갭에서의 열저항 효과가 전체 열저항에 미치는 영향이 커지게 되었다.

즉, 그림 1의 이중냉각핵연료 그림에서 핵연료 중심에서 발생한 열은 양쪽 갭의 열전도도 차이(열저항 차이)에 의해 내/외부 냉각채널 중 한쪽으로 열유속(heat flux)의 쏠리는 현상이 발생할 수 있다(heat split).

가압경수로에서는 냉각수가 비등이 시작되는 임계열유속(Critical Heat Flux)이 중요한 설계제한 조건이다. 따라서, 열유속 쏠림현상에 의해 설계치 이상의 열유속이 집중되는 것은 원자로의 안전을 크게 위협할 수 있는 요소이다.

이와 같이 이중냉각핵연료 (Double cooled

annular fuel)에서 갭 열전도도 예측의 중요성 때문에 정확한 예측 모델 개발을 위한 실험이 계획되었으며 특히, 소결체와 피복관이 접촉된 이후의 접촉 열전도도(contact conductance)에 대한 실험이 중점적으로 수행될 예정이다. 본 논문은 현재 널리 사용되고 있는 접촉 열전도도 모델 및 시험자료를 분석하여 접촉 열전도도 측정시험에 고려해야 할 주요 인자들을 설정하였으며, 노내 핵연료 조건을 평가할 수 있는 코드들을 이용하여 실험 범위 설정 및 실험장비 설계를 위한 평가를 수행하였다.

## 2. 갭 열전달 메커니즘

갭은 핵연료 연소가 진행됨에 따라 다양한 원인(소결체 팽윤(swelling) 및 고밀화(densification), 소결체 및 피복관의 열팽창, 피복관 크립(creep) 등)에 의해 크기가 지속적으로 변한다. 초기 갭의 넓이는 상온상태에서 약 85 $\mu\text{m}$ 정도이나, 장전 초기에는 약 100 $\mu\text{m}$ 까지 넓어졌다가 지속적으로 감소하여 최종적으로는 갭이 사라지게 된다(gap contact).

갭에서의 열전달은 갭의 조건에 따라 크게 3가지로 구분할 수 있다. 갭이 비교적 넓은 경우에는 갭 내부 가스 전도에 의한 열전달이 지배적이며, 접촉이 발생한 경우에는 접촉면을 통한 전도를 통해 주로 열이 전달된다. 상대적으로 복사에 의한 열전달은 핵연료 운전온도 범위에서 크게 영향을 끼치지 않는다. 갭에서의 열전달은 주로 핵연료 반경방향으로 이루어지며, 축방향으로의 열전달은 매우 낮은 온도구배로 인해 거의 무시할 수 있다. 갭 내부 가스의 전도에 의한 열전달 현상은 많은 연구를 통해 비교적 정확한 모델들이 제시되어 있다.

$$h_s = C_1 \frac{k_a}{(\delta_f^2 + \delta_c^2)^m} \left( \frac{P}{H} \right)^n \quad \text{식(1)}$$

갭이 접촉되면 그림 2와 같이 대부분의 열은 두 표면과의 접촉면을 통해 전달되며, 이 접촉면을 통한 열전달이 갭 열전달 해석을 어렵게 하는 가장 중요한 요인이다. 접촉 열전도도를 표시하는 가장 일반적인 식은 식(1)과 같다.

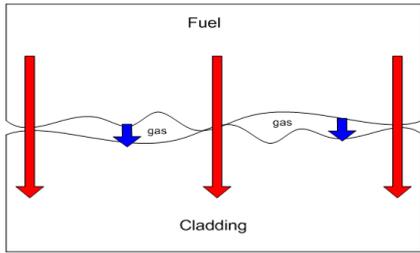


Fig. 2 Heat transfer of contact surface

접촉 열전도도에 끼치는 여러 영향들의 영향 파악을 위해서는 Dean, Rapier, Ross, Hong등에 의해 수행된 시험결과를 분석하였다<sup>(1)</sup>. 각 연구자별로 시험조건이 틀린 경우에는 각 영향을 고려하여 normalize된 측정치를 비교하여 정성적인 경향파악에 중점을 두었다.

### 2.1 표면 거칠기의 영향

두 물질이 접촉하는 경우에도 미시적인 부분에서는 표면의 일부분만이 접촉하는 경우가 대부분이기 때문에 실제적인 접촉면은 표면 거칠기에 영향을 받는다. 접촉을 통한 열전달에서도 실제적인 접촉면의 면적이 전체 면적이 접촉했을 때와 비교할 때 얼마만큼의 영역을 차지하는가에 따라 실제 열전달은 크게 차이를 보이게 된다. 또한 접촉면의 거칠기는 거칠기의 peak 높이와 함께 peak 사이의 거리도 영향을 끼치기 때문에 표면조건은 접촉 열전도도 측정에서 매우 중요한 영향을 끼친다<sup>(2)</sup>.

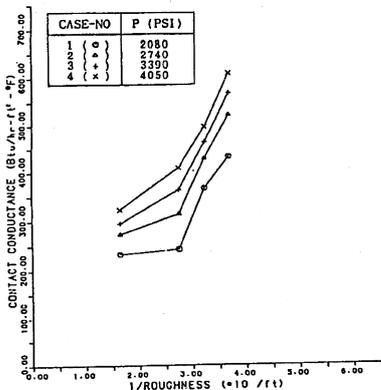


Fig. 3 Roughness effect on gap conductance<sup>(2)</sup>

선행 연구자들의 실험 결과에서는 그림 3과 같이 접촉 열전도도는 두 물질 평균 거칠기에 반비

례하는 것으로 나타나고 있으며, 이는 모든 실험 결과에서 공통적으로 나타나고 있으며 결론적으로 식(1)의 m값은 대략 1/2이다.

### 2.2 접촉 표면 온도의 영향

접촉 열전도도가 온도의 영향을 받는 이유는 온도의 함수인 두 접촉 물질의 열전도도가 변하는 영향과 함께 접촉 물질의 강도 또한 온도의 함수이기 때문에 같은 압력하에서도 고온의 경우 재료의 강도가 감소하여 접촉되는 면적이 넓어지기 때문이다. 그러나 기존 대부분의 연구자들의 실험에서는 표면온도의 영향을 고려하고 하지 않거나 실제 원자로내 핵연료가 가지는 온도와는 많은 차이가 나는 온도영역에서 실험을 수행하였기 때문에 온도의 영향을 적절히 평가한 모델 또는 실험 데이터는 거의 없는 실정이다.

### 2.3 압력의 영향

접촉 열전도도에 가장 큰 영향을 끼치는 인자는 온도와 함께 압력일 것으로 판단되며 선행 연구자들의 결과에서도 압력의 효과는 큰 것으로 나타나고 있다.

두 표면사이의 접촉 압력(contact pressure) 증가는 접촉 열전도도를 증가시키는데 이는 압력의 증가에 의해 거친 표면의 접촉면적이 증가하기 때문이다. 하지만, 연구자들의 연구결과 압력의 영향은 단순한 접촉압력뿐 아니라 두 물질 중에서 강도가 약한 물질의 강도와도 일정한 연관성을 가지는 것으로 나타나 있다. 이는 압력의 증가에 의해 변형이 발생하고 접촉면적이 증가하는 것이 강도가 낮은 물질쪽에서 주로 발생하기 때문이다.

일반적으로 낮은 압력에서는 식(1)에서의 n값이 1에 유사한 것으로 나타나고 있으며 고압에서는 n의 값이 0.5에 근사하는 것으로 알려져 있다. 이는 낮은 압력구간에서는 가해지는 압력이 물질의 항복강도(yield strength) 이내이기 때문에 탄성 변형이 주로 발생하기 때문에 압력과 정비례하는 거동을 나타내고 고압에서는 소성변형이 발생하는 영역으로 거동이 변화하기 때문이다.

## 3. 접촉 열전도도 측정 실험 조건 결정

실험 조건 설정을 위한 예비계산 수행은 1000MWe급 한국표준형원전(OPR-1000)에 사용되는 핵연료를 기준으로 삼았다. OPR-1000 핵연료의 봉평균 출력은 선출력 기준 17.2kW/m이고 냉각수의 입구/출구 온도는 각각 295℃와 327℃이다.

### 3.1 표면 거칠기

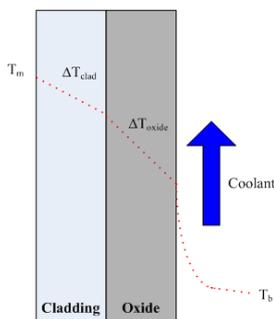
실험에 사용될  $UO_2$  소결체와 피복관은 모두 상용공정과 동일하게 표면처리를 수행할 예정이다. 일반적으로 상용에서 생산된 소결체와 피복관의 표면 조도는 각각  $0.8\mu m$ ,  $0.5\mu m$ 이며 오차는  $0.1\mu m$  이내로 나타나고 있다. 따라서, 실험에 사용될 시편의 표면조건은 상용조건과 동일하게 사용하여 접촉 열전도도에 끼치는 표면 거칠기의 영향은 고정하도록 한다.

### 3.2 온도 범위 결정

소결체-피복관 접촉면의 온도는 냉각수의 유량, 냉각수로 형상 및 치수, 핵연료 표면의 열유속, 피복관 외면 산화막두께, 핵연료 하단으로 부터의 거리등에 의해 영향을 받는다. 온도범위의 결정을 위해서는 두 가지 경우를 가정하였으며 각각 최소/최대 온도를 평가할 수 있는 가정이다.

최대 접촉면 온도계산을 위해서는 식(2)가 사용되었으며 그림 4는 식(2)의 이해를 돕기 위해 제시하였다.

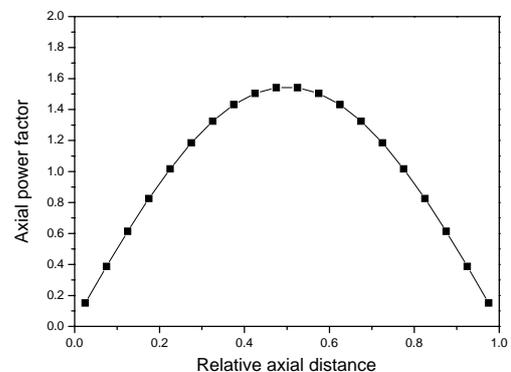
$$T_m = \Delta T_{clad} + \Delta T_{oxide} + (T_b + \frac{q}{h}) \quad \text{식(2)}$$



**Fig. 4** Temperature distribution from coolant to cladding

(식-2)에서 냉각수 bulk 온도( $T_b$ ) 및 열전달계수

(h)는 가압경수로 조건에서 냉각수 온도 증가 및 열전달 계수를 계산하는 프로그램인 Thmodule-pwr<sup>(3)</sup> 프로그램을 이용하였으며,  $\Delta T_{clad}$ 와  $\Delta T_{oxide}$ 는 각각 FEMAXI-IV<sup>(4)</sup>에서 제시한 지르칼로이 합금과  $ZrO_2$ 의 열전도도를 참조하였다. 계산에 사용된 입력 정보는 한국표준형가압경수로(OPR-1000)의 설계자료를 사용하였으며 상세한 입력자료는 표 1에 정리되어 있다. 표 1에 나타나 있듯이 최대 온도계산에 사용된 입력은 크게 최적값(Best-estimated value)와 보수성을 가정한 최대값(maximum value)가 있다.



**Fig. 5** Conservative axial power profile

가장 보수적인 온도 예측은 표 2의 최대값 입력에서 계산된다. 단, 핵연료 봉평균 출력, 축방향 출력의 분포는 모두 가장 보수적인 값을 사용하였으며 유량과 산화막/피복관의 열전도도의 최적값/최대 조건은 모델분석을 통해 도출하였다.

**Table 1** Input condition for temperature Calc.

	최적값	최대값
평균선출력 (kW/m)	25.8	17.2
냉각수 유량 ( $kg/m^2\text{-sec}$ )	3664	3481
산화막 열전도도 가중치	1.03	1
피복관 열전도도 가중치	1.03	1
산화막 두께 (micron)	100	110
Equivalent channel Dia. (m)	12.63	
핵연료봉 외경 (mm)	9.5	
피복관 두께 (micron)	575	

그림 6에는 최적/최대 조건에서 예측한 피복관

내면 온도가 나타나 있다. 소결체/피복관 접촉 온도에 해당하는 피복관 내면 최고 온도는 최적/최대 조건 계산결과에서 각각 509.8℃, 527.5℃로 나타났다. 따라서, 실험에 필요한 최대 온도는 접촉면 온도기준 530℃까지 요구된다.

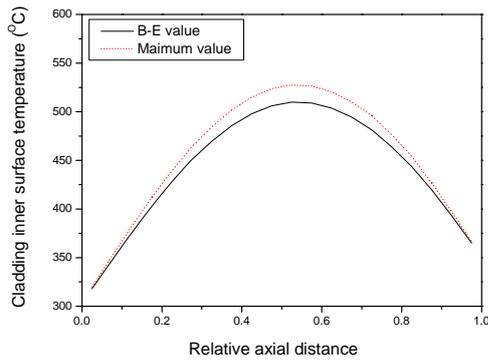


Fig. 6 Calculated cladding inner surface Temp.

실험 최저온도의 계산은 최대온도에 비해 매우 단순하다. 우선, 핵연료 하단(냉각수 유입영역)에서 피복관 산화막이 존재하지 않을 경우에 피복관의 외면 온도는 최소값을 가지게 된다. 또한, 핵연료 양끝단의 출력은 매우 낮기 때문에 그림 5에 나타난 최저 출력의 경우를 가정하여 계산을 수행하였다. 최저온도의 계산에서 유량, 핵연료봉 평균 출력, 각 영역의 열전도도등은 표 1에서 주어진 최적 조건을 입력으로 사용하였다. 계산 결과 피복관 내면의 최저 온도는 304.3℃로 나타났다.

결론적으로, 노내 환경 모사 계산을 통해 소결체/피복관의 접촉 온도는 정상상태 핵연료의 경우 304.3℃~527.5℃범위인 것으로 나타났으며 접촉 열전도도 측정 실험에서 필요한 범위는 30 0℃~530℃사이로 결정되었다.

### 3.3 압력 범위 결정

원자로 냉각수의 압력은 한국표준형의 경우 15.5MPa, 핵연료봉내의 압력은 장전 초기에 약 7MPa이기 때문에 핵연료봉은 지속적으로 압축응력을 받게 된다.

소결체/피복관 압력범위의 결정을 위해서는 온도 범위의 결정에 비해 다소 복잡한 방식이 사용되며 핵연료의 노내거동을 평가할 수 있는 핵연

료 성능해석코드가 필요하다. 노내 핵연료 환경의 정확한 모사를 위해 국내 상용원전에서 실제로 연소된 핵연료의 제조자료, 출력자료, 조사후 시험자료를 활용하여 노내에서 소결체/피복관 압력의 변화를 평가하였다. 평가에 사용된 핵연료봉의 정확한 제원 및 설계자료는 참고문헌(5)에 상세히 정리되어 있으며 계산에 사용된 출력이력 및 장전 초기/말기의 축방향 출력 변화가 각각 그림 7과 8에 나타나 있다.

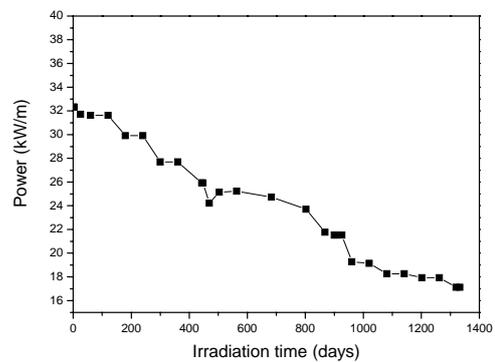


Fig. 7 Power history of commercial fuel

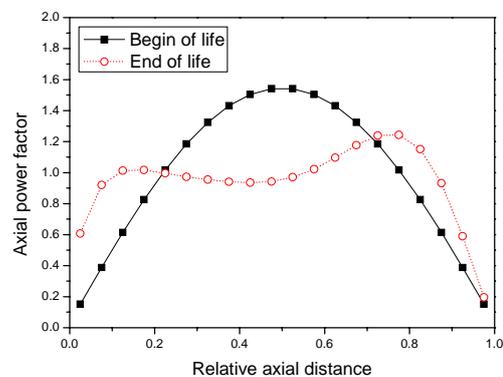


Fig. 8 Axial power variation of commecial fuel

핵연료 소결체/피복관의 접촉 압력 평가는 미국 NRC(Nuclear Regulatory Commission)의 핵연료봉 성능평가코드인 FRAPCON-3 rev3.2를 사용하였다<sup>(6)</sup>.

FRAPCON-3는 상용핵연료 성능평가코드를 평가하는데 쓰이는 기준 코드로서 핵연료 노내 거동을 평가하는데 유용한 코드이다. 정상상태 핵연료 압력평가는 소결체의 부피변화, 피복관의 크립현상등에 대한 정확한 평가와 함께, 핵분열

기체방출량평가, 출력의 영향 등 다양한 현상이 영향을 끼치기 때문에 압력 평가 결과에 대한 보수성 평가 혹은 오차해석에는 많은 어려움이 따른다. 따라서, 이번 계산에서는 입력된 출력에서 5%, 계산된 결과에 10%의 가중치를 주는 보수적인 평가방법을 사용하였다.

그림 9에는 10% 가중치를 고려하였을 경우 소결체/피복관 사이의 압력이 핵연료 높이에 따라 나타나 있으며, 그림 10에는 핵연료 중심부의 압력 변화가 연소시간에 따라 나타나 있다.

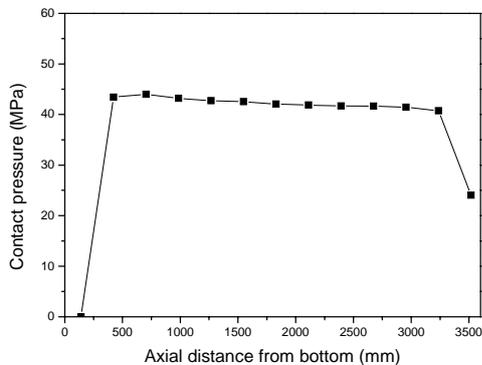


Fig. 9 Contact pressure distribution

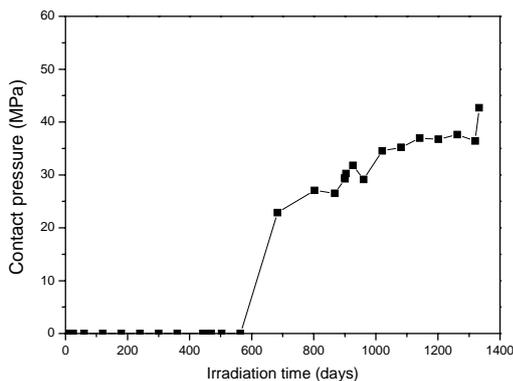


Fig. 10 Contact pressure variation during irradiation

그림 9와 10에 나타난 바와 같이 소결체/피복관 접촉시 최대 압력은 약 43MPa에 이르는 것으로 나타났다. 따라서, 접촉 열전도도 실험에서는 최대 45MPa까지는 압력의 영향을 평가해야 하는 것으로 나타났다.

#### 4. 결 론

소결체/피복관 접촉 열전도도 측정실험을 위한 예비 연구를 수행하였다. 기존에 제시된 모델 및 연구자들의 실험 결과를 분석하여 접촉 열전도도 실험에 필요한 주요 실험 변수들을 평가하였다. 실험 장비 설계 및 실험 조건 결정을 위한 예비해석을 통해 실험 온도범위(300°C~530°C) 및 압력범위(0~45MPa)를 확정하였다. 본 연구에서 결정된 실험조건은 향후 진행될 실험에 반영되어 최적 핵연료 접촉 열전도도 측정 및 모델 개발에 기여할 것이다.

#### 후 기

본 연구는 과학기술부의 원자력기술개발사업인 “핵연료 연소성능 평가기술 개발”과제의 일환으로 수행되었습니다.

#### 참고문헌

- (1) Gary Jacobs, Neil Todress, "Thermal contact conductance in reactor fuel elements", *Nucl. Sci. and Eng.*, vol 50 p283, 1973
- (2) S.D. Hong, B.J. Yoon, C.G. Chul., "Measurement of the thermal contact conductance in nuclear fuel element", *J. of the Korean Nucl. Society.*, Vol.22 No.1, 1990
- (3) Y. S. Yang, J.G. Bang, D.H. Kim, Y.M. Kim, S.K. Kim, "Development of coolant property prediction module for pressurized water reactors -COOLPROPERTY", 2005, KAERI/TR-3027/2005
- (4) Motoe Suzuki, Hiroaki Saitou, "Light water reactor fuel analysis code FEMAXI-IV(Ver.2)", 1997
- (5) C.B. Lee, "High burnup fuel safety tests and evaluation technology development", 2002, KAERI/RR-2314/2002
- (6) G.A. Berna, C.E. Beyer, K.L. Davis, D.D. Lanning, "FRAPCON-3: A computer code for the calculation of steady-state, thermal-mechanical behavior of oxide fuel rods for high burnup", NUREG/CR-6534 Vol.2