

파울링된 피복관 표면의 가압 경수로 운전환경에서의 미포화 비등 열전달 성능평가를 위한 실험장치 구축 연구

김지용* · 이윤주* · 함준혁* · 김지현* · 방인철*†

Establishment of Experimental Facility to Investigate the Sub-cooled Boiling Heat Transfer Characteristics of Fouled Cladding Surface at PWR Conditions

Ji Yong Kim*, Yunju Lee*, Junhyuk Ham*, Ji Hyun Kim*, In Cheol Bang*†

Key Words : PWR(가압 경수로), Sub-cooled boiling(미포화 비등), Fouling(파울링), CRUD(크러드), Porous(다공성)

ABSTRACT

The CRUD (Chalk River Unidentified Deposit or Corrosion Related Unidentified Deposit) is a fouling deposit of metal or metal oxide on the nuclear fuel cladding under PWR (Pressurized Water Reactor) operating conditions and causing the several operational and safety-related problems. The major concerns related to the CRUD are AOA (Axial Offset Anomaly) caused by the accumulation of the boron species inside the porous CRUD from the primary reactor coolant and CILC (CRUD Induced Localized Corrosion) caused by locally increased cladding surface temperature due to the additional thermal resistance of the CRUD layer. The growth of CRUD and the CRUD-related problems are known to be governed by the sub-cooled nucleate boiling phenomena inside the upper part of the reactor core, especially on the hot fuel assembly and hot fuel pin. In the current study, the experimental facility called DISNY (crud Deposition Simulator for Nuclear energyY) was proposed as a testbed to simulate the CRUD growth and to investigate the sub-cooled nucleate boiling heat transfer performance of the CRUD deposited cladding surface under prototypical PWR operating conditions.

1. 서 론

원자력발전소의 운영 효율성의 증진과 사용후핵연료 감소를 목적으로 고 연소 핵연료의 사용이 전 세계적으로 증가하고 있다. 크러드(CRUD; Chalk River Unidentified Deposit)는 금속 및 금속산화물로 구성된 파울링 침적물로서, 고 연소 핵연료 사용에 의한 원전 장주기 운전의 주요한 문제로 고려되고 있다.

크러드는 주로 가압 경수로(PWR; Pressurized Water Reactor)의 운전 조건에서 고온 핵연료 집합체의 상부 영역에서 피복재 표면에서 발생하는 미포화 비등으로 형성됨이 알려져 있다.⁽¹⁾ 크러드는 원자로냉각재계통 구조재료의 부식 생성물로 구성되며 주요 성분들은 금속 니켈(Ni), 니켈 산화물(NiO), 니켈 페라이트(NiFe₂O₃)이다. 크러드는 수 마이크

로 규모의 증기 굴뚝 구조(Steam chimney) 주위에 수십에서 수백 나노 규모의 기공을 가지는 다공성 구조를 포함하는 것을 특징으로 한다.^(2,3)

핵연료 피복재 표면에 침적된 크러드는 가압 경수로의 정상 또는 과도 운전환경에서 원자로의 운영 및 안전과 관련된 문제를 일으킴이 알려져 있다.⁽⁴⁾ 다공성 파울링 침적층은 피복재 표면의 열전달에 추가적인 열저항으로 작용하여 피복재의 온도 상승을 일으킬 수 있으며, 궁극적으로 증가한 피복재 온도로 인한 피복재의 부식 가속화(CILC; Crud Induced Localized Corrosion)는 핵연료 손상을 초래할 수 있다.⁽⁵⁾ 크러드와 관련된 다른 주요 문제는 다공성 크러드 내부의 붕소잠복 현상에 의한 축 방향 출력 편차 비정상(AOA; Axial Offset Anomaly)이다. 1차 계통 냉각재 내부에 포함된 용해성 붕소는 워 비등 메커니즘에⁽⁶⁾ 의해 다공성 크러드

* 울산과학기술원, 원자력공학부(Ulsan National Institute of Science and Technology, Department of Nuclear Engineering)

† 교신저자, E-mail : icbang@unist.ac.kr

내부로 유입되어 침전되고 크러드 내부에 축적된 붕소가 증성자를 흡수하여 노심의 축 방향 출력 분포를 왜곡하고 원자로의 정지 여유도를 감소시키는 문제를 일으킨다.⁽⁷⁾ 크러드와 연관된 AOA, CILC와 같은 문제들은 미포화 비등 열전달 현상과 밀접한 연관이 있어 가압 경수로 환경에서의 크러드 침적이 피복재의 열전달 현상에 미치는 영향을 이해하기 위한 다양한 노력이 수행되어왔다.

크러드 침적층의 열전달 및 다물리 현상 분석을 위한 선행 연구들은 수치 해석적 기법을 활용한 전산 모델 개발에 집중되어 이루어졌다. 다공성 크러드 층 내부의 열 및 물질 전달 현상을 기술하기 위한 1차원 및 비등 모델은 Cohen에 의해 제안되었으며,⁽⁶⁾ 이는 다양한 후속 연구를 통해 고정밀 해석을 위한 다 물리 해석 모델로 발전되어 왔다.⁽⁷⁻¹⁰⁾ 제안된 다 물리 수치 모델의 성능검증 및 고도화를 위해서는 가압 경수로 환경에서 침적된 크러드의 구조 및 화학적 특성과 더불어 파울링된 피복관 표면에서의 미포화 비등 성능에 대한 실험 데이터가 요구된다. 그러나 가압 경수로 정상운전 환경의 높은 압력과 온도 조건(~15.5MPa/~340°C)으로 인하여 실험 수행의 어려움이 커 크러드가 침적된 피복재 표면의 열전달 성능평가에 대한 실험 데이터가 매우 제한적인 한계를 가진다. Westinghouse 사의 WALT (Westing-house Advanced Loop Tester) 실험장치에서 수행된 크러드 증착 표면의 단상 및 이상 유동 열전달특성을 평가연구가 가압 경수로의 정상운전 환경에서 수행된 유일한 데이터베이스로 평가되고 있다.⁽⁵⁾ 크러드가 침적된 표면의 열전달 성능 또는 크러드와 관련된 AOA 및 CILC와 같은 다물리 현상을 예측하기 위한 고정밀 해석 모델의 개발 및 검증을 위해서는 가압 경수로 운전환경에서 수행된 크러드 침적층의 열전달 성능평가에 대한 실험 데이터베이스 확장이 요구된다.

미국 NRC와 한국 원자력안전위원회를 중심으로 하여 가압 경수로의 비상노심냉각계통의 허용기준에 관한 개정이 추진되고 있으며, 크러드 침적에 의한 추가적인 열저항에 대한 효과가 안전해석에 반영될 것이 요구하고 있다. 이에 따라, 가압 경수로의 정상 및 과도 운전 조건에서의 크러드 침적이 안전 여유도에 미치는 영향에 대한 실험적 평가와 검증이 시급하다. 시스템 코드를 활용하여 피복재의 크러드 침적이 발전소의 안전 여유도에 미치는 영향을 분석하기 위한 연구들이 수행되었다. Hu et al.은 RELAP5-3D 코드를 활용하여 Westinghouse 4-loop 가압 경수로의 냉각재 상실 사고 조건에서의 크러드 피복재 침적에 의한 추가적 열저항이 피복재 침투 온도에 미치는 영향 분석을 수행하였으며, 크러드의 열전도도는 상수(0.8648W/m·K)로 가정하였다.⁽¹¹⁾ Lee et al.은 FRAPTRAN-2.0 KS 코드를 통해 ARP1400 노형의 냉각재 상실 사고 조건에서 크러드 침적에 의한 열저항 효과가 미치는 영향을 분석하였으며, 크러드 내부의 비등 발

생에 의한 유동 양식 변화를 반영할 수 있는 유효 열전도 모델을 제안하였다.⁽¹²⁾ 크러드를 고려한 안전해석 결과, 크러드로 인한 열저항 증가로 냉각재 상실 사고의 분출(Blow down) 및 재관수(Reflood) 과정에서 피복재 침투 온도가 증가하는 거동이 나타났다. 하나, 안전해석 과정에 사용된 크러드의 일정한 열전도도 가정 또는 단순한 체적 분율에 의해 가중 평균된 크러드의 유효열전도도 모델은 미포화 비등에 의한 유효열전도도 증진 효과를 반영하지 못해 지나치게 보수적인 해석 결과를 도출할 수 있는 한계를 가진다. Buongiorno는 대기압 조건에서 수행된 크러드 모사 표면의 수조 비등 및 급랭 실험 결과를 기반으로 크러드가 증착된 표면의 안전 여유도의 향상 가능성을 제시하였다.⁽¹³⁾ 미포화 비등이 발생하는 가압 경수로의 피복재 표면에서 마이크로-나노 규모의 금속산화물 입자의 비등 증착은 열 전달 표면의 물리 화학적 특성(습윤성, 모세관성, 핵형성 부위 밀도)을 변화시켜 임계 열유속의 향상⁽¹⁴⁾과 최소 막비등 온도를 증가시킬 것으로 예측하였으나, 실험적 검증이 수행되지 못한 한계를 가진다. 크러드 침적이 가압 경수로의 안전 여유도에 미치는 영향을 분석하기 위해서는 가압 경수로의 정상 및 과도 운전 조건에서의 미포화 비등을 수반하는 크러드의 열전달 특성 및 임계 열유속과 최대 막비등 온도와 같은 비등 열전달특성에 대한 실험적 평가가 필수적이다.

본 연구에서는 울산과학기술원의 가압 경수로 환경에서의 크러드 침적 모사 및 비등 열전달 성능평가를 목적으로 하는 실험장치 DISNY (crud DeposItion Simulator for Nuclear energyY)를 제안하고, 해당 실험장치의 설계 특징 및 향후 활용 계획을 기술하고자 한다. DISNY는 크러드 침적이 가압 경수로 작동 환경에서 비등 열전달 성능에 미치는 영향을 평가하기 위한 테스트베드로써 활용될 예정이다.

2. DISNY 실험장치

2.1 DISNY 실험장치 설계 특성

울산과학기술원의 DISNY 실험장치는 가압 경수로의 정상 운전 환경에서 크러드 침적 모사와 단상 및 이상 유동 열전달특성 분석을 목적으로 한다. DISNY는 국내 가압 경수형 원전인 OPR1000과 APR1400을 대상 노형으로 하며, 원자로 1차 계통 노심 부수로 내부의 열 유동 특성을 실험적으로 모사하기 위해 장치 설계가 수행되었다.

본 연구에서 DISNY 실험장치는 가압 경수형 원자력발전소의 원자로냉각계통의 열유동 환경 모사를 위한 1차 계통과 1차 계통 냉각재의 열제거를 위한 2차 계통 그리고 1차 계통의 수화화 환경 조절을 위한 수화화 조절 계통으로 구성된다. DISNY 실험장치의 계통 구성은 Fig. 1과 같다.

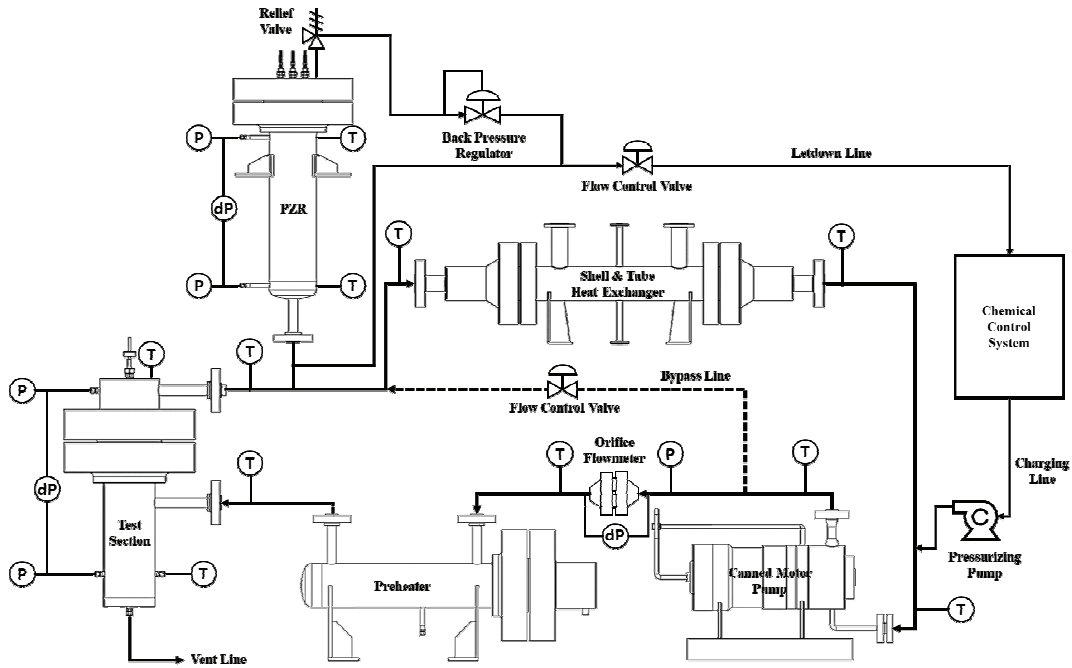


Fig. 1 Diagram of the DISNY experimental loop configuration

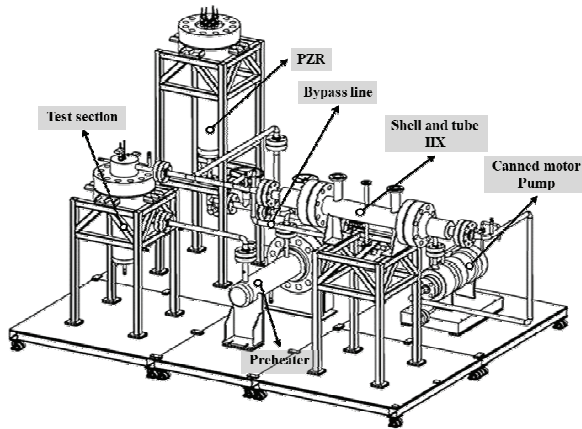


Fig. 2 Schematics of DISNY loop primary system

DISNY 실험장치의 1차 계통의 형상은 Fig. 2에 나타나 있다. 1차 계통은 시험부, 예열기, 가압기, 열교환기, 냉각재 순환 펌프로 구성된다.

DISNY의 1차 계통의 유체 수송 배관은 작동 유체의 순환을 위한 주배관(1-1/4 ")과 유량 조절을 위한 우회 배관으로 구성되며, 1차 계통 내부의 모든 배관은 내식성이 높은 스테인리스강 316 재질의 SCH160 파이프가 사용되었다. 열교환기는 1차 계통의 열제거 및 시험부 입구온도 조절의 역할을 수행하며, 130kW급 셸-튜브형 열교환기가 사용되었다. 예열기는 내부에 삽입된 23kW급 카트리지 히터를 통하여 시험부 입구 온도의 미세 조정 및 1차 계통의 열손실을 보상하는 역할을 수행한다. 가압기는 가압 경수로와 동일하게 내장형 히터를 가지는 방식으로 제작되었으며, 내장된 18kW

급의 카트리지 히터를 통해 작동 유체의 승온 및 기화를 통한 가압을 수행하며, 감압은 가압기 상부에 연결된 역 압력 조절기를 통한 증기 방출을 통해 이루어진다. 가압기 내부의 수위는 수화학 조절 계통과 연결된 충전 배관과 유출 배관의 유량제어를 통해 이루어진다. 1차 계통 내부 작동 유체 순환을 위해 사용되는 순환 펌프는 고온/고압의 작동 환경에서 냉각재 누설 및 성능 저하의 문제가 적은 비 밀봉형 캔드 모터 펌프가 사용되었다. 1차 계통 내부 작동 유체의 유량 계측을 위해 사용되는 유량계는 고온/고압의 이온수 환경에서 계측의 높은 신뢰성 확보를 위해 단순한 구조를 가지는 오리피스형 차압식 유량계가 사용되었다.

DISNY의 2차 계통은 열교환기와 공랭식 냉각기로 구성되어 있다. 2차 계통 냉각수는 500kPa로 가압 되어 열교환기의 셸 측으로 유입되어 튜브 측으로 진행되는 1차 계통 냉각수의 열을 제거하는 역할을 수행한다. 공랭식 냉각기는 본 실험장치의 최종 열침원으로써, 열교환기를 통한 1차 계통 냉각 및 시험부의 압력경계 및 주요 기기의 냉각에 활용된다. 본 실험장치에서 사용되는 공랭식 냉각기의 최대 냉각 용량 50kW에 의해 시험부에 인가될 수 있는 최대 열량이 제한된다. DISNY 실험장치의 주요 설계 인자들을 Table 1에 정리하였다.

수화학 조절 계통은 1차 계통 냉각수의 수화학 환경조건을 유지하면서 1차 계통 내부에 크러드 침적 모사를 위한 금속이온을 주입하는 역할을 수행한다. 크러드 침적 모사를 위해 주입되는 금속이온은 니켈 및 철과 결합된 EDTA (Ethylenediaminetetraacetic acid)의 형태로 1차 계통에 가압펌프를 통해 주입되며, 가압 펌프의 유량 조절을 통해

Table 1 Summary of design parameters of the DISNY facility

Design pressure (MPa)	20.0
Operating pressure (MPa)	15.5
Design temperature (°C)	360
Mass flux range (kg/m ² · s)	3,300-3,500
Test section inlet temperature (°C)	290-340
Maximum applied heat flux (kW/m ²)	2,800
Heater material	Zircaloy-4
Heater array	Single rod
Test section hydraulic diameter (mm)	12.8
Test section flow area (mm ²)	314.1
Main piping length (m)	9.2
Bypass piping length (m)	3.7
Estimate total pressure drop (kPa)	103.9
Total head loss (m)	16.4
Coolant boron concentration (ppm)	1,200
Coolant lithium concentration (ppm)	2.2

금속이온의 주입 양을 조절할 수 있다. 크러드의 침적은 1차 계통 냉각수 내부의 용존 산소 및 수소농도와 pH에 영향을 받는 것으로 알려져 있어, 수산화 조절 계통에 설치된 2개의 조절 탱크에 각각 아르곤과 수소 가스를 퍼징하여 용존 산소와 수소농도를 제어하고자 하였다. 냉각재의 pH는 지정된 농도의 붕산(~1,200ppm)을 주입한 뒤, 실험에서 요구되는 pH(~7)에 도달하기 위한 리튬 수산화물을 첨가하여 조절한다.

2.2 DISNY 시험부 및 히터 설계

DISNY의 시험부 설계를 Fig. 3에 기술되어 있으며, 압력 용기, 시험부 상판, 강수관, 히터 집합체, 가열부를 포함하는 상승 유로 및 상승 유로 내부 유로 형성을 위해 삽입되는 세라믹 구조물로 구성된다. 시험부 압력용기는 스테인리스강 316 재질의 SCH160 8 “단조 파이프”로 제작하였다. 시험부 내부에는 실제 원자로와 동일한 강수관과 상승관을 가지는 환형 유로 형태의 시험부 형상을 채택하여 가열부로부터의 열손실을 최소화 하고자 하였다. 상승 유로 내부에는 알루미늄(Al₂O₃) 재질의 세라믹 구조물을 삽입하여 가열부의 유로를 형성함과 동시에 히터 집합체와 시험부의 절연 조건을 유지하는 역할을 수행한다. 시험부 입구 배관으로 유입된 1차 계통 냉각수는 강수관을 따라 입구 플레넘 영역에서 유동 혼합이 이루어 지고, 상승 유로를 통해 상승하며 히터 집합체와 열교환을 마친뒤 출구 배관을 통해 시험부를 빠져나간다. 가열부 내부 실험장치의 관심 영역 (300mm)에 입구 효과에 의한 유동 왜곡을 줄이기 위해 150mm의 입구 길이가 상승 유로에 추가로 고려되었다.

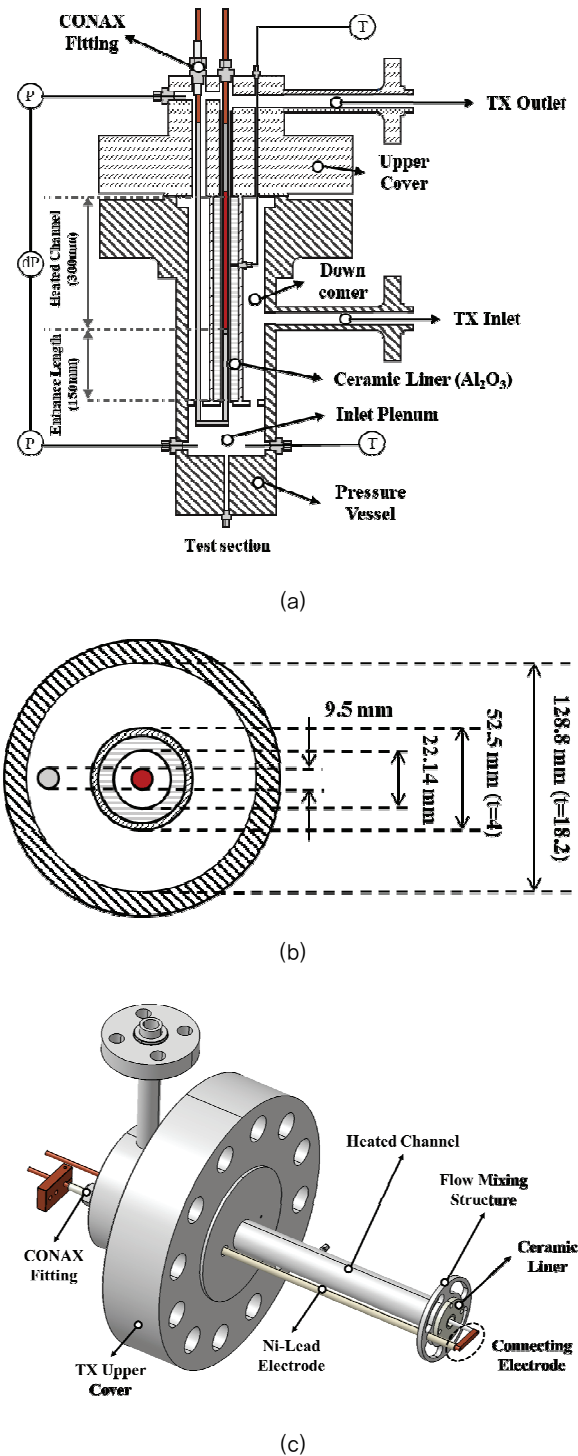


Fig. 3 Schematics of the DISNY test section (a) Design features of the DISNY test section (b) cross sectional view of the test section (c) Configuration of the test section and heater assembly

DISNY의 가열부 히터는 전력 공급장치의 최대 용량 (75kW, 30V-2,500A)를 고려하여 300mm 길이의 단일 지르코늄 합금 피복재로 제작된다. 실제 핵연료 집합체 길이 (~3.81m)보다 축소된 시편을 사용하는 DISNY 실험장치의 특성상, 관심 영역을 가압 경수로의 정상운전 조건에서 미

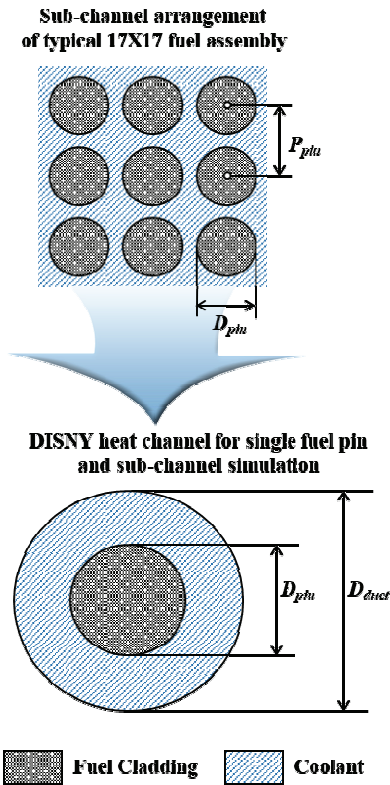


Fig. 4 Schematics of the heated section design to mimic the single sub-channel of PWR

포화 비등이 발생하는 고온 핵연료 집합체 최상단 300mm로 한정하였다. 단일 가열 봉을 가지는 DISNY의 가열부 유로는 Fig. 4와 같이 환형 관으로 설계되었으며, 가압 경수로의 핵연료 집합체 내부 단일 부수로 환경을 모사하기 위해 환형관의 외경 직경을 조절하여 가압 경수로의 단일 부수로와 동일한 수력 등가 직경을 가질 수 있도록 설계되었다.

가압 경수로의 정상운전 환경에서의 크러드 침적 표면의 열전달특성 평가를 위해 사용되는 DISNY의 히터 집합체 형상은 Fig. 5에 기술되어 있다. 히터 집합체의 발열량은 히터를 구성하는 금속 재료에 직류 전류를 직접 인가하는 줄 가열(Joule heating) 방식을 통해 조절된다. 히터 집합체는 리드 전극, 가열 전극, 두 전극을 연결하기 위한 연결 전극으로 구성되어 있으며, 실험 과정에서 발생할 수 있는 히터 집합체의 열팽창 수용을 위해 한쪽 끝이 입구 플레넘 영역으로 열려 있는 U자 형상을 가진다. 리드 전극과 가열 전극의 상부에는 압력 경계 외각으로 전극을 연장하기 위한 연장 전극이 위치하고 있으며, 압력 경계에서의 발열 문제로 인한 압력 경계 손상의 위험성을 최소화 하기 위해 구리 재질로 제작되었다. 가열 전극은 하부 니켈 전극, 하부 지르코늄 체결부, Zircaloy-4 발열체, 상부 지르코늄 체결부로 구성된다. 발열체는 실제 원자력발전소의 핵연료 피복재와 동일한 Zircaloy-4(외경=9.5mm; 내경=8.3mm)를 사용하여 실험 과정 중에 크러드의 침적과 관련된 현상 왜곡을 최소화

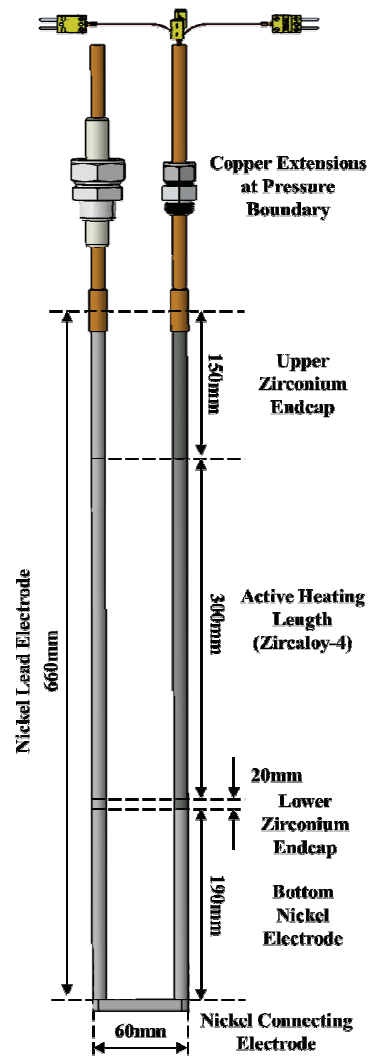


Fig. 5 Schematics of Joule heating heater design for DISNY

화하고자 하였으며 300mm의 유효 가열 길이를 가진다. 히터 구조물의 구성 요소들의 외경은 발열체의 외경에 맞추어 9.5mm 금속 봉재로 구성하였으며, 각 구성 요소의 두께를 조절 함으로써, Zircaloy-4 발열체를 제외한 다른 히터 구조물 영역에서의 발열을 최소화하였다. 가열 전극 상단의 지르코늄 체결부와 구리 연장 전극 내부에 5mm의 홈을 가공하여 발열체 내벽 온도를 측측을 위해 설치되는 열전대를 압력 경계 밖으로 유도하였다. Zircaloy-4 피복재의 내벽 온도는 유효 가열 길이의 중앙에서 측정되며, 0.5mm 직경을 가지는 K-type 열전대 4개가 세라믹 슬리브 구조에 방사형 방향으로 균일하게 고정되어 발열체 내부에 삽입된다. 세라믹 슬리브 구조물은 알루미늄으로 제작되어 실험 과정 중 열전대와 히터 집합체 사이의 전기적 절연 조건을 유지한다.

전원 공급장치의 사양을 고려한 히터 집합체 유효 가열 구간의 최대 발열량은 25.5kW이며, 이때 표면 열유속은 2,848kW/m²이다. 이는 국내 가동 PWR형 원자력발전소의

정상운전환경 최대 열유속 범위($<1,500\text{kW/m}^2$)를 포괄하여 실험 수행에 큰 차질이 없음을 확인하였다. 시험부 압력경계를 관통하는 구리 연장 전극의 경우, 발생 가능한 최대 열유속은 30kW/m^2 이내로 실험 과정에서 시험부 압력경계에서 발열에 의한 문제를 최소화하였다.

2.3 시험부 유동장 특성분석

시험부의 설계 검증 및 내부의 유동 특성에 따른 물리적 현상의 왜곡 정도를 평가하기 위해 ANSYS-CFX를 활용하여 시험부 내부의 유동장 특성 분석을 수행하였다. 전산 유

체 해석을 수행하기 위한 시험부 모델링 작업을 수행하였으며 시험부 내부의 기하학적 특성이 모델 내부에 보존될 수 있도록 하였다. 작성된 모델의 결과는 Fig. 6(a)에 기술되어 있다. 전산 유체 해석에 사용된 DISNY의 시험부 해석 격자 작성 결과는 Fig. 6(b)에 나타나 있으며, Zircaloy-4 발열부를 포함하는 상승 유로 내부의 난류 유동 및 유동 혼합 특성을 분석을 수행하기 위하여 상승 유로 영역과 압력용기 영역으로 구분하여 메시를 작성하였다. 작성된 메시의 수는 상승 유로 영역~1,200,000개, 압력용기 영역~1,000,000개로 총~2,200,000개의 해석 격자가 본 유동장 특성분석에 사용되었다.

유동장 특성 분석은 등은 조건에서 수행되었으며, 고온 핵연료 집합체 최상단 30cm 영역의 냉각재 열유동 조건에 해당하는 15.5MPa 335°C 의 작동 유체가 $3,500\text{kg/m}^2 \cdot \text{s}$ 의 질량 유속으로 강제 순환하는 조건에서 해석이 수행되었다. 시험부의 입구/출구/용기 /상승 유로 내부의 모든 벽면에 Non-slip 조건을 적용하였으며, $k-\epsilon$ 난류 모델이 사용되었다.

DISNY 시험부 내부의 유동장 특성 분석 결과는 Fig. 7에 나타나 있다. 입구 플레넘과 상승 유로 사이 영역에서 급격한 유로의 면적 변화로 인한 상승 유로 입구로 작동 유체가 가속되며 나타나는 유동 특성 왜곡이 발생하였다. 이후, 상승 유로 내부 작동 유체의 진행에 따라 유동이 안정화되는 경향이 나타났다. 가열 유로의 하류(down stream) 영역에서 급격한 유로의 진행 방향 변경으로 인해 유동 박리 현상이 나타났으며 이러한 영향이 시험부 출구 영역의 상부(up stream) 영역으로 전파되어 가열 유로 이후 영역에서 완전 발달 유동을 이루지 못하고 유동장 특성이 왜곡되는 양상을 보이는 것을 확인하였다.

시험부의 상승 유로 영역 내부 유동 안정화를 위해 추가로 고려된 가열 유로 전단에 설치된 입구 길이 150mm의 타

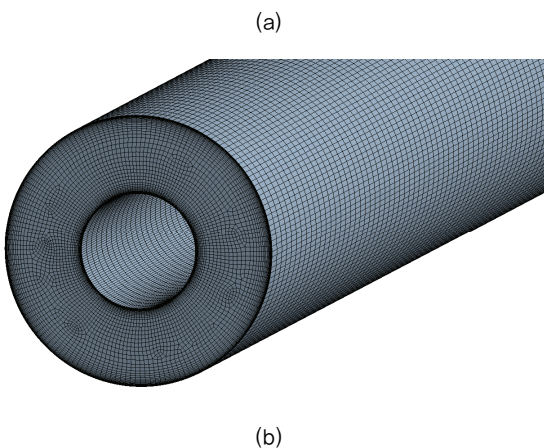
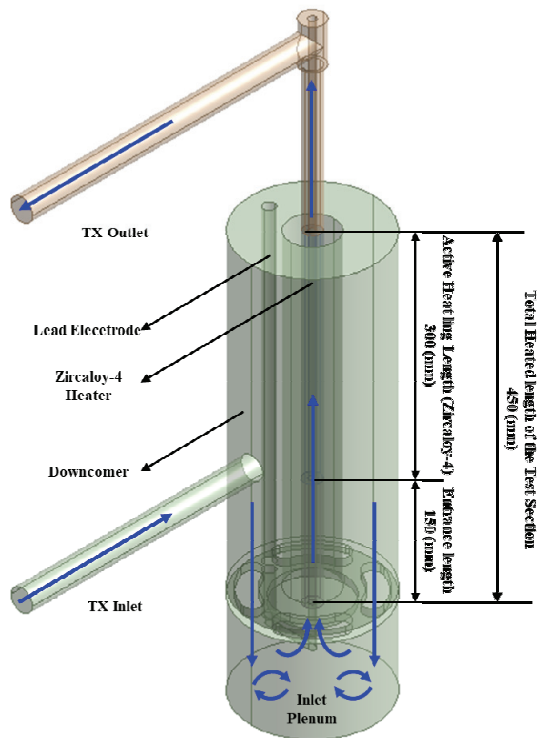


Fig. 6 (a) 3D modeling results of the test section of the DISNY facility for flow field characteristics analysis (b) generated mesh of heated section flow channel⁽¹⁵⁾

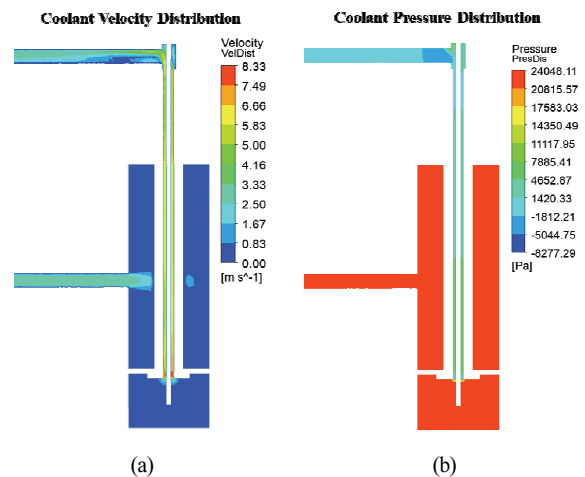


Fig. 7 Flow field characteristics analysis results with ANSYS-CFX (a) Fluid velocity distribution (b) pressure distribution⁽¹⁵⁾

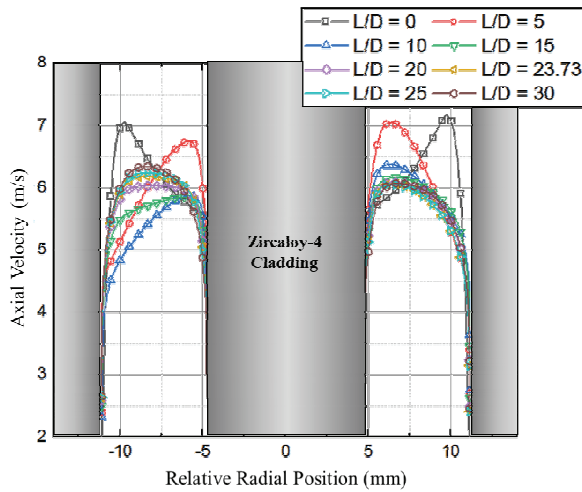


Fig. 8 Axial velocity profile distribution inside the chimney pipe inside the DISNY test section

당성과 크러드 열물성 평가를 위해 고려되는 zircaloy-4 발 열체 내벽 측정 위치(상승 유로 시작점으로부터 450mm 상부)에서의 유동장 특성 분석을 위해 상승 유로 내부 축 방향 작동 유체의 속도 분포에 대한 분석을 수행하였다. 상승 유로 내부의 작동 유체의 축 방향 속도 분포의 해석 결과는 Fig. 8에 기술되어 있다.

전산 유체 해석을 통하여 DISNY 시험부 내부 유동 안정화를 위해 고려된 150mm의 입구 길이를 통해 가열부 유로 내부의 유동 안정화가 이루어지는 것을 확인하였으나, 비교적 짧은 입구 길이로 인하여 완전 발달 유동에 도달하지 못하는 한계점을 가지는 것을 확인하였다. 상승 유로 내부로 유입된 작동 유체의 속도 분포는 비대칭적인 속도 분포를 나타냈다. 이는 DISNY 시험부의 입/출구 배관이 압력용기에 대해 반경 방향으로 불균일하게 배치되어있는 것에 기인하는 것으로 판단된다. 상승 유로 입구로부터 $L/D_h = 20$ (~250mm) 이후 영역에서 속도 분포가 안정화 되어 크러드의 열물성 평가가 이루어지는 입구 길이로부터 300mm에 해당하는 $L/D_h = 23.73$ 영역에서 유동 안정화가 이루어진 것을 확인하였다.

3. 시험 요건 선정

3.1 열수력 시험요건 선정

국내 가동 가압 경수형 원자력발전소의 정상운전환경 조건에서의 크러드 열물성/열전달특성 평가를 수행하기 위한 열수력 시험요건 선정을 진행하였다. 대상 노형은 OPR1000(2022년 기준 국내 24기의 원자력발전소 중 10기 운영)과 APR1400(2022년 기준 국내 24기 원자력발전소 중 8기 운영)으로 한정하였으며, 한빛 5, 6호기(OPR1000)과 신고리

Table 2 Summary of operating conditions of OPR1000

Parameter	Value	Unit
Primary system pressure	15.5	(MPa)
Core inlet temperature	296	(°C)
Core outlet temperature	327	(°C)
Average mass flux	3,567	(kg/m ² · s)
Minimum mass flux	3,461	(kg/m ² · s)
Core thermal power	2,815	(MW _{th})
Core active length	3.81	(m)
Fuel pellet material	UO ₂ pellet	
Cladding material	Zircaloy-4	
Cladding outer diameter	9.7	(mm)
Fuel pin pitch	12.85	(mm)
Fuel assembly array	Square lattice, 16X16	
Average heat flux	567.04	(kW/m ²)
Maximum heat flux	1,331.24	(kW/m ²)
Sub-channel D _h	11.98	(mm)

Table 3 Summary of operating conditions of APR1400

Parameter	Value	Unit
Primary system pressure	15.5	(MPa)
Core inlet temperature	291	(°C)
Core outlet temperature	325	(°C)
Average mass flux	3,499	(kg/m ² · s)
Minimum mass flux	3,344	(kg/m ² · s)
Core thermal power	3,983	(MW _{th})
Core active length	3.81	(m)
Fuel pellet material	UO ₂ pellet	
Cladding material	ZIRLO	
Cladding outer diameter	9.5	(mm)
Fuel pin pitch	12.85	(mm)
Fuel assembly array	Square lattice, 17X17	
Average heat flux	600.43	(kW/m ²)
Maximum heat flux	1,413.00	(kW/m ²)
Sub-channel D _h	12.64	(mm)

3호기(APR1400)의 최종 안전성 분석 보고서를 기준으로 국내 가동 PWR형 원전의 정상운전 조건 운전변수 조사하여 Table 2, 3에 정리하였다.

조사된 국내 가동 가압 경수형 원자력발전소의 정상운전 설계변수를 기반으로 본연구에서 관심 영역으로 한정된 고온 핵연료 집합체 최상단부 300mm 영역에서의 열유동 조건에 대한 분석을 수행하였다. 열유동 조건은 발전소의 안전성 및 과도 분석에 활용되는 안전해석 코드 MARS-KS를 사용하여 분석되었다. 분석의 대상은 미포화 비등이 가장 활발하게 발생할 것으로 예상되는 고온 핵연료봉의 단일 부수로로 한정하였으며, 고온 핵연료봉의 반경 방향 출력 침

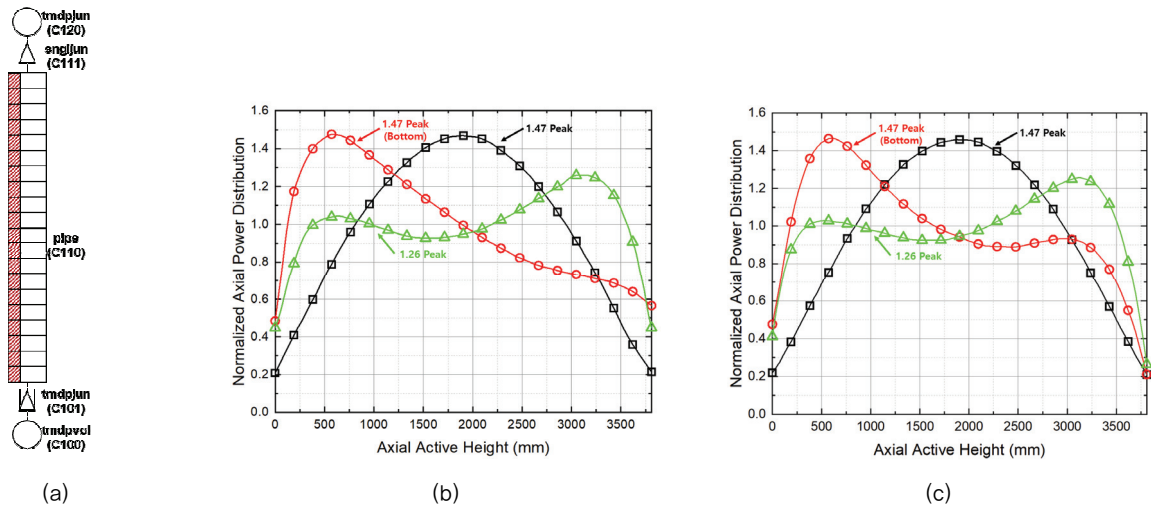


Fig. 9 (a) MARS-KS nodalization for the single sub-channel analysis (b) Representative axial power distribution of OPR1000 (c) Representative axial power distribution of APR1400

두인자는 1.55가 가정되었다. 핵연료봉의 축 방향 출력 분포는 Fig. 9(b)와 (c)에 기술되어 있는 OPR1000과 APR1400의 대표적인 축방향 출력 분포 3가지가 고려되었다. 계산에 사용된 고온 핵연료봉 단일 부수로의 MARS-KS 입력 모델은 Fig. 9(a)에 기술되어 있다. OPR1000과

APR1400의 고온 핵연료봉에 해당하는 단일 부수로 해석 결과는 Fig. 10(a)와 (b)에 각각 기술되어 있다. 해석 결과로부터, 고온 핵연료봉의 부수로 최상단~300mm 영역에서 미포화 비등이 발생 됨을 확인하였으며, 발생량은 원자로의 축 방향 출력 분포에 따라 상이한 것을 확인하였다. 핵연료

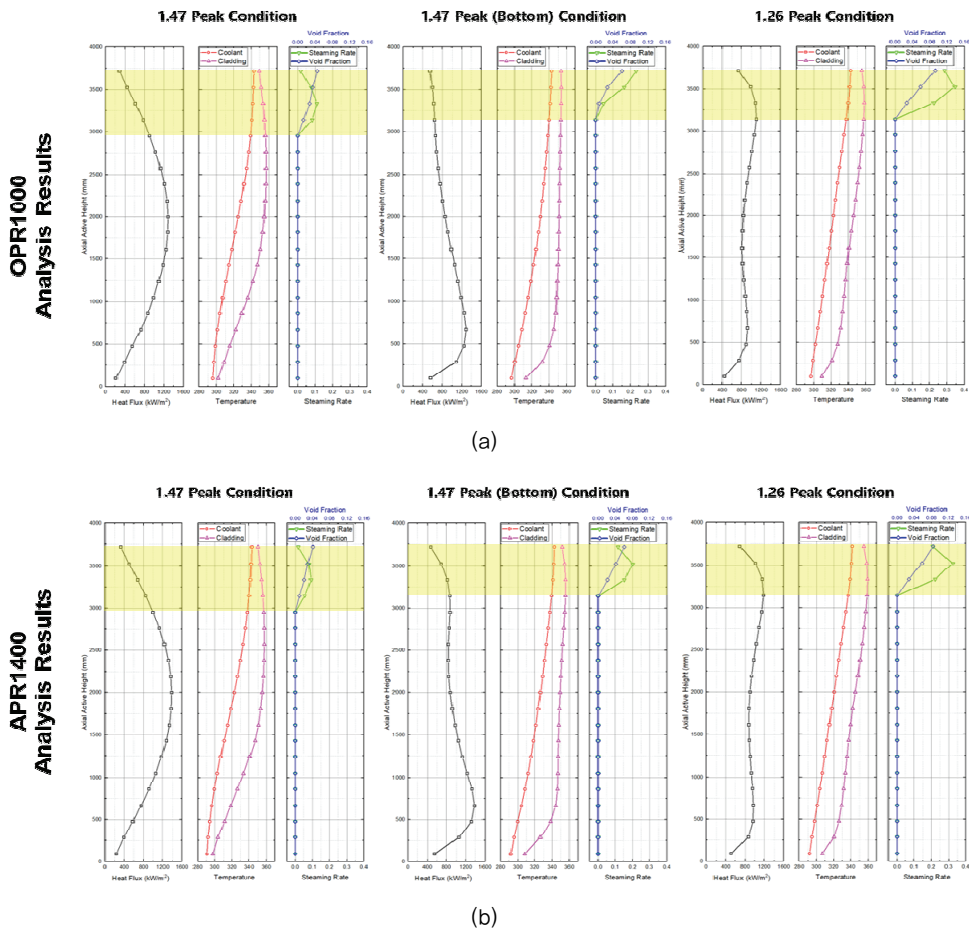


Fig. 10 Single sub-channel analysis results with MARS-KS for (a) OPR1000 design and (b) APR1400 design

의 최상단 300mm 구간에서의 냉각재 온도는 OPR1000과 APR1400 모두에서 축방향 출력 분포와 관계없이 ~340°C로 나타나는 것을 확인하였으며 최상단 300mm 영역에서의 평균 열유속은 600kW/m²로 평가되었다. MARS-KS를 통해 수행된 고온 핵연료봉의 단일 부수로 해석 결과로부터 도출된 가압 경수로 환경에서의 크러드 침적 표면의 열전달특성 평가를 위한 열수력 시험요건은 다음과 같다.

1. 작동 압력: 15.5MPa (가압 경수형 원전 1차 계통 압력)
2. 질량 유속: 3,300 ~ 3,500kg/m² · s (최소 및 설계 질량유속)
3. 입구 온도: (290), 330, 340°C (노심 입구 / 고온 핵연료 집합체 및 고온 부수로 최상단 300mm 냉각재 온도)
4. 열유속 범위: 0 ~ 1,500kW/m² (정상운전환경 최대 열유속)

3.2 크러드 침적 시험요건 선정

크러드의 주요 구성성분인 Ni, Fe계 금속 혹은 금속산화물을 실험장치 내부에서 실험적으로 모사하기 위하여, 냉각수에 적정 농도의 금속이온을 EDTA 형태로 주입하여 실제 원전의 냉각수 속 부식 생성물을 모사하고자 하였다. 원전 핵연료봉 표면에 침적된 크러드의 성분을 정밀하게 분석한 Callaway 발전소의 분석결과⁽¹⁶⁾에 따르면 핵연료봉 표면에 침적된 크러드의 Ni/Fe 비율은 약 2:1로 나타난다. 또한, 주기 종료 시 냉각수의 Ni/Fe 비율이 4.4로 측정되어 운전 중 냉각재 내부의 Ni 비율이 Fe보다 더 높음을 추측할 수 있다. 또한, 크러드 침적의 원인이 되는 Ni, Fe 금속산화물은 1차 계통을 이루는 구조물의 표면에서 발생, 용출된다고 알려져 있으며, 1차 계통 구조물의 표면 중 80%는 니켈계 합금으로 이뤄진 증기 발생기가 차지하고 있다. 증기 발생기를 제외한 1차 계통 내부의 구조재료가 스테인리스강으로 이루어져 있다고 가정했을 때 Ni과 Fe의 표면구성 비율은 약 2:1로 주어진다. 따라서, 본 연구에서는 크러드 침적 모사를 위한 1차 계통 내부 냉각재의 Ni, Fe 금속이온의 비를 2:1로 가정하였다.

본 연구에서는 가압 경수로의 정상운전 환경에서의 1주기(18개월) 운전에 따른 크러드 침적 거동을 168시간(7일)으로 가속하여 모사하기 위해 Ni, Fe 이온 농도를 '1주기(18개월)/168시간'에 비례하여 농축한 조건으로 선정하였다. 가압 경수형 원자력발전소의 1차 계통 냉각재 내부 Ni의 농도를 최대 100ppb로 가정하면 원전 1주기 18개월을 7일의 실험에서 모사하기 위한 Ni, Fe 이온의 농도는 각각 7.71ppm, 3.86ppm로 주어진다. 이외, 크러드 침적에 영향을 미치는 용존산소 농도, 용존수소 농도와 pH는 가압 경수형 원전의 정상운전 환경 수화학 환경조건과 동일하게 선정

Table 4 Summary of CRUD deposition experimental conditions

Exp. conditions	Metal ion concentration	Heat flux	Deposit time
Case A	Ni 7.71ppm / Fe 3.86ppm	600kW/m ²	72hr
Case B	Ni 7.71ppm / Fe 3.86ppm	600kW/m ²	120hr
Case C	Ni 7.71ppm / Fe 3.86ppm	600kW/m ²	168hr
Case D	Ni 3.31ppm / Fe 1.16ppm	600kW/m ²	168hr
Case E	Ni 15.4ppm / Fe 7.74ppm	600kW/m ²	168hr
Case F	Ni 7.71ppm / Fe 3.86ppm	400kW/m ²	168hr
Case G	Ni 7.71ppm / Fe 3.86ppm	1400kW/m ²	168hr

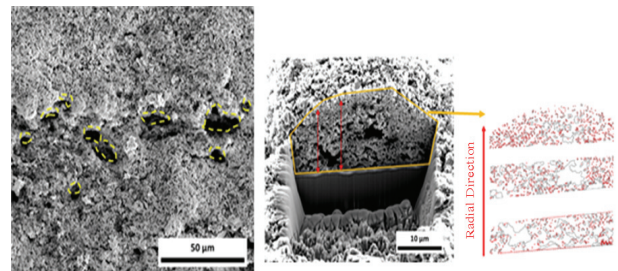


Fig. 11 Examples of the CRUD geometrical characteristic analysis results with SEM-FIB

하였으며 각각 25cm³/kg, 5ppb 이하, pH~7로 주어진다. 크러드 침적 모사와 관련된 선행연구를 바탕으로 크러드 침적 메커니즘 파악에 유리한 실험변수(침적 시간, 금속 이온 농도, 인가 열유속)를 선정하였으며, 이를 Table 4에 정리하였다. 본 연구에서는 크러드 침적 시간, 냉각재 내부의 금속이온 농도, 피복재의 열유속 준위 변화에 따른 크러드의 다공성 구조 변화 및 두께 등의 거동 분석결과를 기반으로 하여 각 영향 인자들이 크러드 침적에 미치는 영향 및 메커니즘을 파악하고자 한다.

실험적으로 모사된 크러드의 구조 특성은 SEM-FIB를 활용하여 분석이 수행되며, Fig. 11과 같이 SEM-FIB를 통해 얻어지는 크러드의 표면과 단면 이미지를 통해 크러드의 침적 두께, 증기 굴뚝의 밀도와 직경, 크러드의 공극률 등을 정량화하고자 한다. SEM-EDS 또는 SEM-EPMA를 활용하여 크러드의 구성성분을 분석을 수행하고자 한다.

4. 결 론

본 연구에서는 가압 경수로의 정상운전 환경에서의 크러드 침적 모사 및 크러드 침적 표면의 열전달 성능평가를 위한 실험장치 DISNY를 제안하였다. 가압 경수형 원자력발전소의 정상운전 조건에서의 열수력 및 수화학 환경 모사를 위한 DISNY 실험장치의 설계가 수행되었으며, ANSYS-CFX를 활용한 전산 유체해석을 통해 시험부 내부의 유동장 특성에 대한 예비분석을 수행하였다. 크러드의 침적과 열전

달 성능에 큰 영향을 미치는 미포화 비등이 발생하는 구간을 실험적으로 모사하기 위한 열수력 및 크러드 침적 실험 조건 선정이 수행되었으며, MARS-KS 해석을 통한 노심 부수로 해석으로부터 고온 핵연료봉에 해당하는 단일 부수로의 최상단 300mm 구간에서 미포화 비등이 발생됨을 확인하였다. 미포화 비등 발생을 모사하기 위해 도출된 시험 조건을 기반으로 DISNY 실험장치를 활용한 크러드 침적 모사 및 열전달 성능평가를 수행할 예정이다.

제안된 DISNY 실험장치는 가압 경수로 환경에서의 크러드 침적 또는 크러드 침적과 관련된 AOA 또는 CILC와 같은 다물리 현상을 분석하기 위한 테스트베드로써 활용될 예정이며, 본 실험장치로부터 도출되는 실험데이터는 가동 가압 경수형 원자력발전소의 안전성 분석을 위한 기초 자료로 활용될 수 있을 것으로 기대된다.

후 기

본 연구는 원자력안전위원회의 재원으로 한국원자력안전재단의 지원을 받아 수행한 원자력안전연구사업의 연구결과입니다. (No.2106022)

References

- (1) Deshon, J., 2004, "PWR Axial Offset Anomaly (AOA) Guidelines, Revision 1," EPRI 1008102.
- (2) Yeon, J. W., Choi, I. K., Park, K. K., Kwon, H. M., Song, K., 2010, "Chemical analysis of fuel crud obtained from Korean nuclear power plants," *Journal of Nuclear Materials*, Vol. 404, No. 2, pp. 160~164.
- (3) Deshon, J., 2005, "Evaluation of Fuel Cladding Corrosion and Corrosion Product Deposits from Callaway Cycle 14," EPRI 1011088.
- (4) Saha, P., Aksan, N., Andersen, J., Yan, J., Simoneau, J. P., Leung, L., Bertrand, F., Aoto, K., Kamide, H., 2013, "Issues and future direction of thermal-hydraulics research and development in nuclear power reactors," *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 264, pp. 3~23.
- (5) Wang, G., Byers, A., Young, M., 2011, "Simulated Fuel Crud Thermal Conductivity Measurement Under Pressurized Water Reactor Conditions," EPRI 1022896.
- (6) Cohen, P., 1972, "Heat and Mass Transfer for Boiling In Porous Deposits with Chimneys," *AIChE Symposium Series*, Vol. 70, pp. 71~80.
- (7) Short, M. P., Hussey, D., Kendrick, B. K., Besmann, T. M., Stanek, C. R., Yip, S., 2013, "Multiphysics modeling of porous CRUD deposits in nuclear reactors," *Journal of Nuclear Materials*, Vol. 443, No. 1-3, pp. 579~587.
- (8) Pan, C., Jones, B. G., Machiels, A. J., 1972, "Concentration levels of solutes in porous deposits with chimneys under wick boiling conditions," *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 99, pp. 317~327.
- (9) Henshaw, J., McGurk, J. C., Sims, H. E., Tuson, A., Dickinson, S., Deshon, J., 2006, "A model of chemistry and thermal hydraulics in PWR fuel crud deposits," *Journal of Nuclear Materials*, Vol. 353, No. 1-2, pp. 1~11.
- (10) Yeo, D. Y., No, H. C., 2017, "Modeling heat transfer through chimney-structured porous deposit formed in pressurized water reactors," *International Journal of Heat and Mass Transfer*, Vol. 108, pp. 868~879.
- (11) Hu, R., Kazimi, M. S., Leyse, M. E., 2009, "Considering the Thermal Resistance of Crud in LOCA Analysis," *Transactions of the American Nuclear Society*, Vol. 101, pp. 590~592.
- (12) Lee, J., Jeong, H., Bang, Y., 2018, "Thermal Resistance Effects of Crud and Oxide Layer to the Safety Analysis," 2018 TOPFUEL, Prague, Czech Republic.
- (13) Buongiorno, J., 2014, "Can corrosion and CRUD actually improve safety margin in LWR?," *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 63, pp. 9~21.
- (14) Lee, D. H., Lee, N. K., Shim, D. I., Choi, G. H., Choi, S. Y., Cho, H. H., 2018, "Boiling heat transfer enhancement using micro-nano hybrid surfaces," *Proceedings of the KSFM 2018 Summer Annual Meeting*, pp. 299~300.
- (15) Kim, J. Y., Kim, H. J., Bang, I. C., 2022, "Design Study of CRUD Thermal Properties Characterization Facility DISNY under Pressurized Water Reactor Normal Operating Condition," *ATH 2022*, Anaheim, CA USA.
- (16) Frattini, P., 2001, "Characterization of Corrosion Products on the Callaway Cycle 9 PWR Core," EPRI 1003129.