

재관수 실증실험과 TRACE 코드를 활용한 모델 변수의 불확실도 정량화

유선오[†] · 이경원*

Uncertainty Quantification of Model Parameters Using Reflood Experiments and TRACE Code

Seon Oh Yu[†], Kyung Won Lee*

(Received 23 May 2024, Revised 14 June 2024, Accepted 19 June 2024)

ABSTRACT

The best estimate plus uncertainty methodologies for loss-of-coolant accident analyses make use of the best-estimate codes and relevant experimental databases. Inherently, best-estimate codes have various uncertainties in the model parameters, which can be quantified by the dedicated experimental database. Therefore, this study was devoted to establishing procedures for identifying the input parameters of predictive models and quantifying their uncertainty ranges. The rod bundle heat transfer experiments were employed as a representative reflood separate effect test, and the TRACE code was utilized as a best-estimate code. In accordance with the present procedure for uncertainty quantification, the integrated list of the influential input parameters and their uncertainty ranges was obtained through local sensitivity calculations and screening criteria. The validity of the procedure was confirmed by applying it to uncertainty analyses, which checks whether the measured data are within computed ranges of the variables of interest. The uncertainty quantification procedure proposed in this study is anticipated to provide comprehensive guidance for the conduct of uncertainty analyses.

Key Words : BEPU methodology (BEPU 방법론), uncertainty (불확실도), LOCA (냉각재상실사고), reflood (재관수), TRACE code (TRACE 코드)

1. 서 론

가동 중 원전에서 설계기준사고인 냉각재상실사고 (LOCA: Loss Of Coolant Accident)에 의한 잠재적 결말의 심각성과 사고 완화를 위한 안전기능의 중요성 때문에, 비상노심냉각계통(ECCS: Emergency Core Cooling System) 작동의 적절성과 신뢰성은 다양한 실증실험과 전산코드를 통해 평가되고 있다. LOCA 발생으로 원자로냉각계통으로부터 다량의 냉각재가 방출되기

때문에, 관련 규제요건⁽¹⁾을 만족하기 위해서는 계통이 설계된 바대로 작동되어 노심이 냉각되어야 한다. ECCS의 적절한 작동으로 노심을 과냉각의 냉각재에 다시 잠기게 하는 재관수는 사고의 완화 또는 중대사고로의 진입을 예방하는 중요한 사고관리 조치이므로, 재관수 현상과 관련한 상세연구는 LOCA 사고해석과 ECCS 규제요건 관점에서 매우 중요하다.

보수적인 해석모델과 가정사항을 적용하는 기존의 결정론적 방법으로 사고해석을 하는 동안 광범위한 연구 프로그램이 수행되어 왔다. 그 결과 개별효과와 종합효과 실증실험 자료가 축적되고 다양한 해석 방법론이 개발되면서 LOCA의 복잡한 열수력 현상을 이해하게 되었으며, 보다 실제적인 해석모델이 포함된

[†]책임저자, 회원, 유선오(Korea Institute of Nuclear Safety, Univ. of Science and Technology)

E-mail: k378yso@kins.re.kr

TEL: (042)868-0586 FAX: (042)868-0168

* Korea Institute of Nuclear Safety

최적코드(best-estimate code)를 활용하면서 예측모델 변수의 불확실도를 고려하게 되었다. 따라서 전산코드를 계산 도구로 활용하여 ECCS 규제 허용기준의 충족 여부를 평가하는 최근의 LOCA 해석은 BEPU (Best Estimate Plus Uncertainty)에 의한 해석이라고 할 수 있다.

원전 운영국과 국제기구 주관으로 UMS (Uncertainty Method Study)⁽²⁾, BEMUSE (Best Estimate Methods - Uncertainty and Sensitivity Evaluation)⁽³⁾ 그리고 PREMIUM (Post-BEMUSE REflood Models Input Uncertainty Methods)⁽⁴⁾ 등의 국제 코드 벤치마크 및 평가 프로젝트가 수행되었다. 주요 예측모델 변수에 대한 민감도 및 불확실도와 관련한 주제가 다루어졌고, CSAU (Code Scaling, Applicability, and Uncertainty)⁽⁵⁾, GRS (Gesellschaft für Anlagen-und Reaktorsicherheit)⁽⁶⁾, UMAE (Uncertainty Methodology based on Accuracy Extrapolation)⁽⁷⁾ 그리고 EMDAP (Evaluation Model Development and Assessment Process)⁽⁸⁾와 같은 방법론이 논의되었다. 이때 불확실도는 무작위 수와 유사하고 확률 분포로 표현할 수 있다는 점에서 대부분의 해석 방법론은 불확실도를 확률의 개념으로 표현한다는 것이 주목할 만하다.

BEPU 해석 방법론에서는 LOCA 시 발생할 수 있는 다양하고 복잡한 물리적인 열수력 현상을 합리적으로 예측하기 위하여 최적코드를 사용한다. 코드는 수학적 모델, 실험상관식과 같은 모델 변수를 다수 포함하고 있는데, 이들 변수에는 유한한 범위의 불확실도가 존재하기 때문에 코드의 예측값과 실제값은 완벽하게 일치하지 않는다. 이러한 불일치성이 모델 변수의 불확실도를 정량화할 수 있는 요소임을 고려할 때, LOCA의 주요 물리적 현상을 코드로 모의하기 위해서는 관련 열수력 거동 변화에 영향이 큰 변수들을 확인하고 각 변수의 불확실도를 정량화할 필요가 있다. 또한 불확실도는 예측모델의 변수 입력으로부터 관심변수의 출력방향으로 전파하기 때문에, 코드에 포함된 주요 모델 변수의 불확실도를 확인하고 정량화⁽⁹⁾하는 것이 LOCA 해석의 핵심 요소 중 하나라고 할 수 있다.

따라서 본 연구의 목적은 분석 대상 사건의 모의에 필요한 다양한 예측모델의 입력변수 중에서 사건 경위와 결말과 같은 주요한 물리적 현상에 영향력이 있는 변수들을 선별하고 불확실도 범위를 정량화하는 절차를 수립하는 것이다. 이를 위해 LOCA 발생 후 재관수 기간(reflood

phase)을 재현하는 개별효과 실증실험 설비를 계통 열수력 분야 최적코드이며 USNRC의 규제검증코드인 TRACE (TRAC/RELAP Advanced Computational Engine) 코드로 모델링하여 실험값과 비교하였다.

2. 불확실도 정량화 절차

불확실도 정량화는 일반적으로 전산코드의 수학적 모델과 실험상관식, 물성치, 실험조건과 같이 물리적인 현상 모의에 중요하며 불확실한 성질을 갖는 예측모델의 입력변수(IP: Input Parameter)를 결정하는 것이다. 이때, IP의 불확실도는 확률밀도함수로 표현되어 최대값과 최소값 사이의 무작위 수로 가정한다. 본 연구에서는 전산코드를 사용하여 분석 대상 사건 모의에 필요한 IP 중 사건 경위와 결말과 같은 주요한 물리적 현상에 영향력이 있는 IIP (Influential IP)를 선별하고 불확실도 범위를 정하는 절차를 Fig. 1과 같이 수립하였고, 절차의 주요 단계는 다음과 같다.

- 1단계: 분석 대상 사건의 물리적 현상과 코드에 내재된 모델 및 상관식, 실증실험 정보 그리고 사용자의 해석경험 및 공학적 판단으로 초기 IP 목록 작성
- 2단계: 각 IP의 최적값(best-estimate value)을 사용하여 실증실험에 대한 기준 계산(reference calculation)을 수행하고 주요 열수력 변수의 실험값과 비교
- 3단계: 각 IP의 초기 불확실도 범위에서 민감도 계산을 수행하여 관심 변수에 대한 상한과 하한 범위에서

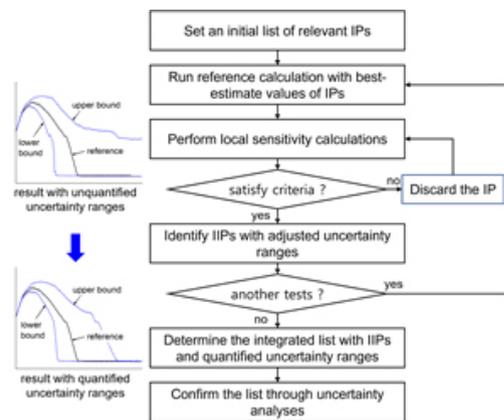


Fig. 1 Flow chart for uncertainty quantification of model parameters.

실험값이 포함되는지 확인

- 4단계: 선별기준을 충족하여 관심 변수의 거동 변화에 큰 영향력이 있는 IIP를 선별하고, 선별기준을 충족하는 범위 내에서 불확실도 범위를 조정
- 5단계: 2단계부터 4단계를 분석 대상의 모든 실증실험에 대해 민감도 계산을 반복하여 정량화된 불확실도 범위를 갖는 IIP 목록 결정
- 6단계: 추가의 실증실험과 함께 불확실도 계산을 수행하여 선별된 IIP와 정량화된 불확실도 범위의 타당성 확인

3. 실증실험에의 적용

3.1 재관수 실증실험

본 연구에서는 OECD/NEA 주관으로 수행된 코드 벤치마크 프로젝트의 RBHT (Rod Bundle Heat Transfer) 재관수 실증실험에 불확실도 정량화 절차를 적용하여 재관수 기간 동안 열수력 현상 모의에 중요한 IIP를 선별하고 불확실도 범위를 정하였다.

RBHT 실험설비는 가압경수로의 핵연료 집합체 형상을 모사한 것으로, Fig. 2와 같이 보일러, 냉각재 공급탱크와 펌프, 상부 및 하부 플레넘과 지지격자체가 있는 시험부, carry-over 탱크, 증기 분리기, 배수 탱크 등으로 구성^(9,11)되어 있다. 설비는 LOCA 후 핵연료 집합체가 고온고압 환경에 노출된 후 ECCS로부터 하부 플레넘을 통해 냉각재가 주입되는 재관수 기간 동안, 핵연료 피복관에서의 열전달 거동을 재현하는 개별효과 실증실험과 열수력 사고해석을 위한 전산코드의 확인 및 검증에 활용되었다.

시험부는 인코넬 600 내열합금 재질의 하우징 내부에 핵연료 집합체를 모사하는 7×7의 rod bundle 집합체가 삽입된 형상이며, 집합체는 45개의 가열봉과 집합체 코너에 위치한 4개의 비가열 봉으로 구성되어 있다. 시험부 rod bundle에는 축 방향으로 7개의 지지격자체와 다수의 열전대가 설치되어 있으며, 설비 압력, rod bundle 압력강하, 냉각재 주입 유량과 온도 측정을 위한 계측기가 시험부 주위에 설치되어 있다.

시험부에 가해지는 출력은 실험별로 설정된 평균 출력을 기준으로 상부(L*=1.0)와 하부(L*=0.0)에 각각 0.5, L*=0.75 위치에 1.5의 최대 출력이 인가되며, 각 위치 간 출력은 선형 분포를 갖는다.

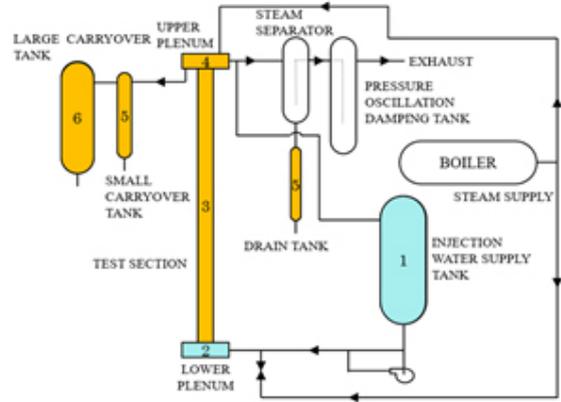


Fig. 2 Schematic diagram of the RBHT test facility⁽¹⁰⁾.

Table 1은 RBHT 실험설비에서 수행된 재관수 실증실험 목록을 보여준다. Test 1부터 Test 4까지의 실험에 1단계부터 5단계의 절차를 적용하여 IIP와 불확실도 범위를 결정하고, Test 5와 Test 6를 포함하여 6단계 절차를 수행하였다.

Table 1 RBHT tests for uncertainty quantification⁽¹²⁾

	Bundle power [kW]	Initial rod temp. [K]	Inlet water velocity [cm/s]	Water subcooling [K]
Test 1	144	1,000	2.5	10
Test 2	144	1,000	2.5	80
Test 3	252	1,144	15.0	10
Test 4	252	1,144	15.0	80
Test 5	144	1,000	5.0	10
Test 6	144	1,000	2.5	30

모든 실증실험은 동일하게 진행되었다. 즉, 시험부의 rod bundle은 설정된 온도로 예열되었고 증기와 공기 혼합물에 노출시켜 초기 실험조건을 형성하였다. 그리고 실험조건에 따라 과냉각의 냉각재를 설정된 유량으로 하부 플레넘을 통해 시험부로 주입함으로써 고온의 집합체가 하부부터 냉각재에 잠기게 하여 피복재 표면 온도를 감소시켰다. 이때 rod bundle의 축 방향 위치별 피복관 표면 온도와 냉각재에 잠기어 포화 온도까지 감소한 시간(QT: Quenching Time)을 측정하였다.

3.2 전산코드 모델링

Fig. 3은 RBHT 실험설비 중 핵연료 집합체를 모사한 시험부를 TRACE V5.0 코드⁽¹³⁾로 모의한 모델링을 보여준다. 시험부의 rod bundle은 코드의 체적 요소인 VESSEL을 사용하여 축 방향으로 34개 노드로 분할하였고, 코드의 spacer grid 모델을 적용하여

지지적자체에 의한 유동 단면적 감소 효과를 반영하였다. 시험부의 상부와 하부 플레넘은 체적 요소인 PIPE로 모델링하여 코드의 경계조건 설정 요소인 BREAK와 FILL에 각각 연결하였다.

시험부 rod bundle에 가해지는 출력은 코드의 출력입력 요소인 POWER를 사용하여 최대 출력 인가 위치를 중심으로 Fig. 3과 같은 선형 출력분포를 적용하였다. 시험부에 코드의 열구조물 요소인 HTSTR를 적용하여 가열봉, 비가열봉 그리고 하우징에서의 열전달을 모의하였고, 이때 하우징 벽면을 통한 열 손실은 없다고 보수적으로 가정하였다. 실험설비의 압력은 상부 플레넘의 상단에서 출구 경계로, 냉각재의 질량유량과 온도는 하부 플레넘의 하단에서 입구 경계로 설정하였다.

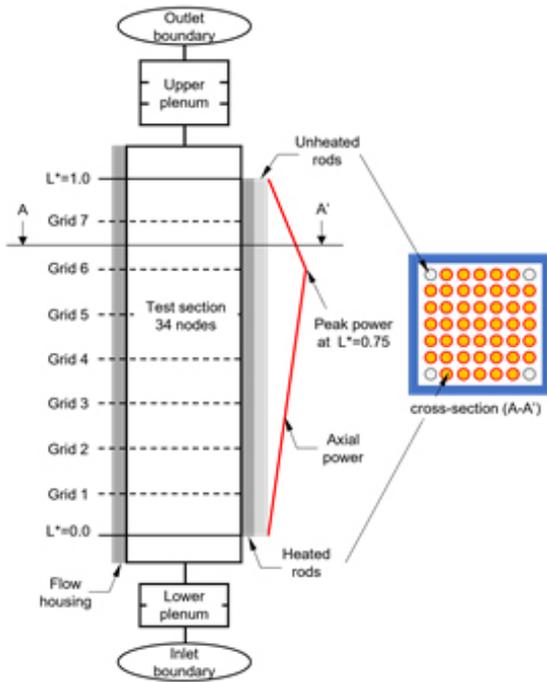


Fig. 3 Nodalization of the RBHT test section for code simulation.

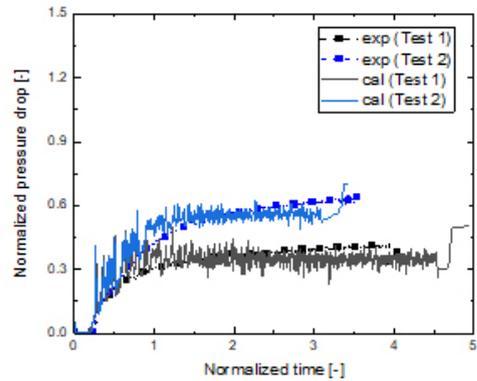
4. 결과 및 고찰

본 연구에서는 코드 매뉴얼과 재관수 관련 의 문헌조사^(9,13)를 통해 재관수 기간 동안 rod bundle의 quenching 진행, 압력강하 그리고 피복재 표면 온도의 거동 변화에 영향을 줄 것으로 예상되는 IP 목록을

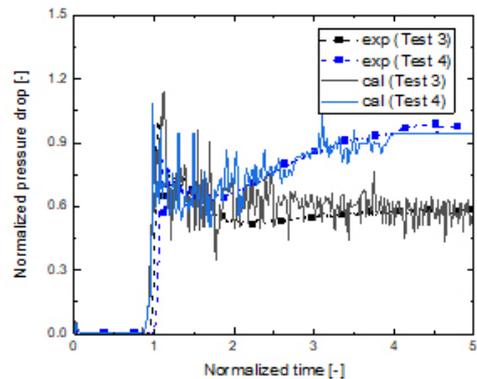
설정(1단계)하고 각 IP의 최적값에 default multiplier인 1.0(unity)을 적용하여 기준 계산을 수행(2단계)하였다.

Fig. 4는 rod bundle의 압력 강하 거동을 보여주며, 이때 Test 1과 Test 2는 냉각재의 저유량 조건이고 Test 3과 Test 4는 고유량 조건에서 수행된 실험이다. 코드는 재관수 초기의 큰 압력강하 진동을 예측하고 있으며, 이후 재관수가 진행되는 동안 측정값과 유사한 크기의 압력강하 거동을 보여주고 있다.

Fig. 5는 $L^*=0.75$ 위치에서의 피복재 표면 온도를 보여준다. 코드는 표면 온도를 실험값보다 약간 높게 예측하여 보수적인 결과를 보여주고 있다. 그리고 냉각재 저유량 조건의 실험인 경우 피복재 온도는 최대 온도(PCT: Peak Clad Temperature) 도달 후 실험값보다 빠르게 감소하였고, 이러한 급격한 온도 감소는 액적 분산 유동의 막비등에서 핵비등으로 천이하면서 증가하는 열제거율⁽¹⁴⁾을 크게 예측하였기 때문이며, 이러한 경향은 동일 코드를

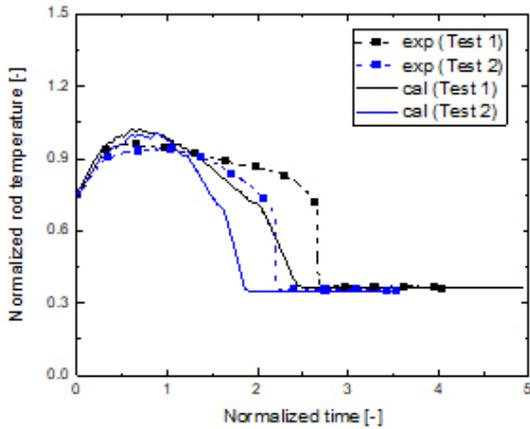


(a) Low inlet flow rate (Test 1 and Test 2)

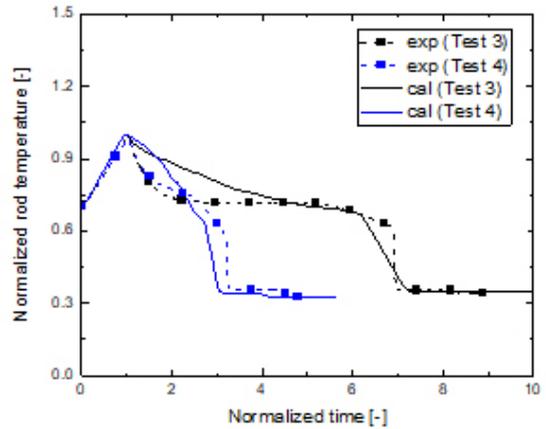


(b) High inlet flow rate (Test 3 and Test 4)

Fig. 4 Pressure drop along the rod bundle.



(a) Low inlet flow rate (Test 1 and Test 2)



(b) High inlet flow rate (Test 3 and Test 4)

Fig. 5 Rod surface temperature.

사용하여 재관수 현상을 모의한 이전 연구⁽¹⁵⁾와 유사하다.

모든 초기 IP를 대상으로 단일 IP의 불확실도 범위 내 변화에 대해서 관심 변수의 거동 변화 정도를 관찰하는 민감도 계산을 수행(3단계)하였다. 이때 모든 IP의 초기 불확실도의 하한과 상한 범위를 보수적으로 최저값인 default multiplier의 0.5와 1.5배로 가정⁽¹⁶⁾하였다. 그리고 피복재 건전성 확인과 관련하여 PCT와 QT를 관심 변수로 선정하였고, 각 IP에 대한 민감도 계산 결과로부터 관심 변수에 대한 민감 여부를 확인하기 위해 아래의 선별기준⁽⁹⁾을 적용하였다.

- Criterion 1: 기준 계산으로부터 PCT의 변화 또는 최대-최소 온도차가 50K 이상
- Criterion 2: 기준 계산 대비 QT의 변화 또는 최대-최소의 상대차가 10% 이상

한 개 이상의 기준을 만족하는 경우 IIP로 선별하였고, 이때 선별기준을 여전히 만족하는 범위 내에서 IIP의 불확실도 범위를 조정(4단계)하였다.

Test 1부터 Test 4에 대하여 민감도 계산을 수행한 결과, 하나 이상의 실험에서 선별기준을 충족하는 IP를 IIP (Table 2의 굵은 글씨)로 분류하고 불확실도 범위를 정하였다(5단계). 확인된 IIP 중, single-phase vapor to wall heat transfer coefficient (HTC), dispersed flow film boiling HTC 그리고 film to transition boiling Tmin criterion temperature는 3개 이상의 실험에서 선별기준을 만족하였고, 이들은 관심 변수 거동에 민감한 영향을 미쳐 재관수 기간 동안 물리적 현상 모의에 중요한 코드의

예측모델 입력변수임을 확인하였다.

확인된 IIP와 불확실도 범위를 사용하여 Table 1의 실험에 대하여 불확실도 계산을 수행(6단계)하였다. 관심 변수의 측정값이 불확실도 계산결과의 상한과 하한 범위 내에 위치하는지를 확인하기 위해 3번째 순서통계 접근법(third-order statistic approach)을 사용하였다. 몬테카를로 샘플링을 통해 각 IIP의 불확실도 범위 내에서 multiplier 값을 생성하여 208번의 계산을 수행하였고, 관심 변수의 계산결과를 정렬하여 0.95 이상의 expected coverage를 갖는 구간⁽⁹⁾인 3번째와 206번째의 값을 각각 하한값과 상한값으로 하였다.

Fig. 6은 $L^*=0.8$ 위치에서의 관심 변수에 대한 실험값과 불확실도 계산결과를 보여준다. 관심 변수에 대한 모든 측정값이 불확실도 계산결과의 상한과 하한 범위 내에 위치하고 있음을 볼 수 있으며, 이는 재관수 현상 모의에 중요한 IIP의 선별과 불확실도 범위를 정량화하는 절차가 타당하였음을 보여준다.

5. 결 론

본 연구는 전산코드를 사용하여 분석 대상 사건의 모의에 필요한 IP 중, 사건 경위와 결말과 같은 주요한 물리적 현상에 영향력이 있는 변수인 IIP를 선별하고 불확실도 범위를 정량화하는 절차를 수립하였고, RBHT 설비의 재관수 실증실험에 적용하여 절차의 타당성을 확인하였다. 또한 일련의 재관수 실증실험에 대한 기준

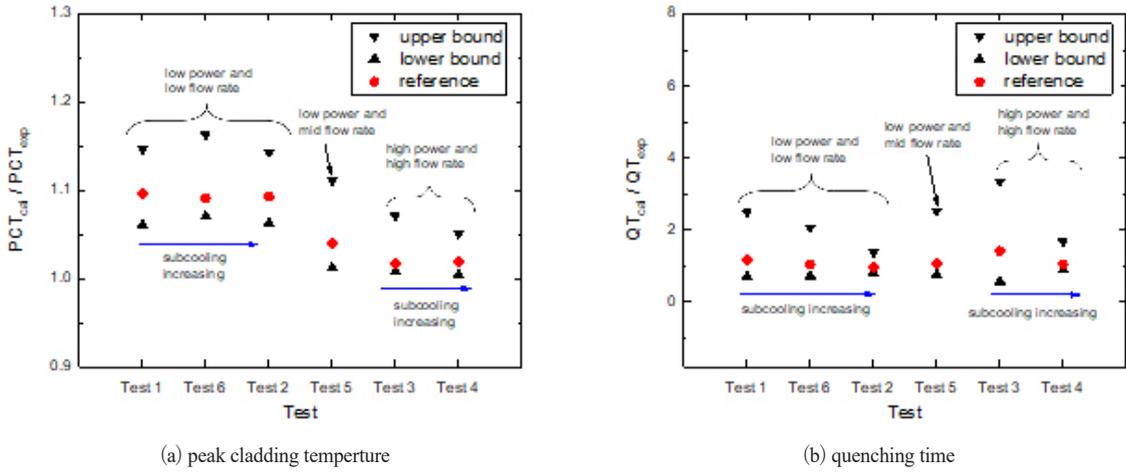


Fig. 6 Uncertainty calculation results.

Table 2 Integrated list of influential IP with uncertainty range

	Input parameter	Unit	Uncertainty range		PCT (K)		QT @ L*=0.8 (%)	
			min	max	variation*	max diff.**	variation*	relative max diff.**
Wall heat transfer model	Single Phase Liquid to Wall heat transfer coefficient	W/(m ² ·K)	0.5	1.5	-6.94 / 1.07	10.26	-15.21 / 0.51	-16.2
	Single Phase Vapor to Wall heat transfer coefficient	W/(m ² ·K)	0.6	1.4	-18.40 / 1.77	29.01	-14.62 / 1.61	-26.0
	Film to Transition Boiling T _{min} Criterion Temperature	K	0.8	1.2	-13.05 / 0.00	19.61	-41.43 / 7.21	-64.8
	Dispersed Flow Film Boiling heat transfer coefficient	W/(m ² ·K)	0.5	1.5	-54.47 / 2.06	56.53	-56.46 / 3.22	-84.9
	Subcooled boiling heat transfer coefficient	W/(m ² ·K)	0.5	1.5	-10.03 / 0.05	11.57	-14.59 / 0.47	-15.4
	Nucleate boiling heat transfer coefficient	W/(m ² ·K)	0.5	1.5	-4.57 / 0.75	6.95	-5.24 / 0.49	-6.7
	Departure from nucleate boiling / critical heat flux	W/m ²	0.6	1.4	-16.55 / 0.70	26.39	-15.59 / 0.49	-25.2
	Transition boiling heat transfer coefficient	W/(m ² ·K)	0.5	1.5	-10.90 / 0.20	11.10	-1.95 / 0.00	-2.6
	Vapor to Wall inverted annular heat transfer coefficient	W/(m ² ·K)	0.5	1.5	-8.50 / 1.36	12.43	-7.12 / 0.82	-10.9
Liquid to Wall inverted annular heat transfer coefficient	W/(m ² ·K)	0.5	1.5	-8.02 / 1.06	12.53	-5.42 / 1.30	-10.6	
Drag model	Wall Drag coefficient	[-]	0.5	1.5	-4.57 / 0.88	6.26	-9.46 / 0.00	-12.6
	Interfacial Drag (bubbly/slug Rod Bundle-Bestion) coefficient	[-]	0.5	1.5	-10.25 / 0.00	15.51	-4.58 / 0.00	-6.4
	Interfacial Drag (annular/mist Vessel) coefficient	[-]	0.5	1.5	-5.34 / 1.72	9.27	-4.25 / 0.00	-7.5
	Interfacial Drag (dispersed flow film boiling) coefficient	[-]	0.6	1.4	-14.80 / 0.14	49.52	-7.04 / 0.54	-18.8
	Interfacial Drag (inverted slug flow) coefficient	[-]	0.5	1.5	-8.14 / 0.48	12.49	-3.60 / 0.50	-6.4
	Interfacial Drag (inverted annular flow) coefficient	[-]	0.5	1.5	-8.45 / 2.38	12.62	-4.75 / 3.23	-9.9

* 기준계산 대미 변화량의 범위 ** 실험별 최대-최소 변화량의 최대값

계산과 실험값과의 비교를 통해 전산코드 입력모델의 적절성을 확인하였다.

실증실험에서 재관수 기간 동안 피복재 건전성과 관련한 PCT와 QT의 관심 변수 거동 변화에 큰 영향력이 있는 IIP를 민감도 계산과 선별기준을 통해 확인하였고, 대상 실증실험에 대하여 불확실도 범위가 결정된 IIP 목록을 작성하였다. 선별된 IIP와 불확실도 범위의 적절성 확인을 위해 추가의 실증실험을 포함하여 불확실도 계산을 수행하였고, 관심 변수에 대한 측정값이 불확실도 계산결과의 상한과 하한 범위 내에 위치하여 IIP의 선별과 불확실도 범위를 정량화하는 절차가 타당하였음을 보여주었다.

결론적으로, 본 연구의 불확실도 정량화 절차와 전산코드 입력모델은 냉각재상실사고의 재관수 기간 동안 열수력 현상을 모의, 분석하고 피복재 건전성 확인을 위한 도구로 활용할 수 있을 것으로 기대된다.

후 기

본 연구는 원자력안전위원회의 재원으로 한국원자력 안전재단의 지원을 받아 수행한 원자력안전규제기술개발 사업의 연구결과입니다(No. 2106002).

참고문헌

- (1) Regulation of NSSC No. 31, 2022, "Regulation on Technical Standards for Nuclear Reactor Facilities, Etc.," Nuclear Safety and Security Commission. Korea.
- (2) OECD/NEA, 1998, "UMS: Report on the Uncertainty Methods Study," Organization for Economic Co-operation and Development/Nuclear Energy Agency, Issy-les-Moulineaux, *NEA/CSNI/R(1997)35*.
- (3) OECD/NEA, 2011, "BEMUSE Phase VI Report-Status Report on the Area, Classification of the Methods, Conclusions and Recommendations," Organization for Economic Co-operation and Development/Nuclear Energy Agency, Boulogne-Billancourt, *NEA/CSNI/R(2011)4*.
- (4) OECD/NEA, 2016, "PREMIUM: A Benchmark on the Quantification of the Uncertainty of the Physical Models in the System Thermal-Hydraulic Codes-Methodologies and Data Review," Organization for Economic Co-operation and Development/Nuclear Energy Agency, Boulogne-Billancourt, *NEA/CSNI/R(2016)9*.
- (5) Boyack, B., Duffey, R., Griffith, P., Lellouche, G., Levy, S., Rohatgi, U., Wilson, G., Wulff, W., and Zuber, N., 1989, "Quantifying Reactor Safety Margins", U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, *NUREG/CR-5249*.
- (6) Glaeser, H., Hofer, E., Kloos, M., and Skorek, T., 1994, "Uncertainty and sensitivity analysis of a post-experiment calculation in thermal hydraulics", *RELIAB ENG SYST SAFE*, Vol. 45, pp. 19-33. doi:[https://doi.org/10.1016/0951-8320\(94\)90073-6](https://doi.org/10.1016/0951-8320(94)90073-6)
- (7) D'Auria, F., Debrechin, N., and Galassi, G. M., 1995, "Outline of the Uncertainty Methodology Based on Accuracy Extrapolation (UMAE)", *NUCL TECHNOL*, Vol. 109, No. 1, pp. 21-38. doi:<https://doi.org/10.13182/NT109-21>
- (8) Reg. Guide 1.203 Rve.0, 2005, "Transient and Accident Analysis Methods," U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC.
- (9) OECD/NEA., 2017, "Post-BEMUSE Reflood Model Input Uncertainty Methods (PREMIUM) Benchmark," Organization for Economic Co-operation and Development/Nuclear Energy Agency, Boulogne-Billancourt, *NEA/CSNI/R(2016)18*.
- (10) Rosal, E. R., Lin, T. F., McLellan, I. S., and Brewer, R., 2010, "Rod Bundle Heat Transfer Facility Description Report," U.S. Nuclear Regulatory Commission, *NUREG/CR-6976*.
- (11) Bajorek, S. M. and Cheung, F. B., 2018, "Rod Bundle Heat Transfer Thermal-Hydraulic Program," *NUCL TECHNOL*, Vol. 205, pp. 307-327. doi:<https://doi.org/10.1080/00295450.2018.1510697>
- (12) Kaneko, J. and Sekine, M., 2022, "Simulation of the OECD/NEA RBHT Reflood Open Benchmark Test Using TRACE and COBRA-TF," The 19th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-19), Belgium, March 6-11, Paper No. 19001.
- (13) USNRC, 2017, "TRACE V5.0 PATCH 5 Theory Manual," U.S. Nuclear Regulatory Commission.
- (14) Cho, S., Park, H. S., Choi, K. Y., Kang, K. H., Baek, W. P., and Kim, Y. S., 2009, "Core thermal hydraulic behavior during the reflood phase of cold-leg LBLOCA experiments using the atlas test facility," *NUCL ENG TECHNOL*, Vol. 41, pp. 1263-1274.
- (15) Berar, O. A., Prosek, A., and Mavko, B., 2013, "RELAP5 and TRACE assessment of the Achilles natural reflood experiment," *NUCL ENG DES*, Vol. 261, pp. 306-316. doi:<https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2013.05.007>
- (16) Huh, B. G., Oh, D. Y., Bang, Y. S., and Yang, C. Y., 2018, "Sensitivity Study for Uncertainty Range and Distribution by Using TRACE Code," ANS Best Estimate Plus Uncertainty International Conference (BEPU 2018), Italy, May 13-19, Paper No. BEPU2018-243.