

CINEMA 코드를 이용한 OPR1000 대형 배관 파단 사고 불확실도 분석

김철웅* · 이옥현* · 배준영* · 송진호* · 양준언* · 김성중*,**†

CINEMA-Based Uncertainty Analysis for an OPR1000 Large-Break LOCA

Cheolwoong Kim*, Ok Hyeon Lee*, Joon Young Bae*,
JinHo Song*, Joon-Eon Yang*, Sung Joong Kim*,**†

Key Words : OPR1000(표준형원전), LBLOCA(대형관파단냉각재상실사고), Uncertainty Analysis(불확실도분석), CINEMA code
(중대사고종합해석코드)

ABSTRACT

Severe accidents in nuclear power plants are commonly simulated with integral system codes such as MAAP, MELCOR, and CINEMA. This study proposes a methodology for the uncertainty analysis applied to OPR1000, a large-scale nuclear power plant, under a severe accident scenario. The scope of this paper is narrowed down to a specific severe accident case: LBLOCA (large break loss of coolant accident). The objective of quantifying uncertainties in severe accident analysis is to address limitations in phenomenological models, operator action and mechanical system behavior. Since single-point predictions are insufficient to capture the range of possible outcomes, severe accident evaluations must be accompanied by uncertainty analysis of both the codes and the underlying phenomena. For this purpose, this study adopts CINEMA (Code for INtegration of severe accident Evaluation and MAnagement), a system code dedicated to severe accident analysis. The key FOMs (Figure of Merits) adopted in this study are SAMG (Severe Accident Management Guidelines) entry timing, CsI (cesium-iodine) release fraction, reactor vessel failure timing, the relocation to lower plenum timing, and the total mass of hydrogen generation. By designating these FOMs, the study identifies the relationship between the input variables and outcomes, elucidating the underlying sources of uncertainty, and suggest methodological approaches to reduce the uncertainty for the target FOMs. The result demonstrates that the outputs remain within acceptable envelopes across the sampled input space, indicating numerically stable performance and credible predictive capability of CINEMA. The results show that CINEMA can support safety assessments and emergency-strategy optimization for LBLOCA scenarios.

1. 서 론

원자력발전소의 안전성을 평가하기 위해 확률론적 또는 결정론적 접근에 따라 도출된 다양한 사고 시나리오에 대한 해석 과정이 수행된다. 선정된 사고 시나리오에 대한 원자로 시스템의 건전성은 신뢰성 있는 중대사고 종합해석 코드를 통해 분석된다[1]. 대표적인 중대사고 종합해석 코드로는 MELCOR와 MAAP이 활용되고 있으며, MELCOR 코드는 주

로 규제 인허가에 필요한 제반 중대사고 안전성 해석에 활용되고, MAAP 코드는 개발자 또는 사업자가 활발히 활용하고 있다. 이들 코드는 중대사고로 발전할 수 있는 사고 경위를 도출하고 주어진 시나리오를 기반으로 초기 노심 손상부터 격납건물 외부까지의 사고 전개를 모사한다[2-4].

비록 발생 가능성은 낮지만, 기기고장에 의한 사고 발생과 중대사고로의 천이 가능성을 완전히 배제할 수 없기 때문에 중대사고 종합해석의 기술적 연구적 수요가 지속되고 있

* 한양대학교(Department of Nuclear Engineering, Hanyang University)

** 한양대학교(Institute of Nano Science & Technology, Hanyang University)

† 교신저자, E-mail : sungjikim@hanyang.ac.kr

었다. 특히 대한민국의 가압경수로형 표준형 원자력발전소 인 OPR1000을 대상으로 한 다양한 안전성 평가 연구가 수행되어 왔다[6-8].

국내에서도 중대사고 종합해석 코드는 CINEMA(Code INtegrated for severe accident Evaluation and MAnagement)가 있으며, 현재는 지속적인 V&V(Validation & Verification)를 수행 해오고 있다. 다양한 실험 결과 및 기존 코드와의 비교를 통해 코드의 타당성을 입증하기 위한 노력이 이루어지고 있다[9, 10]. 초기사건 LBLOCA와 SBO의 사고 경위에 대해 앞서 언급된 중대사고 해석 코드 중 하나인 MAAP5와 CINEMA를 비교한 연구를 진행한 바가 있다. CINEMA로 수행한 OPR1000 LBLOCA 해석의 전반적 거동은 MAAP5와 동일한 방향성을 보였으나 정량값에서 차이가 있었다. 대표적으로 72시간 해석 기준 CsI 에어로졸의 격납 건물로의 투입 분율은 CINEMA 36%, MAAP5 57%로 도출되었으며 수소생성량은 CINEMA 210kg, MAAP 340kg으로 평가되었다. 이러한 차이는 코어 가열·용융 이행 속도, 하부 헤드 재배치 모사, 그리고 격납건물 분무로 이행되는 scrubbing 등 현상 모델 구현 차이에서 비롯되었다[11].

중대사고 진행 중 초고온의 노심 용융물이 냉각수 및 구조물과 상호작용하면서 다양한 물리적 현상이 발생한다. 이러한 현상들은 다물리·다차원적 특성을 가지며 이를 모사하는 해석 모델에는 고유한 불확실성이 따른다. 더불어 운전원 오류나 기기 고장과 같은 무작위적 사건에서 기인하는 불확실성도 함께 고려되어야 한다. 다양한 측면에서 불확실성이 동반되는 중대사고 해석을 위해서는 단일지점 예측에 의존하기보다는 중대사고 전개 과정에 대한 해석 결과의 신뢰성을 확보해주는 불확실도 분석이 필수적이다[12].

이러한 불확실도 분석을 위해 MELCOR에서는 DAKOTA 코드를, RELAP 계열의 안전해석 시스템 코드에서는 IUA 코드를 활용하고 있다[13, 14]. 본 연구에서는 중대사고 해석 시나리오에 대한 불확실도 분석을 자체 개발 코드를 활용하여 수행함으로써 해당 코드의 해석 가능성과 적용성을 확인하였다. 그 사례로, OPR1000을 대상으로 하는 중대사고 시나리오 중 하나인 LBLOCA (Large Break Loss Of Coolant Accident)를 선정하였으며 이를 CINEMA 코드와 in-house code를 이용하여 불확실도 분석을 수행하였다.

2. 중대사고 및 불확실도 해석 방법론

2.1 CINEMA 코드

CINEMA 코드는 2011년부터 중대사고 해석에 대한 국내의 독자적인 기술을 확보하기 위해 한국원자력연구원에서 개발되었다. CINEMA 코드는 4개의 모듈로 구성되어 중대사고 종합해석을 수행하며, 그중 3개의 모듈은 각각 노내 현상

(CSPACE), 노외 현상(SACAP), 핵분열생성물(SIRIUS) 분석을 담당하며 MASTER는 전체 모듈에 대한 연계 해석 모듈로, 개별 모듈 간의 연계를 담당한다. 노내 현상 해석 모듈인 CSPACE는 노심 가열 및 용융, 하부반구로의 재배치, 원자로 용기 파손 등을 해석한다. 노외 현상 해석 모듈인 SACAP은 노심 용융물과 냉각수의 상호작용, 수소 연소 및 폭발, 그리고 노심용융물과 원자로건물 콘크리트와의 상호작용 등을 모의하며, 중대사고 현상에 대한 개념과 거동을 사용자에게 제공한다. CSPACE와 SACAP에서 모의되는 중대사고 과정 중에서 방출되는 핵분열 생성물에 대한 거동은 SIRIUS에서 해석하며 핵분열 생성물의 이송, 에어로졸의 침적 및 제거 등을 계산한다. 본 연구에서 사용된 CINEMA 코드는 2.1.0.407 버전이다.

2.2 불확실도 분석을 위한 코드 구축

2.2.1 Wilks' formula 기반 시나리오 개수 도출

시스템 코드의 계산은 자원에 따라 달라지지만 보통 72시간 시나리오 하나에 2~3일 정도 계산 시간이 걸린다. 이에 불확실도 분석을 위해서 어느 정도의 시나리오 개수가 적절한지 파악할 수 있는 기준이 필요하다. 이에 본 연구에서는 신뢰도와 포괄률을 기반으로 최소 요구되는 개수를 도출하는 Wilks' formula를 사용하였다. Wilks' formula는 다음과 같은 식을 통해 최소 요구되는 시나리오를 도출한다[15, 16].

$$Wilks\ Formula : \sum_{k=0}^{n-p} \binom{n}{k} \alpha^k (1-\alpha)^{n-k} \geq \beta \quad (1)$$

위 식에서 n 은 시나리오 개수, p 는 차수, α 는 신뢰도, β 는 포괄률을 의미한다. 아래 표는 차수, 신뢰도, 포괄률에 따라 도출되는 시나리오 개수(n)를 나타낸 표이다.

본 연구에서는 불확실도 연구에 대한 예비 해석으로 95% 신뢰도와 95% 포괄률을 선정하였으며 1차수에 해당하는 59개 시나리오로 해석을 수행하였다.

2.2.2 데이터 추출 방법

데이터 추출 방법론에는 다양한 방식이 존재하지만 대표적으로 사용되는 것이 Simple Random Sampling(SRS),

Table 1 Calculation result of scenario for Wilks' formula

Rank(p)	Confidence(α) / Coverage (β) combination					
	95%/95%		95%/99%		99%/99%	
	B	I	B	I	B	I
1	59	93	90	130	459	662
2	93	153	130	198	662	1001
3	124	208	165	259	838	1307

*B: Bound, *I: Interval

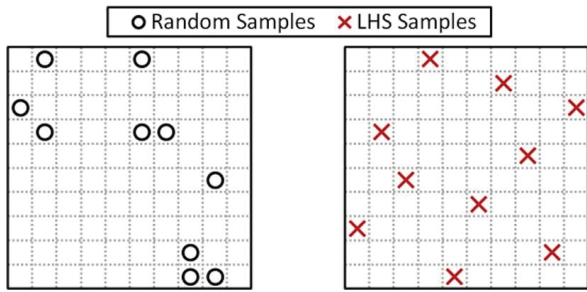


Fig. 1 Difference between SRS and LHS

Latin Hypercube Sampling(LHS)가 있다 [17].

이 두 가지 샘플링 방식의 차이는 Fig. 1에서 묘사되었듯, SRS는 무작위로 추출되는 반면 LHS는 데이터들이 서로 겹치지 않도록 샘플링 하는 것이 특징이다. 따라서 Fig. 1에서 보면 왼쪽(SRS)은 무작위로 데이터가 분포하는 반면, 오른쪽(LHS)은 x축, y축 어느 축이든 상관없이 겹치지 않는 특징을 가진다는 것을 확인할 수 있다. LHS는 주어진 범위 내에서 데이터를 성층화하여 고르게 추출할 수 있다는 장점이 있으나, Wilks' formula와 같이 최소 시나리오 개수를 가지고 해석을 하는 경우에는 데이터 편향을 불러올 수 있다는 한계점을 가진다. 또한 신뢰성 있는 불확실도 분석 결과를 얻기 위해서는 불확실성이 반영된 입력 변수 설정이 필수적인데, 이러한 경우에는 성층화된 샘플링보다는 단순 무작위 표본 추출 샘플링(SRS)이 적절하다고 보고된 바가 있다[16, 18]. 따라서 본 연구에서는 데이터 편향 리스크를 최소화하기 위해 SRS 방법론을 택하여 불확실도 분석을 수행하였다.

Table 2 Target variables for Uncertainty Analysis

Parameter	Description	Distribution	Range
VF_c	radial radiative heat transfer coefficient	Uniform	0.3~0.7
Exp_blockage	exponential rate of flow blockage	Normal	1.0~4.0
TZr_melt	Melting temperature of Zircaloy	Uniform	2029~2229
TZrO ₂ _melt	Melting temperature of Zirconium	Uniform	2199~2399
TUO ₂ _melt	Melting temperature of the fuel	Uniform	2400~2600
comb_r1	Combination ratio of Cs and I	Uniform	0.0~1.0
CSF	Collision Shape Factor	Uniform	1.0~4.0
SSF	Particle Settling shape factor	Uniform	1.0~4.0
DCF	Density Correction Factor	Uniform	0.5~1.0
PCE	Particle Capture Efficiency	Uniform	0.5~1.0

2.2.3 추출 대상 변수

본 연구에서 대상으로 삼고 있는 변수는 크게 두 그룹으로 나뉘게 된다. 한 그룹은 노내 중대사고 현상에 주요한 열수력 변수로, 그리고 다른 한 그룹은 핵분열 생성물 거동을 살필 수 있는 변수를 대상으로 하여 불확실도 분석을 수행하였다.

Table 2에서는 본 연구에서 지정한 불확실도 입력 대상 변수들과 정의, 그리고 범위 및 분포를 정리하였다. 각 변수들에 대한 분포 방식(distribution)과 범위를 분포는 녹는점의 경우 기본값 $\pm 100^{\circ}\text{C}$ 로, CSF, SSF, DCF, PCE의 경우 1.0~4.0 사이 혹은 0.5~1.0 사이의 값을 랜덤하게 샘플링 하였다.

3. 결과

3.1 시나리오 해석 결과 분석

3.1.1 기준 시나리오 분석

중대사고 종합해석 코드를 이용한 시나리오 분석 시, 일반적으로 어떠한 완화 조치도 적용하지 않은 '기준 시나리오(Base case)'를 함께 관측한다. 이는 완화 조치 적용 여부에 따른 효과를 명확히 비교·평가할 수 있도록 하며, 단일 또는 복합 해석 수행 시 중요한 참조 기준이 된다. 본 연구에서 CINEMA를 통해 수행한 기준 시나리오의 주요 사고 해석 결과는 Table 3에 정리하였다.

먼저 배관에서 파단이 발생하면(0초), 노심에 잔존하는 냉각재가 급속도로 빠져나간다. 이러한 지속적인 유출은 약 28초부터 노심을 공기 중에 노출시키며, 결국 137초에는 노내의 냉각재 고갈된다. 냉각재 고갈로 인해 잔열 제거가 불가능해지고, 노심 온도는 지속적으로 상승하게 된다. 상승한 온도는 노심의 금속 물질들의 녹는점을 초과하면서 피복재와 핵연료의 형상을 변화시킨다. 그 결과, 피복재 내부에 존재하던 핵분열 생성물들이 외부로 방출되며(1,731초), 이어서 피복재를 구성하는 지르코늄이 용융온도에 도달한다. 이

Table 3 Time sequence for LBLOCA

Events	Time (s)
Start of the event (LBLOCA)	0
Start of core dry-out	28
End of core dry-out	137
Start of gap release	1,731
Initiation of oxidation	1,733
SAMG entry timing	2,020
Relocation of core material to core support plate	2,922
Relocation of core material to lower plenum	3,923
RPV fail	6,167

때 지르코늄은 대기 중의 수증기와 반응하여 산화 반응을 일으키고(1,733초), 이 발열 반응은 노심 온도를 더욱 상승시킨다. 이러한 열 축적과 잔열의 영향으로 2,020초에는 노심 출구 온도가 923.15K를 초과하게 되며, 이는 중대사고 진입 시점으로 정의된다. 이후 산화로 인한 열 발생과 잔열 축적에 의해 노심이 녹아내리며, 노내 물질들이 용융되어 노심 지지대로 재배치된다(2,922초). 재배치된 물질들의 고온으로 인해 지지대가 손상되면, 노심 용융물은 하부 반구로 다시 흘러내린다(3,923초). 이로 인해 최종적으로 6,167초에 원자로가 파괴에 이른다.

3.1.2 성능 지표(Figure of Merits, FOM)

Table 3은 기준 시나리오의 주요 사고 진행 현상을 시간 순으로 나타낸 것이다. 이 중 특히 해석 결과의 신뢰성과 안전성 판단에 직접적인 영향을 미치는 주요 출력변수들을 성능지표(FOM)라고 한다. FOM은 중대사고 종합해석 결과를 정량적으로 평가하는 데 핵심적인 역할을 하며, 불확실도 분석에서는 이러한 FOM들을 출력 변수로 설정하고, 입력 변수 변화에 따른 민감도 및 분포 특성을 분석한다.

본 연구에서는 다음 다섯 가지를 FOM으로 선정하였다:

- 1) 중대사고 진입 시점
- 2) 하부반구 재배치 시점
- 3) 원자로용기 파손 시점
- 4) CsI의 격납 건물 방출량
- 5) 수소 생성량

3.2 불확실도 분석 결과

3.2.1 성능 지표에 따른 그래프 도출 및 분석

제2절에서 선정된 입력 변수들을 기반으로 무작위 샘플링을 수행하였으며, 이에 따른 각 FOM의 분포 특성을 파악하기 위해 산점도 형태의 결과를 Fig. 2~4에 나타내었다. 각 그래프는 시나리오별로 정의된 FOM이 발생한 시점을 기록하여 도출한 것이다. Fig. 5~6에서는 시간에 따른 거동 분석이 중요하므로, 불확실도 대역을 나타내는 그래프 중 대표적인 그래프 형태인 horsetail plot 형식을 사용하여 그래프를 작성하였다. 각 그래프는 다음과 같이 정리된다.

- Fig. 2는 중대사고 진입 시점을 나타내며, 이는 노심 출구 온도가 임계값을 초과하는 최초 시점으로 정의하였다.
- Fig. 3은 핵연료가 녹으면서 내부 재료가 하부반구(Lower Head, LH)로 재배치되는 시점을 산점도 그래프로 기록한 것이다.
- Fig. 4는 원자로용기 파손 시점을 산점도 방식으로 그린 것이다.
- Fig. 5는 시간에 따른 누적 수소생성량을 horsetail 형식으로 나타내었다.

- Fig. 6는 시간에 따른 거동을 살피기 위해 CsI의 격납건물로의 방출률을 나타내었다.

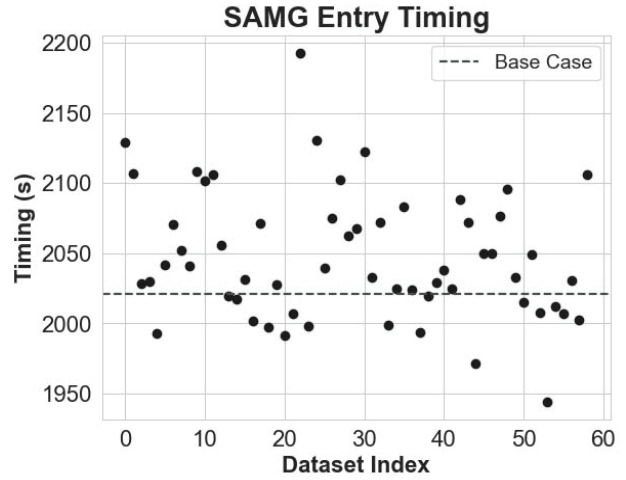


Fig. 2 SAMG entry timing scatter plot

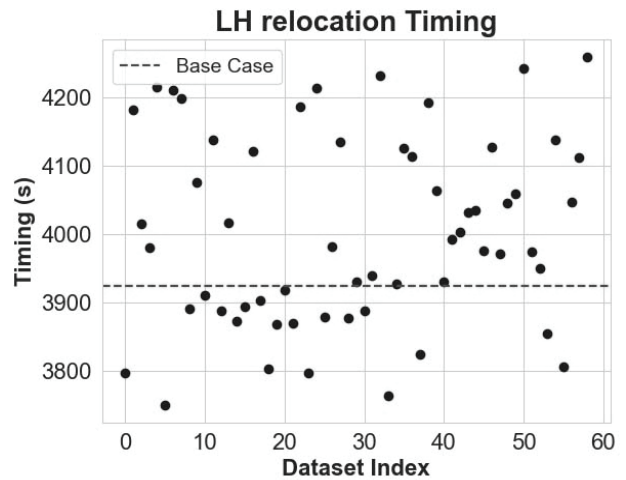


Fig. 3 LH relocation timing scatter plot

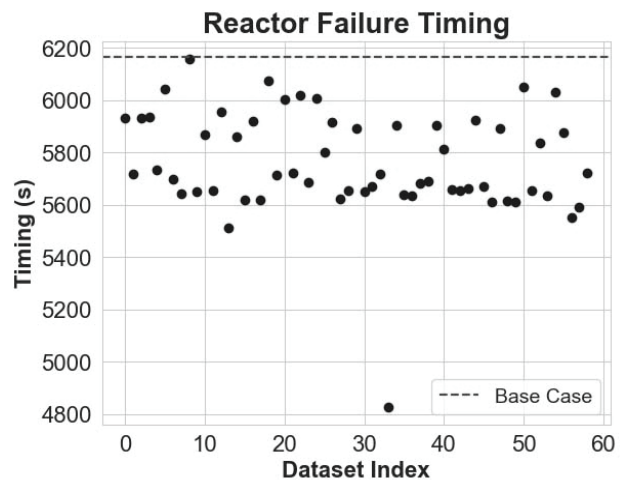


Fig. 4 Reactor failure timing scatter plot

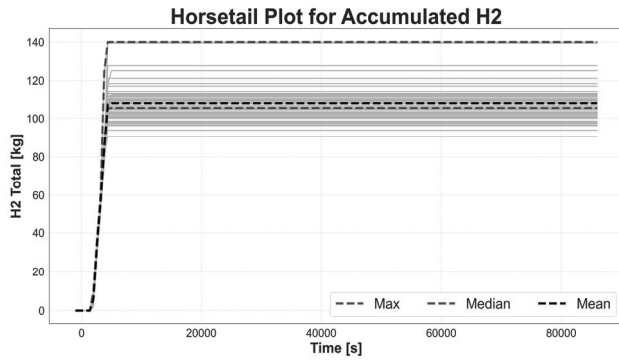


Fig. 5 Total hydrogen mass produced horsetail plot

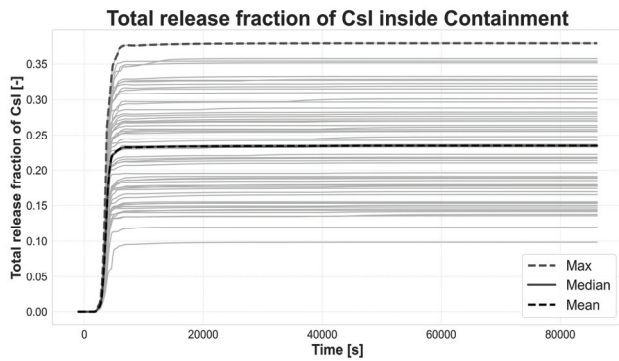


Fig. 6 CsI total release rate horsetail plot

위 5가지 그래프들을 통해 CINEMA 코드의 LBLOCA 사고 시나리오에 대한 경향성 및 정량적 범위를 파악할 수 있다.

3.2.2 성능지표에 대한 입력 변수의 영향력 분석

성능지표에 영향을 주는 입력 변수에 대한 파악은 불확실도 분석에서 필수적으로 수행되어야 한다. 이 과정에서 불확실한 정보와 불확실도를 수반하는 계산에 대해 어떤 입력 변수가 성능 지표에 영향을 미치는지 파악할 수 있으며, 이러한 불확실도 분석을 통해 입력 변수를 제어하여 불확실성을 저감할 수 있다. 본 연구에서는 입력 변수의 영향력을 평가하기 위해서 두 가지 상관관계 계수를 사용하였다.

첫 번째는 PCC (Pearson Correlation Coefficient)로, 입력 변수 대비 성능 지표가 얼마만큼의 선형적 관계를 가지는지 파악하는데 사용되는 계수이다. 식은 다음과 같이 정의된다.

$$PCC = \frac{\Sigma(x_i - \bar{x})(y_i - \bar{y})}{\sqrt{\Sigma(x_i - \bar{x})^2 \Sigma(y_i - \bar{y})^2}} \quad (2)$$

위 식에서 \bar{x} 는 입력 변수의 평균값, \bar{y} 는 성능 지표의 평균값을 의미하며 x_i, y_i 는 각각 입력 변수의 값, 성능 지표의 값을 나타낸다.

두 번째로 사용된 상관관계 식은 SRCC(Spearman Rank Correlation Coefficient)로, 입력 변수 대비 성능 지표의 단

순 증가 단순 감소의 관계를 파악하는데 사용되는 계수이다.

$$SRCC = 1 - \frac{6 \Sigma d_i^2}{n(n^2 - 1)} \quad (3)$$

여기서 d_i 는 각 점의 x_i, y_i 의 x, y 각각에서의 순위(rank)를 매긴 후, 두 순위의 차를 제곱하여 모두 합하는 값을 의미한다.

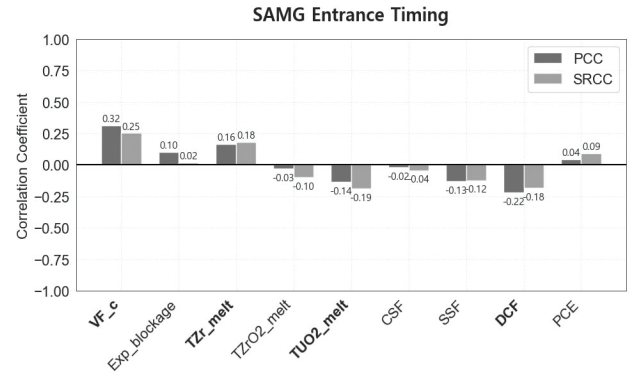


Fig. 7 Correlation coefficient for input variable to SAMG entrance timing

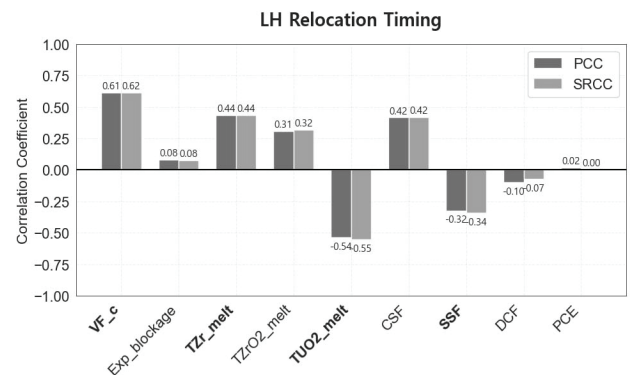


Fig. 8 Correlation coefficient for input variable to LH relocation timing

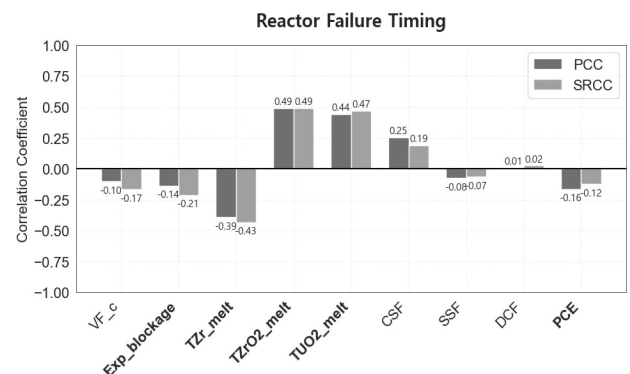


Fig. 9 Correlation coefficient for input variable to reactor failure timing

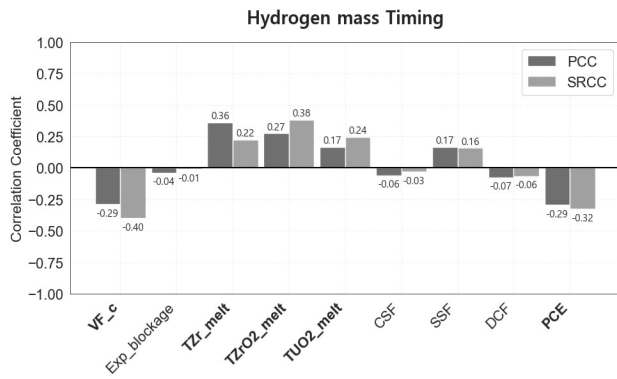


Fig. 10 Correlation coefficient for input variable to hydrogen mass accumulated at the end of scenario

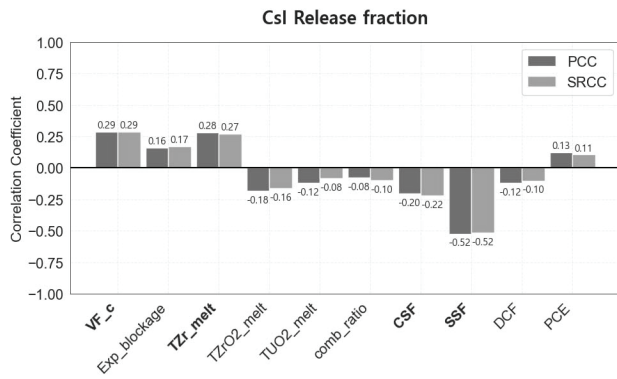


Fig. 11 Correlation coefficient for input variable to CsI release fraction to containment building at the end of scenario

Fig. 7~11에서는 성능 지표의 입력 변수들에 대한 상관관계 계수값들을 나타내었다. 전체 상관관계 계수들 가운데 PCC의 양 혹은 음에서의 최댓값은 Table 4에 정리하였다. 양의 상관관계 계수가 크다는 뜻은 입력 변수의 값이 증가할수록 FOM의 값 또한 함께 증가함을 의미하며, 음의 상관관계 계수는 입력 변수의 값이 증가할수록 FOM 값은 감소함을 의미한다. 한 예로, RPV 파손 시점은 지르칼로이의 녹는점이 높을수록 더 늦게 발생하나, 지르코늄의 녹는점이 높게

Table 4 Highest and lowest PCC for each FOMs

FOMs	positive	negative
SAMG entry timing (중대사고 진입 시점)	VFc (0.32)	DCF (-0.22)
LH relocation time (하부반구 재배치 시점)	VFc (0.61)	TUO ₂ _melt (-0.54)
RPV fail time (원자로 파손 시점)	TZrO ₂ _melt (0.49)	TZr_melt (-0.39)
H ₂ mass produced (총 수소 생성량)	TZr_melt (0.36)	VFc (-0.29)
CsI release rate (CsI 방출률)	VFc (0.32)	SSF (-0.52)

설정되면 더 빠르게 발생하게 된다. 연구에 따르면, 상관관계 계수는 절댓값이 0.4 이상일 때부터 유의미한 상관관계를 가지기 때문에, FOM들 중 SAMG 진입 시점, 하부반구 재배치, 원자로용기 파손 시점에서는 강한 양의 상관관계 계수를, 하부반구 재배치 시점, CsI 방출률은 음의 계수에서 유의미한 상관관계를 가지고 있음을 확인할 수 있다.

SRCC와 PCC 간의 차이가 유의미하게 존재하지 않기 때문에 가장 큰 영향력을 미치는 변수와 그 영향력에 대한 평가는 PCC의 값을 통해서 파악할 수 있다.

4. 결론

본 연구는 국내에서 자체 개발 중인 중대사고 종합해석 코드, CINEMA의 신뢰성과 적용성을 입증하기 위해, OPR1000 LBLOCA에 대한 불확실도 분석을 수행하였다. 수행 결과, CINEMA 코드는 사고 시나리오의 주요 성능지표 (FOM)에 대한 불확실성 범위를 안정적으로 예측했으며, 각 성능 지표에 가장 큰 영향을 미치는 핵심 입력 변수들을 식별하였다.

주요 성능 지표인 중대사고 진입, 노심용융물 재배치, 원자로용기 파손, 수소 생성, CsI 방출에 대해 상관관계 계수를 도출한 결과를 통해, 복사열전달계수(VFc), 핵연료 및 구조물 용융점(T_melt), 입자 침강형상계수(SSF) 등의 물리 변수들이 각 사고 현상의 진행과 통계적으로 유의미한 관계를 맺고 있음을 정량적으로 확인하였다. 이는 CINEMA 코드에 내장된 물리 모델들이 사고의 인과관계를 타당하게 반영하고 있음을 보여준다.

위와 같은 해석 결과는 CINEMA 코드가 복잡한 중대사고 해석뿐만 아니라, 확률론적안전성평가에 필수적인 불확실도 분석까지 수행할 수 있는 역량을 갖추었음을 실증했다는 데 의의가 있다. 이는 국내 독자 기술로 개발된 해석 코드의 활용 범위를 넓히고, 원전 안전 해석의 정밀성을 높이는 데 중요한 기여가 될 것이다.

한계와 후속 과제로, 본 연구는 CsI를 중심으로 핵분열생성물 거동을 분석하였으므로 CsOH, CsMoO₄ 등 다양한 화학종을 포함하는 분석으로 포괄성을 높일 필요가 있다. 또한 파단 크기를 줄인 SBLOCA(Small Break Loss of Coolant Accident)와 같은 사고 시나리오로 적용 영역을 확장해 나갈 예정이다. 아울러 범용 중대사고 해석코드와의 교차 검증 및 PCC/SRCC에 더해 비선형·다변량 복합적인 현상에서 비선형에 대한 상관관계 분석을 수행할 예정이다. 마지막으로, 본 연구에서 영향도가 큰 변수들을 설계·운영과 연계하여 영향 완화 가능성을 평가할 예정이다.

후 기

본 연구는 과학기술정보통신부(MSIT) 재원으로 혁신형

소형모듈원전 개발사업단의 지원을 받아 수행한 연구과제입니다. (RS-2023-00259516)

본 연구는 과학기술정보통신부(MSIT) 재원으로 한국연구재단(NRF)의 지원을 받아 수행한 연구과제입니다. (RS-2022-00144202)

References

- (1) International Atomic Energy Agency, 2019, "Status and Evaluation of Severe Accident Simulation Codes for Water Cooled Reactors", IAEA-TECDOC-1872, International Atomic Energy Agency, Vienna, pp. 1-109.
- (2) Humphries, L. L., Beeny, B. A., Belcourt, K. N., Gelbard, F., Haskin, T. C., Phillips, J., 2024. MELCOR Computer Code Manuals, Vol. 1: Primer and Users' Guide, Version 2024.0, Sandia National Laboratories, Albuquerque.
- (3) Electric Power Research Institute (EPRI), 2008. MAAP5 Modular Accident Analysis Program, Vol. 1: User's Manual, EPRI, Palo Alto, CA
- (4) Song, J., 2021, "Perspectives on a Severe Accident Consequences—10 Years after the Fukushima Accident" J. Nucl. Eng., 2, pp. 398-411.
- (5) Lee, J., Lee, B., Kim, S. J., 2024. "Performance evaluation of an improved pool scrubbing system for thermally-induced steam generator tube rupture accident in OPR1000," Nuclear Engineering and Technology, Daejeon, Vol. 56, No. 4, pp. 1513-1525.
- (6) Song, C. H., Bae, J. Y., Kim, S. J., 2022. "Numerical analysis on in-core ignition and subsequent flame propagation to containment in OPR1000 under loss of coolant accident," Nuclear Engineering and Technology, Seoul, Vol. 54, No. 12, pp. 2960-2973.
- (7) Choi, W., Ahn, K., Kim, S. J., 2022. "Effect of mitigation strategies in the severe accident uncertainty analysis of the OPR1000 short-term station blackout accident," Nuclear Engineering and Technology, Seoul, Vol. 54, No. 12, pp. 4534-4550.
- (8) Lee, Y., Choi, W., Seo, S., Kim, H., Kim, S. J., 2016. "Development of safety injection flow map associated with target depressurization for effective severe accident management of OPR1000," Journal of Nuclear Science and Technology, Tokyo, Vol. 53, No. 10, pp. 1502-1512.
- (9) Jeong, W., Son, D., Park, J., & Jeong, Y. H. 2023. "Simulation of high temperature fuel rod bundle behavior during the QUENCH-06 experiment using CINEMA code". Annals of Nuclear Energy, Vol 182, 109598.
- (10) Park, R.-J., Son, D., Bae, J. H., Bae, S. W., Chung, B.-D., Ha, K. S. 2023. "Simulations of Core Damage Progression for TMI-2 Severe Accident Using CINEMA Computer Code". Science and Technology of Nuclear Installations, Vol 2023.
- (11) Song, J., Son, D., Ham, J., Bae, J., Bae, S., Ha, K., Kim, B., Yoon, S. H., Chung, B., Park, S., Park, C., Park, J., & Choi, Y. 2023. "A comparative simulation of severe accident progressions by CINEMA and MAAP5". Nuclear Engineering and Design, Vol 404, 112181.
- (12) Ortiz-Villafuerte, J., Boafó, E. K., Herranz, L., López-Morones, R., Mascari, F., & Jevremovic, T. 2025. "Lessons Learned and Best Practices on BWR Severe Accident Uncertainty and Sensitivity Analysis in the Framework of the IAEA CRP I31033". Nuclear Technology.
- (13) Fulvio M., Andrea B., Giuseppe A., Michela A., Jesse P., David L., 2024, "MELCOR – DAKOTA coupling for uncertainty analyses in the SNAP environment/architecture", Nuclear Engineering and Design, Volume 421.
- (14) Trivedi, A.K., Novog, D.R., 2023, "BEPU analysis of a CANDU LBLOCA RD-14M experiment using RELAP/SCDAPSIM", Nuclear Engineering and Technology, Volume 55, Issue 4, pp. 1448-1459.
- (15) Wilks, S. S., 1942, "Determination of Sample Size for Setting Tolerance Limits" Ann. Math. Stat., 13, pp. 400-409.
- (16) Porter, N.W., 2019, "Wilks' Formula applied to computational tools: A practical discussion and verification", Annals of Nuclear Energy, volume 133.
- (17) Shapiro, A., 2003, "Monte Carlo Sampling Methods" Handbooks in Operations Research and Management Science, Elsevier, Volume 10.
- (18) NEA / CSNI.(2017). "Post-BEMUSE Reflood Model Input Uncertainty Methods (PREMIUM) Benchmark: Final Report" (NEA/CSNI/R(2016)18). OECD Publishing, Paris.