연구용 원자로에 대한 지진 확률론적 안전성 평가 연구

오 진 호¹ · 곽 신 영^{1*}

¹한국원자력연구원 연구로설계종합실

A Study on Seismic Probabilistic Safety Assessment for a Research Reactor

Jinho Oh¹ and Shinyoung Kwag^{1*}

¹Research Reactor System Engineering Team, Korea Atomic Energy Research Institute, Daejeon, 34057, Korea

Abstract

Earthquake disasters that exceed the design criteria can pose significant threats to nuclear facilities. Seismic probabilistic safety assessment(PSA) is a probabilistic way to quantify such risks. Accordingly, seismic PSA has been applied to domestic and overseas nuclear power plants, and the safety of nuclear power plants was evaluated and prepared against earthquake hazards. However, there were few examples where seismic PSA was applied in case of a research reactor with a relatively small size compared to nuclear power plants. Therefore, in this study, seismic PSA technique was applied to actually completed research reactor to analyze its safety. Also, based on these results, the optimization study on the seismic capacity of the system constituting the research reactor was carried out. As a result, the possibility of damage to the core caused by the earthquake hazard was quantified in the research reactor and its safety was confirmed. The optimization study showed that the optimal seismic capacity distribution was obtained to ensure maximum safety at a low cost compared with the current design. These results, in the future, can expect to be used as a quantitative indicator to effectively improve the safety of the research reactor with respect to earthquakes.

Keywords : seismic probabilistic safety assessment, research reactor, optimal seismic capacity distribution

1. 서 론

지진의 잠재적인 영향에 대한 구조 시스템의 안전성을 확률론적으로 평가할 수 있는 방법이 많은 연구자들에 의해 수행되어 왔으며, 이를 지진 확률론적 안전성 평가(Seismic PSA: seismic probabilistic safety assessment)라 한다(ASCE, 2016). 지진 PSA는 지진에 대한 안전성을 확률론적으로 평가하기 위하여 지진 재해도, 구조 응답, 지진 내력 변수 등의 무작위성 및 불확실성을 고려하는 통합된 절차이다. 최근에는 몇몇의 연구를 통하여 현재 지진 PSA 기법의 한계를 극복할 수 있는 향상된 방법론에 대한 연구가 진행되었다(Kwag and Gupta, 2016; Kwag, 2016; Kwag and Gupta, 2017; Kwag *et al.*, 2017).

그 동안 지진 PSA는 해외 다수의 원자력 발전소(원전)

안전성 평가에 이용되어 왔고, 국내의 다수 원전에도 적용된 바 있다(EPRI, 1994; KHNP, 2002). 더욱이, 최근 발생한 후쿠시마 원전 사고 등과 같이 내진설계 기준을 초과하는 지진이 다수 발생함에 따라 이 방법론이 다시 주목받고 있다. 원전에 적용되는 지진 PSA는 지진으로 인하여 노심에 손상이 일어날 가능성을 확률적으로 예측하고, 이를 근거로 원전 전체의 지진에 대한 안전성을 평가하였다. 또한, 이 방법론을 통해 지진 시 노심 손상에 큰 영향을 미치는 중요 기기 및 구조물을 탐지하여 원전 안정성 제고에 큰 기여를 하였다. 그러나 원전에 비해 사람들의 관심이 떨어지고, 상대적으로 소형 원자로를 사용하는 연구용 원자로(연구로) 등과 같은 원자력 시설에는 국내외적으로 거의 적용된 바가 없다.

연구로는 상업용으로 전기를 생산하는 원전과는 달리 연구 및 훈련 목적으로 사용되는 소형 원자로이다. 구체적으로 보면,

* Corresponding author:

Tel: +82-42-868-4523; E-mail: skwag@ncsu.edu / kwagsy@kaeri.re.kr
Received September 26 2017; Revised November 27 2017;
Accepted November 28 2017

©2018 by Computational Structural Engineering Institute of Korea

This is an Open-Access article distributed under the terms of the Creative Commons Attribution Non-Commercial License(<http://creativecommons.org/licenses/by-nc/3.0>) which permits unrestricted non-commercial use, distribution, and reproduction in any medium, provided the original work is properly cited.

연구로는 원자로에서 발생하는 중성자를 이용하여 재료의 비파괴 검사, 중성자 방사화 분석, 의료용 방사성 동위원소 생산, 고성능 반도체 생산을 위한 중성자 핵변환 도핑, 등의 물리 화학적 기초 및 응용 연구에 많이 사용된다(Kwag *et al.*, 2014). 또한, 상업용 원자로 운전을 위한 교육용 목적으로도 활용되고 있다. 현재 국외에는 55개국 250여기의 연구로가 운영 중에 있다. 국내에는 대전 유성구에 위치한 30MW(t)급 하나로 연구로가 있으며, 부산 기장시에 20MW(t)급 기장 연구로 건설이 계획되어 있다. 최근에는 원자력연구원과 대우건설이 설계한 요르단 연구로가 완공되어 JAEC에 의해 운전 중에 있다.

연구로는 비록 원전에 비해 규모가 작지만 여전히 우라늄 핵 반응을 중심으로 시스템을 구축하고 있어 지진 재해에 대한 안전성은 매우 중요하다. 그 결과 국내외 연구로의 경우, 원전과 비슷한 수준으로 내진설계 기준이 정해지고 이에 따라 관련 시스템이 설계되고 있다. 그러나 설계기준 초과 지진 재해 하에서 노심 손상을 고려한 지진 PSA까지는 아직 적용되고 있지 않는 실정이다. 또한, 연구로에서 지진 PSA 수행 시 원전과 다른 목적으로 운영되고 있는 연구로의 특성상 고유의 시스템 특성을 반영하는 것이 필수적이라 하겠다.

이러한 배경 아래, 본 연구에서는 연구로에 대한 현재 지진 안전성 연구의 결함을 매우고자 지진 PSA 기법을 연구로에 적용하였다. 적용 예제로는 최근 완공되어 운영 중인 요르단 연구로(jordan research and training reactor)를 선택 하였다. 또한, 이를 기반으로 연구로를 구성하는 시스템, 구조물 및 기기(SSCs: systems, structures and components)의 지진 내력에 대한 최적화 연구를 수행하고, 적은 비용으로 최대의 안전성을 확보하는 최적 지진 내력 분포를 도출하였다. 비용에 대한 함수는 연구로를 구성하는 SSC의 중앙(median) 지진 내력 값의 총 합을 기반으로 정의하였고, 안전성에 대한 목적함수는 노심손상확률 값을 기반으로 설정하였다.

2. 지진 PSA

이 장에서는 현재 원자력 발전소에 적용되고 있는 지진 확률론적 안전성 평가 기법(seismic PSA)을 소개한 후, 추가적으로 지진 PSA의 주요 요소인 지진재해도 및 지진 취약도 방법을 간략히 소개하고자 한다.

2.1 리스크 산정

원자력 발전소의 지진 PSA는 크게 (1) 지진 재해도 분석, (2) 지진 취약도 분석, (3) 시스템 해석을 이용한 노심 손상(core damage) 취약도 곡선 산정, 그리고 (4) 지진 재해도

Fig. 1 Seismic PSA process

곡선 기율기와 노심 손상 취약도의 곱을 적분(convolution integral)하여 연간 노심손상빈도(CDF: annual core damage frequency)를 계산하는 과정으로 이루어진다. 개념적인 지진 PSA 과정은 Fig. 1과 같다.

발전소의 리스크인 CDF는 구체적으로는 다음과 같이 정의 된다.

$$CDF = \sum_{i=1}^n \int_{-\infty}^{+\infty} P_{f,si}(a) \left| \frac{dH(a)}{da} \right| da \quad (1)$$

여기서, a 는 지진 세기(이 연구에서는 최대지반가속도(PGA: peak ground acceleration)임.)이고, $P_{f,si}(a)$ 는 노심 손상을 유발하는 시나리오 혹은 초기 사건(IE: initiating event)의 취약도 곡선이며, $H(a)$ 는 지진 재해도 곡선을 의미한다. 그리고 n 은 초기사건 총 개수이고, 최종 CDF는 초기사건들의 CDF 총 합으로 나타낼 수 있다. 노심 손상 취약도 곡선은 발전소를 이루고 있는 시스템, 구조물, 및 기기의 개별 취약도 곡선을 바탕으로 사건 수목(ET: event tree) 및 고장 수목(FT: fault tree)의 시스템 해석을 통하여 구할 수 있다.

2.2 지진 재해도

주어진 부지에서 여러 가지 불확실성을 고려하여 특정한 시간 동안 어느 정도 세기의 지진이 발생할 지에 대한 의문에 대한 답을 구하는 것이 확률론적 지진 재해도 해석(PSHA: probabilistic seismic hazard analysis)이다. PSHA는 지진원, 지진규모, 지진원과 대상 부지의 거리, 가능한 지진의 지반가속도 등과 관련한 불확실성을 정량화하고, 또한 이를 통합하여 주어진 부지에서 어느 정도 크기의 지진동이 발생할 지에 대한 분포를 명시적으로 산정하는데 초점을 맞추고 있다. 조금 더 구체적으로 살펴보면, PSHA는 다음과 같은 5단계를 거쳐서 진행된다. (1) 잠재적인 지지원을 파악한다. (2) 지진

규모 분포를 정의한다. (3) 잠재적인 지진과 관련된 지진원과 부지 사이의 거리 분포를 정의한다. (4) 주어진 지진규모와 거리에 따라 지진동 세기의 분포를 예측한다. (5) 모든 가능한 지진 규모, 거리 및 지진동 세기의 불확실성을 총확률정리 (total probability theorem) 개념을 이용하여 통합한다. 이러한 단계를 거쳐 최종적으로 PSHA의 결과물을 지진동 세기에 대한 연간초과빈도(APE: annual probability of exceedance)로 표현되는 지진재해도 곡선으로 나타낼 수 있다.

2.3 지진 취약도

SSCs의 개별 취약도 곡선은 주어진 지진동 세기에 대한 조 건부 파손 확률로 정의된다. 이를 평가하는 방법은 Kennedy 등(1980)에 의해 일반화 되었고, 수학적으로는 아래와 같은 로그 정규분포로 표현된다.

$$P_f(a) = \Phi \left(\frac{\ln(a/A_m) + \beta_u \Phi^{-1}(Q)}{\beta_r} \right) \quad (2)$$

여기서, $\Phi(\cdot)$ 는 표준 가우시안 누적분포함수이고, Q 는 취약도 곡선의 신뢰도 수준(confidence level)을 의미한다. A_m 은 특정한 파손 모드에 대한 해당 SSC의 지진동 내력 중앙값이며, β_r 과 β_u 는 로그표준편차로서 각각 지진동 내력에 대한 무작위성(randomness) 및 모델링 불확실성(uncertainty)을 나타낸다. 평균 취약도 곡선의 경우는 아래와 같이 나타낼 수 있다.

$$P_f(a) = \Phi \left(\frac{\ln(a/A_m)}{\sqrt{\beta_r^2 + \beta_u^2}} \right) \quad (3)$$

지진 여유도(seismic margin) 연구에서는 여러 가지 불확실성을 포함한 취약도 곡선의 대푯값을 나타내기 위하여 고신뢰도 저파손확률(HCLPF: high confidence low probability of failure)을 해당 SSC의 지진 내력으로 사용한다. 이 값은 95%의 신뢰도 취약도 곡선에서 5%의 파손확률(혹은 평균 취약도 곡선에서 1%의 파손확률)을 가지는 지진동 값을 의미한다.

3. 수치 연구

이 장에서는 2장에서 설명한 지진 PSA 기법을 연구용원자로에 적용하였다. 또한, 이를 바탕으로 연구로를 구성하는 SSC의 지진 내력에 대한 최적화 연구를 수행하고, 적은 비용으로 최대의 안전성을 확보하는 최적 지진 내력 분포를 제시하

였다. 비용에 대한 함수는 연구로를 구성하는 SSC의 중앙 지진 내력 값의 총 합을 기반으로 정의하였고, 안전성에 대한 목적 함수는 CDF 값을 바탕으로 나타내었다. 대상 예제로는 최근 완공되어 운영 중인 요르단 연구로를 선택하였다.

3.1 연구용 원자로: 요르단 연구로

요르단 연구로는 원자력연구원이 설계하고, 대우건설이 2016년에 요르단 람다에 위치한 JUST(jordan university of science and technology) 내에 시공하여 완성한 5MW(t)급 다목적 연구용 원자로이다. 지진에 대비하기 위하여 안전정지 지진(SSE: safe shutdown earthquake) 수준은 0.3g로 설정되었고, 이에 따른 설계 지진하중은 USNRC RG 1.60

(a) JRTR buildings

(b) JRTR reactor hall

(c) JRTR reactor pool

Fig. 2 JRTR configuration

(a) Seismic IE hierarchy tree

(b) LOCA2

(c) LOCA1

(d) LOEP

Fig. 3 Event trees for JRTR

스펙트럼 의해 정의되었다. Fig. 2는 요르단 연구로의 조감도, 원자로 건물 내 원자로 홀(reactor hall), 및 원자로 수조(reactor pool) 상부를 보여준다.

요르단 연구로에서 지진이 유발하는 초기 사건(사고)은 (1) 구조파괴(gross structure collapse, STRUCT), (2) 계측 제어상실(loss of all instrumentation and control, IC), (3) 냉각재상실-3(large loss of coolant accident(LOCA) inside pool and LOCA by beam tube rupture, LOCA3), (4) 냉각재상실-2(small LOCA inside reactor pool, LOCA2), (5) 냉각재상실-1(LOCA outside pool, LOCA1), (6) 전원 상실(loss of electric power, LOEP), 등 총 6가지로 구성

Table 1 Seismic fragilities for SSCs of JRTR

Systems, structures and systems(SSCs)		Am(g)	β_r	β_u
C1	Reactor building	1.70	0.29	0.24
C2	Service building	1.72	0.29	0.21
C3	Reactor concrete island	2.33	0.28	0.22
C4	Pool platform	1.49	0.29	0.21
C5	Pool cover	1.94	0.29	0.26
C6	Reactor structure assembly	2.04	0.29	0.26
C7	IE cable tray	1.85	0.29	0.18
C8	1E 125V DC battery	1.68	0.31	0.21
C9	1E 125V DC distribution panel	2.24	0.29	0.39
C10	1E inverter and UPS panel	2.26	0.29	0.41
C11	Thermal column flange	2.73	0.29	0.25
C12	Thermal column assembly	6.77	0.29	0.21
C13	Beam tube	7.97	0.29	0.23
C14	Beam port housing	6.31	0.29	0.26
C15	PCS piping	3.04	0.39	0.39
C16	PCS decay tank	1.54	0.29	0.27
C17	Switchyard for off-site power	0.30	0.22	0.20
C18	Control rod drive mechanism	1.63	0.29	0.26
C19	Second shutdown drive mechanism	1.74	0.29	0.26
C20	PCS flap valve	4.10	0.09	0.14
C21	PCS siphon break	1.61	0.09	0.14

된다. 이 중 구조파괴, 계측제어상실 및 냉각재상실-3의 초기 사건은 곧바로 직접적인 노심 손상으로 이어지고, 나머지 초기 사건은 2차적인 사고 전개에 따라 노심 손상 유무가 결정되게 된다. 초기 사건 시나리오에 대한 자세한 기술 및 취약도 정보는 JRTR SMA 관련 보고서(Ryu *et al.*, 2016)에 수록되어 있다.

Fig. 3(a)는 요르단 연구로의 전체적인 초기 사건 사이의 계층적 관계를, 그리고 Fig. 3(b), (c), (d)는 직접적인 노심 손상을 유발하지 않는 초기 사건의 2차적인 사고 전개를 사건 수목을 통하여 보여준다. Table 1은 이러한 사건 수목과 연계된 SSC의 개별 취약도 정보를 나타낸다. 각각의 초기 사건은 Table 1의 개별 지진취약도 조합의 결과로 발생하게 되고, 이러한 구체적 조합은 고장 수목 혹은 아래와 같은 불리언 표현(boolean expression)으로 정의된다.

$$STRUCT = C1 + C2 + C3 + C4 + C5 + C6 + C7 \quad (4)$$

$$IC = \overline{STRUCT} \cdot (C8 + C9 + C10) \quad (5)$$

$$LOCA3 = \overline{STRUCT} \cdot \overline{(C8 + C9 + C10)} \cdot (C11 + C12 + C13 + C14 + C15) \quad (6)$$

$$LOCA2 = \overline{STRUCT} \cdot \overline{(C8 + C9 + C10)} \cdot \overline{(C11 + C12 + C13 + C14)} \cdot C15 \cdot ((C18 + C19) + \overline{(C18 + C19)}) \cdot C20 \cdot C21 \quad (7)$$

$$LOCA1 = \overline{STRUCT} \cdot \overline{(C8 + C9 + C10)} \cdot \overline{(C11 + C12 + C13 + C14 + C15)} \quad (8)$$

$$LOEP = \frac{\left(\frac{(C18+C19)+\overline{(C18+C19)} \cdot C21}{\overline{(C18+C19)} \cdot C21} \right)}{\overline{STRUCT} \cdot \overline{(C8+C9+C10)} \cdot \overline{(C11+C12+C13+C14)} \cdot \overline{C15} \cdot C16 \cdot ((C18+C19)+\overline{(C18+C19)} \cdot C20 \cdot C21)} \quad (9)$$

여기서, C_i 는 취약도 곡선이고, $\overline{C_i}$ 는 C_i 와 보(complement)의 관계를 나타낸다. 각각의 초기 사건에 대한 노심 손상 취약도 곡선은 위의 정의된 관계식에 따라 계산되고, 연구로 전체에 대한 CDF는 식 (1)에 의해 산정된다. Fig. 4는 CDF 계산 시 사용된 지진재해도 곡선을 보여준다.

Fig. 4 Seismic hazard curve

3.2 요르단 연구로 지진 PSA 결과

본 절에서는 요르단 연구로에 적용된 지진 PSA 결과를 보여 준다. 요르단 연구로의 대표 HCLPF 값은 0.58g로 산정되었고, 전체 CDF 값은 대략 연간 2.2E-6 발생 확률로 추정되었으며, 전체 CDF에 가장 큰 기여도를 보인 것은 구조파괴 사고로 확인되었다. 각각의 초기 사건에 대한 CDF와 HCLPF 값은 Table 2에 정리하였고, 전체 CDF에 대한 초기 사건의 기여도는 Fig. 5에 나타내었다. Fig. 6은 식 (4)~(9)에 따른 노심 손상을 일으키는 초기 사건들의 평균 취약도 곡선을 나타낸다.

결과에서 볼 수 있듯이, 요르단 연구로는 플랜트 HCLPF 값이 0.58g로서 내진설계 기준이었던 0.3g 값을 크게 상회하여 설계 초과 지진에도 충분한 내진 여유도를 확보함을 볼 수 있다. 또한, 전체 CDF 값은 국내 원자력발전소의 CDF가 1E-6 정도 수준임을 고려할 때, 충분한 지진 안전성을 가짐을 확인할 수 있다. 그러나 이는 현 설계의 보수성을 반증하는 결과이기도 하다. 그러므로 다음 절 부터는 현 설계를 기반으로 최적의 SSC 지진 내력 분포를 찾기 위하여 개별 취약도에 대한 민감도 분석, 매개변수 연구 및 최적화 연구를 수행하였다.

Table 2 CDF and HCLPF on IEs and in total

Initiating events	Consequences	HCLPF(g)	CDF(Yr-1)
STRUCT	Direct CD	0.58	1.17E-06
IC	Direct CD	0.59	5.21E-07
LOCA3	Direct CD	0.85	7.12E-08
LOCA2	Link to 2 nd ET	-	5.71E-09
LOCA1	Link to 2 nd ET	0.95	3.56E-08
LOEP	Link to 2 nd ET	0.62	3.91E-07
Total	-	-	2.20E-06

Fig. 5 Contributions of seismic IEs on overall CDF (unit: %)

Fig. 6 Mean seismic fragility curves of seismic IEs

3.3 민감도 분석

본 절에서는 요르단 연구로 전체 CDF에 대한 SSC의 개별 취약도의 민감도 분석을 실시하였다. 각각의 SSC 취약도 민감

Fig. 7 Contributions of seismic IEs on overall CDF

도는 로그표준편차는 일정하다고 가정하고, 각각의 중앙 지진 내력에 $\pm 30\%$ 변동성이 나타날 때, 해당하는 CDF 로그값의 변화량으로 추정되었다. 그 결과, Fig. 7에서 보는 바와 같이 수조플랫폼(C4)의 지진 내력 변동성이 전체 CDF의 변화량에 가장 큰 영향을 미치고 있음을 확인할 수 있었고, 원자로건물(C1), 125V DC 배터리(C8), 원자로제어봉(C18) 및 원자로 정지봉(C19) 또한 CDF 변화량에 상당한 영향을 줄 수 있었다.

3.4 매개변수 연구

본 절에서는 CDF의 변화를 주지 않는 범의 내에서 가장 적은 비용의 지진 내력 값을 구하기 위하여, 매개변수 연구를 수행하였다. 이에 따라 목적함수(objective functions)를 아래와 같이 정의하였다.

$$f_1 = \left(\frac{\ln(\text{Computed CDF})}{\ln(\text{JRTR CDF})} \right)^{-1} \quad (10a)$$

$$f_2 = \left(\frac{\text{Computed TMSC}}{\text{JRTR TMSC}} \right) \quad (10b)$$

여기서, TMSC(total median seismic capacity)는 모든 SSC의 중앙 지진 내력 총 합이다. *Computed CDF* 및 *Computed TMSC*는 새롭게 정의된 SSC의 지진 내력으로 계산된 값이고, *JRTR CDF* 및 *JRTR TMSC*는 현 요르단 연구로의 값으로 3.2절에서 계산된 수치이다.

우선 민감도 분석 결과를 바탕으로 수조플랫폼 중앙 지진 내력 변화에 따른 목적함수의 변화를 살펴보았다. Fig. 8에서 보는 바와 같이 지진 내력이 커짐에 따라 CDF 값은 작아지지만 TMSC 값은 커짐을 볼 수 있다. 이는 f_1 과 f_2 가 서로 상충하는 목적 함수임을 명백하게 보여주고 있다.

다음으로, 전체 SSC 중앙 지진 내력을 일정하게(uniformly) 변화시키고 이에 따른 목적함수의 변화를 Fig. 9에 나타내었다. Fig. 9에서 주목할 점은 f_1 과 f_2 가 동시에 “1” (즉, 요르단 연구로의 값) 보다 낮은 값을 갖는 지진 내력 영역이 존재한다는 것이다 (Fig. 9에서 빨강색 음영으로 표시된 부분 참조). 즉 다시 말하면, 모든 SSC의 지진 내력을 일정하게 대략 2.5g로 설정하면, 요르단 CDF 값보다 낮추고 동시에 요르단 전체 지진 내력 비용 보다 적게 만들어, 두 가지 목적을 한 번에 이룰 수 있게 한다는 의미가 된다. 결과적으로 이는 궁극적으로 SSC 지진 내력의 변화를 통해, 연구로의 안전성을 저해하지 않으면서도 비용 효율성을 동시에 추구할 수 있다는 것을 보여주고 있는 것이다.

Fig. 8 Parametric study results: seismic capacity for the most sensitive SSC

Fig. 9 Parametric study results: uniform seismic capacity for all SSCs

3.5 최적의 SSC 지진 내력 분포

위의 매개변수 연구에서 CDF와 총 지진 내력 비용을 동시에 최소화 할 수 있는 연구로 SSC의 내력 분포가 있음을 보여 주었다. 그러나 이는 모든 SSC의 지진 내력을 일정(uniform)하다고 가정하고 진행하였기 때문에 이를 통해 얻은 해를 최적의 분포라 볼 수 없을 것이다. 그러므로 본 절에서는 최적의 SSC 지진 내력 분포를 확인하기 위하여, Table 1의 21개 SSC 중앙 지진 내력을 설계 변수로 설정하고, f_1 과 f_2 의 목적함수를 동시에 최소화하는 분포를 조사하였다. 이를 위하여 유전자 알고리즘(genetic algorithm, GA)에 기반한 최적화 기법을 사용하였고, 해의 수렴성을 고려하여 개체수(population)과 세대수(generation)를 각각 100 및 1000으로 설정하였다 (Kwag and Ok, 2013).

결과로서 Fig. 10은 GA 최적화를 통한 해의 CDF 값과 TMSC 값을 요르단 연구로 및 매개변수 연구에 의한 해(uniform 최적해)의 값과 비교하여 보여주고 있다. Fig. 11은

Fig. 10 Comparison of CDF and TMSC: JRTR vs Uniform opt. vs GA optimization

산정된 해의 분포 즉, SSC 지진 내력의 최적 분포를 나타낸다. Fig. 10에서 보는 바와 같이 GA 최적해가 요르단 연구로 및 uniform 해에 비하여 적은 지진 내력 비용을 사용했음에도 불구하고 CDF 값은 더 작게 갖음을 확인할 수 있다. Fig. 11

에서 주목할 점은, GA 최적해 분포와 요르단 연구로 분포 및 uniform 해와 비교했을 때, 빔튜브 관련 SSCs(C12, C13, C14), 및 PCS 플랩 밸브(C20)의 지진 내력이 상당히 감소됨을 볼 수 있다는 것이다. 이는 이들의 지진 내력을 지금보다 작게 설계하여도, 연구로 전체의 안전성에는 크게 영향을 주지 않을 뿐더러 이를 통해 비용 효율성 증대를 추구할 수 있음을 알 수 있다. 결론적으로, 이 결과가 향후 요르단 연구로의 비용 효율성 및 안전성을 동시에 추구할 수 있는 정량적 지표로 사용될 수 있을 것으로 기대된다.

4. 결 론

본 논문에서는 지진 PSA 방법을 연구용 원자로에 적용하여 연구로의 지진 안전성을 검토하였다. 또한, 이를 바탕으로 연구로를 구성하는 SSC 지진 내력에 대한 최적화 연구를 수행하였다. 대상 예제는 요르단 연구로를 사용하였다. 수치해석 결과, 대표 HCLPF값은 0.58g로 산정되었고, 전체 CDF 값은 대략 연간 2.2×10^{-6} 발생 확률로 추정되어 충분한 내진 여유도 및 지진에 대한 안전성을 가지고 있음을 보여주었다. 최적화

Fig. 11 Comparison of median seismic capacities of SSCs: JRTR vs Uniform opt. vs GA opt.

연구 결과는 요르단 연구로와 비교하여 전체 SSC 지진 내력 비용을 최소화하면서도 동시에 CDF는 더 낮게 하여 지진에 대한 안전성은 더 높게 하는 최적의 SSC 지진 내력 분포를 도출하였다. 본 연구는 향후 지진에 대한 연구로 안전성을 효과적으로 높이기 위한 정량적 지표로 활용할 수 있을 것으로 판단된다.

감사의 글

본 연구는 과학기술정보통신부의 지원을 받아 수행되었습니다.

References

- ASCE (2016) Seismic Analysis of Safety-Related Nuclear Structures, ASCE/SEI 4-16, American Society of Civil Engineers.
- EPRI (1994) Methodology for Developing Seismic Fragilities, TR-103959, Electric Power Research Institute.
- Kennedy, R.P., Cornell, C.A., Campbell, R.D., Kaplan, S., Perla, H.F. (1980) Probabilistic Seismic Safety Study of an Existing Nuclear Power Plant, *Nucl. Eng. & Des.*, 59(2), pp.315~338.
- KHNP (2002) Probabilistic Safety Assessment for Ulchin Units 5 & 6: External Event Analysis, Korea Hydro & Nuclear Power Co., LTD.
- Kwag, S. (2016) Probabilistic Approaches for Multi-Hazard Risk Assessment of Structures and Systems, PhD thesis, North Carolina State University, Raleigh, NC, US.
- Kwag, S., Gupta, A. (2016) Bayesian Network Technique in Probabilistic Risk Assessment for Multiple Hazards, *Proceedings of 24th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 24)*, June 26-30, 2016, Charlotte, NC, US.
- Kwag, S., Gupta, A. (2017) Probabilistic Risk Assessment Framework for Structural Systems Under Multiple Hazards using Bayesian Statistics, *Nucl. Eng. & Des.*, 315(4), pp.20~34.
- Kwag, S., Lee, J. M., Oh, J., Ryu, J.S. (2014) Development of System Design and Seismic Performance Evaluation for Reactor Pool Working Platform of a Research Reactor, *Nucl. Eng. & Des.*, 266, pp.199~213.
- Kwag, S., Oh, J., Lee, J.M., Ryu, J.S. (2017) Bayesian-based Seismic Margin Assessment Approach: Application to Research Reactor System, *Earthq. & Struct.*, 12(6), pp.653~663.
- Kwag, S., Ok, S.-Y. (2013) Robust Design of Seismic Isolation System using Constrained Multi-objective Optimization Technique, *KSCE J. Civil Eng.*, 17(5), pp.1051-1063.
- Ryu et al. (2016) Probabilistic Safety Assessment (PSA)-based Seismic Margin Assessment (SMA) for JRTR, KAERI/TR-6441/2016, Korea Atomic Energy Research Institute.

요 지

설계기준을 초과하는 지진 재해는 원자력 시설물에 상당한 위험을 유발할 수 있다. 이러한 위험성을 확률론적으로 정량화하는 방법이 확률론적 지진 안전성 평가(seismic probabilistic safety assessment)이다. 이에 따라 지진 PSA는 국내외 다수의 원자력 발전소에 적용되어 지진 재해에 대한 원전의 안전성을 확률론적으로 평가하고 이에 대비토록 하고 있다. 그러나 원전에 비해 상대적으로 규모가 작은 연구용 원자로와 같은 경우에는 지진 PSA가 적용된 예가 거의 없다. 따라서, 본 연구에서는 지진 PSA기법을 실제 완공된 연구로에 적용하여 안전성을 분석하였다. 또한, 이를 바탕으로 연구로를 구성하는 시스템의 지진 내력에 대한 최적화 연구를 수행하였다. 그 결과, 지진 재해 하에서 연구로에 발생할 수 있는 노심 손상 가능성을 정량화하였고, 현재 설계안과 비교하여 적은 비용으로 최대의 안전성을 확보하는 최적 지진 내력 분포를 도출하였다. 이러한 결과는 향후 지진에 대비하여 연구로 안전성을 효과적으로 제고할 수 있는 정량적 지표로 활용할 수 있을 것으로 판단된다.

핵심용어 : 확률론적 지진 안전성 평가, 연구용 원자로, 최적 지진내력 분포