

사용후핵연료저장조의 확률론적안전성평가 수행을 위한 시스템엔지니어링 프로세스 적용 연구

최진태¹⁾, 차우창^{2)*}
금오공과대학교 산업공학과

Systems Engineering Process Approach to the Probabilistic Safety Assessment for a Spent Fuel Pool of a Nuclear Power Plant

Jin Tae Choi¹⁾, Woo Chang Cha²⁾

Dept. of Industrial Engineering, Kumoh National Institute of Technology

Abstract : The spent fuel pool (SFP) of a nuclear power plant functions to store the spent fuel. The spent fuel pool is designed to properly remove the decay heat generated from the spent fuel. If the cooling function is lost and proper operator action is not taken, the spent fuel in the storage pool can be damaged. Probabilistic safety assessment (PSA) is a safety evaluation method that can evaluate the risk of a large and complex system. So far, the probabilistic safety assessment of nuclear power plants has been mainly performed on the reactor. This study defined the requirements and the functional architecture for the probabilistic safety assessment of the spent fuel pool (SFP-PSA) by applying the systems engineering process. And, a systematic and efficient methodology was defined according to the architecture.

Key Words : Systems Engineering, Probabilistic Safety Assessment, Spent Fuel Pool, Nuclear Power Plant

Received: October 18, 2021 / **Revised:** December 13, 2021 / **Accepted:** December 16, 2021

* 교신저자 : Woo Chang Cha / chaw@kumoh.ac.kr

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

1. 서론

확률론적안전성평가(Probabilistic Safety Assessment, PSA)는 1960년대 영국에서 화학 공장의 안전성 평가를 위하여 시작된 이후 미국의 항공우주국에서 우주선의 안전성을 평가하기 위하여 사용되었다. 원자력발전소의 경우 1975년에 완료된 원자로 안전성 연구에서 최초의 종합적인 확률론적안전성평가가 수행된 이후 확률론적안전성평가를 발전소의 리스크 평가 및 안전성 향상을 위하여 사용하고 있다.[1]

후쿠시마 사고 이후 사용후핵연료저장조(Spent Fuel Pool, SFP)에 대한 확률론적안전성평가의 중요성이 부각되고 있다. Collins와 Hubbard는 해체 발전소(Decommissioning Nuclear Power Plant)에 대한 사용후핵연료저장조 확률론적안전성평가(SFP-PSA) 수행 사례를 제시하였다.[2] Burns 등은 중대사고(Severe Accident) 관점의 사용후핵연료저장조 확률론적안전성평가 방법론을 제시하고 있다.[3] 국내의 경우 2013년에 수행된 사용후핵연료저장조 확률론적안전성평가 수행 사례가 있다.[4] 운전 중인 국내 원자력발전소의 사용후핵연료저장조에 대하여 확률론적안전성평가를 수행하였으며, 원자로 확률론적안전성평가(Reactor PSA) 수행 방법을 평가에 적용하였다.

원자력발전소 확률론적안전성평가는 원자로의 설계 및 운전 관점에서 발전되어 왔다. 사용후핵연료저장조 확률론적안전성평가는 후쿠시마 사고 이후 그 중요성이 부각되었고, 관련 연구 및 수행 사례가 있으나 여전히 확률론적안전성평가 수행을 위한 방

법론 및 상세 분석 절차가 마련되어 있지 않다. 따라서, 본 연구에서는 시스템엔지니어링 프로세스(Systems Engineering Process, SEP)를 적용하여 체계적이고 효율적인 사용후핵연료저장조 확률론적안전성평가 수행 방법론을 정의하였다.

2. SFP-PSA 생명주기 정의

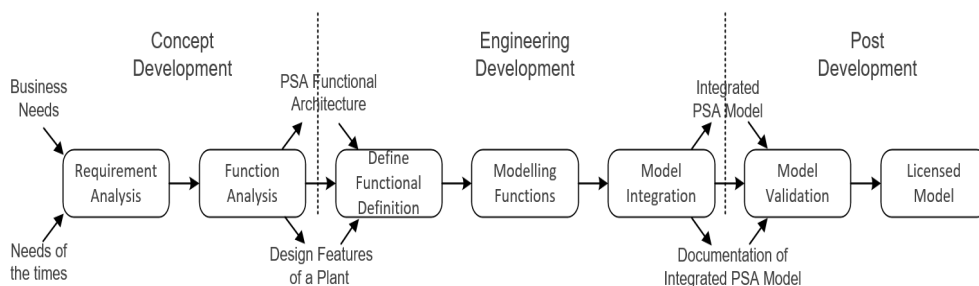
2.1 생명주기 단계

체계적인 사용후핵연료저장조 확률론적안전성평가 수행 방법 연구를 위하여 기술 측면의 생명주기를 정의하였다.

확률론적안전성평가는 원자력발전소의 안전성을 정량적으로 평가하는 방법으로, 기술 측면의 생명주기는 그림 1과 같다. 개념 단계에서는 이해관계자 요구사항을 분석하고, 기능분석을 수행하여 아키텍처를 정의한다. 개발 단계는 아키텍처와 설계 특성을 입력으로 확률론적안전성평가 기능을 정의하고 구현한다. 더불어, 구현된 기능들을 통합하여 확률론적안전성평가 모델을 개발하고 정량적 평가를 수행한다. 개발 이후에는 독립검토 및 인허가 과정을 거쳐 인허가 모델로 허가된다.

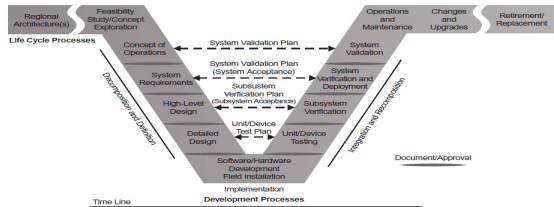
2.2 생명주기 프로세스 및 모델

본 연구에서 생명주기 프로세스는 ISO/IEC 15288 [5]을 적용하였다. 시스템 및 소프트웨어 엔지니어링-시스템 생명주기 프로세스 표준인 ISO/IEC 15288은 인공 시스템과 제품, 비즈니스, 서비스를 비롯한 다양한 분야에 유용하게 적용될 수



[Figure 1] Life Cycle for PSA

있다. 각 생명주기 단계에 적용되는 생명주기 모델은 이해관계자 요구사항 및 시스템 요구사항의 검증을 중요시하는 Vee 모델을 적용하였다.[6]

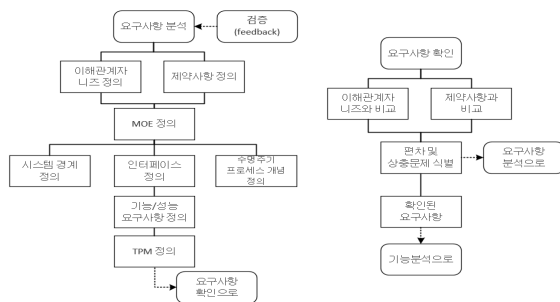


[Figure 2] Vee Model

3. SFP-PSA 요구사항 정의

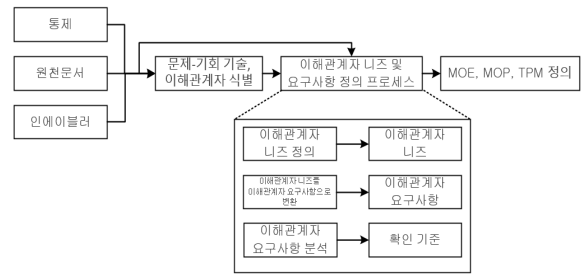
3.1 요구사항 분석 방법

본 연구에서는 요구사항 분석을 위하여 IEEE 1220[7], INCOSE 시스템엔지니어링 핸드북[8]을 참조하였다. INCOSE 시스템엔지니어링 핸드북은 ISO/IEC 15288를 따르며, 프로세스를 실행하는데 필요한 관행과 활동을 자세히 설명한다. IEEE 1220의 요구사항 분석 절차는 요구사항 분석의 개념 설명에 유리하고, INCOSE 시스템엔지니어링 핸드북의 경우 요구사항 분석 절차 적용에 용이하다. 사용후핵연료저장조 확률론적안전성평가 수행 방법 연구에 적합하도록 요구사항 분석 절차를 정의하였으며, 그림 3과 그림 4에 요구사항 분석 절차를 나타내었다. 기본적인 요구사항 분석 절차는 그림 4를 준용하였으며, 절차 상 보완이 필요한 경우 그림 3을 참조하였다.



(Reference: IEEE 1220)

[Figure 3] Requirement Analysis Procedure



(Reference: INCOSE SE Handbook)

[Figure 4] Requirement Analysis Procedure

3.2 요구사항 분석 수행 및 결과

요구사항 분석은 앞서 정의한 요구사항 분석 절차에 따라 수행되었다. 사용후핵연료저장조 확률론적안전성평가의 통제(Controls)는 원자력발전소 확률론적안전성평가 관련 “법규”와 “표준”이 된다. 따라서, 원자력안전위원회 규칙, 원자력안전기술원 규제기준, 산업기술기준 등이 통제 요소가 된다. 인에이블러(Enablers)의 경우 확률론적안전성평가 수행에 필요한 자원으로, 전산코드, 설계문서, 전문인력 등이 인에이블러가 될 수 있다. 원천문서의 경우 사용후핵연료저장조 및 확률론적안전성평가와 관련된 문헌이다.

통제, 인에이블러, 원천문서는 후행 프로세스의 입력으로 사용되며, 요구사항을 정의하는데 중요한 근거가 된다.

1) 문제-기회 기술

문제-기회 기술을 통하여 현재의 능력과 연구 목적과의 차이(gaps)를 확인하고, 차이에 대한 문제와 기회를 확인할 수 있다. 식별된 문제-기회는 기본적으로 연구의 방향을 제시하며, 이해관계자 요구사항 정의의 근본으로 활용된다. 본 연구의 전략적 목적과 원자로 확률론적안전성평가를 기준으로 현재 능력의 차이를 검토하였으며, 차이에 대한 문제-기회를 표 1과 같이 정의하였다.

<Table 1> Problem Opportunity for Gaps between Current Ability and Research Purpose

문제-기회	내용
문제	-PSA 수행 절차서는 원자로 관점에서 기술되어 있어 SFP 설계 특성을 PSA에 체계적으로 고려하는데 어려움이 있음 -지금까지 국내에서 수행된 SFP-PSA는 원자로 PSA 수행 절차에 기반하여 수행되었음
기회	-SFP-PSA 수행 체계 정의 (표준 체계로서의 역할 가능) -SFP-PSA 모델 개발 편의성 제공 -SFP-PSA 모델의 품질 향상에 기여 -SFP 안전성 향상에 기여

2) 이해관계자 식별

확률론적안전성평가의 이해관계자는 규제 기관, 사용 기관, 수행 기관으로 구분하여 정의할 수 있다. 국내의 경우 규제 기관은 한국원자력안전기술원, 사용 기관은 한국수력원자력(주), 수행 기관은 한국전력기술(주) 등의 엔지니어링 업체이다(그림 5).

3) 이해관계자 니즈

이해관계자 니즈는 이해관계자와 관계되는 원천 문서, 통제, 인에이블러를 검토하여 정의하였으며 표 2에 나타내었다. 규제 기관인 한국원자력안전기술원은 규제지침 및 규제기준에서 확률론적안전성평가 수행 시 설계내용, 운전정보가 반영되어야 함을 기술하고 있다.[9],[10] 더불어, 산업기술기준을 적용하여 확률론적안전성평가를 수행해야 함을 설명한다. 이와 관련된 니즈는 “사용후핵연료저장조 설계 특성에 적합한 확률론적안전성평가 수행 방법 정의”이다. 사용 기관과 수행 기관인 한국수력원자

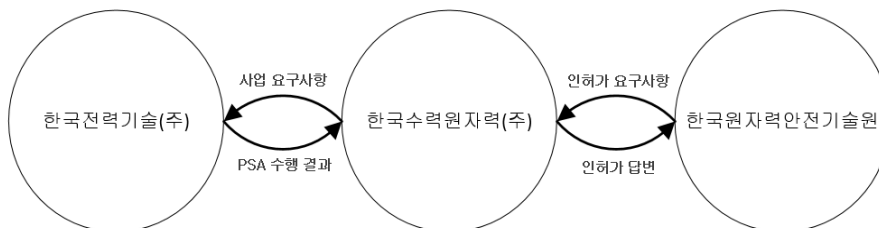
력(주)과 한국전력기술(주)의 경우 모델을 개발하고 유지 관리하여야 한다는 점에서 “모델을 효율적으로 구현할 수 있는 수행 방법 정의”가 니즈가 된다.

<Table 2> Stakeholder Needs for SFP-PSA

분류	이해관계자	이해관계자 니즈
원천 문서	한국원자력안전기술원	-SFP 설계 특성에 적합한 SFP-PSA 수행 방법 정의
통제	한국원자력안전기술원 한국원자력안전기술원	
인에이블러	한국전력기술(주), 한국수력원자력(주)	-효율적 모델 구현이 가능한 SFP-PSA 수행 방법 정의

4) 이해관계자 요구사항 및 확인기준

이해관계자 요구사항은 아키텍처 및 구현의 토대이고 연구의 방향성을 제시하며, 검증을 위한 지표가 된다. 이해관계자 요구사항은 확률론적안전성평가의 시스템 경계를 요구사항 식별 범위로 제한하며, 문제-기회 기술의 결과를 토대로 이해관계자의 인터페이스, 원천문서, 통제, 그리고 인에이블러 등을 검토하여 니즈에 대한 파생 요구사항을 정의하는 방식으로 식별하였다. 이해관계자 니즈를 토대로 정확성, 효율성, 통합성, 그리고 적합성 등으로 요구사항을 분류하여 세부 요구사항을 도출하였다. 표 3은 이해관계자 요구사항을 나타내고 있다. 규제 기관 관점에서는 정확성 그리고 적합성에 대한 세부 요구사항을, 사용 기관 및 수행 기관의 관점에서는 효율성과 통합성에 대한 세부 요구사항을 정의하였다. 또한, 본 연구의 성취 수준을 규명하기 위하여 각



[Figure 5] Stakeholder Interface for PSA

요구사항에 대한 확인기준을 정의하였다. 확인기준은 각 요구사항의 평가기준을 상, 중, 하로 구분하며 이를 만족하기 위한 세부 내용을 제시한다.

<Table 3> Stakeholder Requirements for SFP-PSA

번호	이해관계자 니즈	요구사항 분류	요구사항 세부 내용
Q1	SFP 설계 특성에 적합하고, 효율적 모델 구현이 가능한	정확성	-SFP-PSA 수행을 위한 기능을 정의해야 한다.
Q2			-SFP-PSA 수행을 위한 아키텍처를 정의해야 한다.
Q3			-SFP-PSA 기능 별 수행 방법을 정의해야 한다.
Q4			-산업기술기준을 준수하는 수행 방법을 정의해야 한다.
Q5	SFP-PSA 수행 방법 정의	효율성	-SFP 설계 특성이 PSA에 시스템적으로 고려되어야 한다.
Q6	SFP-PSA 수행 방법 정의	통합성	-SFP-PSA는 국내 상용 코드를 이용하여 구현(모델링)할 수 있어야 한다.
Q7			적합성

5) MOE, MOP, TPM 정의

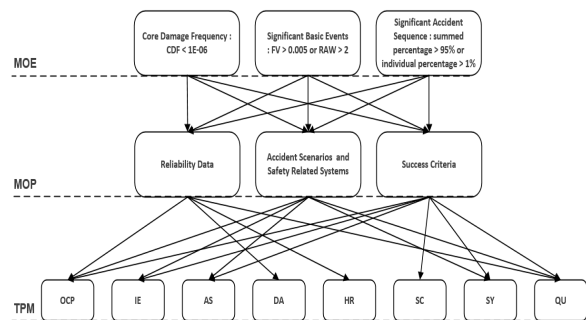
이해관계자 요구사항을 충족하기 위한 시스템 성능을 MOE, MOP, TPM로 정의하였다. 규제기관의 확률론적안전성평가 성능 목표치와 ASME/ANS PRA Standard[11]에서 중요 기본사건 및 중요 사고경위를 선별하는 기준을 검토하여 MOE를 정의하였다.

사용후핵연료저장조 확률론적안전성평가의 경우 통합된 모델의 평가(Assessment)에 기반하여 정량적 측정 지표가 확인된다. 따라서, 하위 기술 평가 지표인 MOP와 TPM의 경우 정량적 측정 지표를 정의하기 어렵다. 모델 통합 및 정량적 평가를 위하여 요구되는 사항을 산업기술기준(ASME/ANS PRA Standard)에 기반하여 정성적 관점에서 MOP와 TPM로 정의하였다. 표 4는 MOE, MOP, TPM을 설명하고, 그림 6은 MOE, MOP, TPM의 관계를 나타내고 있다.

<Table 4> MOE, MOP, TPM

분류	내용
MOE	-Core Damage Frequency : CDF < 1.0x10 ⁻⁶ /year -Significant Basic Events : FV > 0.005 or RAW > 2 -Significant Accident Sequence : summed percentage > 95% or individual percentage > 1%
MOP	-산업기술기준(ASME/ANS PRA Standard)을 따르는 Reliability Data, Accident Scenarios and Safety Related Systems, Success criteria의 구현
TPM	-산업기술기준(ASME/ANS PRA Standard)을 따르는 OCP, IE, AS, DA, HR, SC, SY, QU의 구현

FV : Fussel-Vesely, RAW : Risk Achievement Worth, CDF : Core Damage Frequency



[Figure 6] Relationship of MOE, MOP, TPM

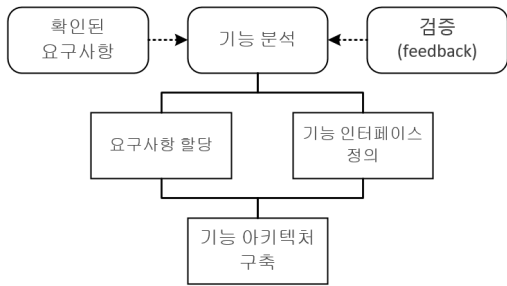
4. SFP-PSA 아키텍처 정의

4.1 아키텍처 분석 방법

이해관계자 요구사항을 충족하는 아키텍처는 구현을 효율적이고 체계적으로 수행할 수 있도록 돕는다. 따라서, 이해관계자의 요구사항을 충족하는 기능을 정의하고 시스템 기능 및 성능에 적합한 아키텍처를 구축하여야 한다.

본 연구에서는 아키텍처 구축을 체계적으로 수행하기 위하여 IEEE 1220의 기능 분석 절차[5]를 참조하였다. 사용후핵연료저장조 확률론적안전성평가 아키텍처 구축에 적합한 기능 분석 절차를 정의하고

그림 7에 나타내었다. 기능 분석에서는 요구사항을 입력으로 요구사항 할당, 기능 인터페이스 정의 등을 통하여 아키텍처를 구축한다. 이때, 구현 프로세스를 진행하면서 반복과 재귀 과정을 거치며 아키텍처는 계속 진화하게 된다.

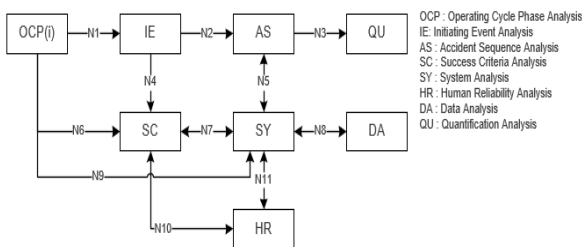


[Figure 7] Functional Analysis Procedure

4.2 아키텍처 분석 수행 및 결과

아키텍처 구축을 위한 기능 분석은 앞서 정의한 기능 분석 절차에 따라 수행되었다.

사용후핵연료저장조 확률론적안전성평가 아키텍처는 원자로 확률론적안전성평가 아키텍처를 토대로, 운전주기분석 기능을 추가하고 기능 간 인터페이스를 효율적으로 정의하여 구현하였다. 그림 8은 운전주기분석을 포함하는 사용후핵연료저장조 확률론적안전성평가의 기능 인터페이스를 나타내고 있다. 각 기능에 이해관계자 요구사항을 할당하여, 정의된 기능이 식별된 요구사항을 충족하고 있음을 확인하였다.



[Figure 8] SFP-PSA Architecture

5. SFP-PSA 구현

구현 단계에서는 정의된 아키텍처에 따라 사용후

핵연료저장조 확률론적안전성평가 기능을 구현하였다. 구현 단계는 기능 정의, 설계 특성 정의, 그리고 검증 모델 개발을 위한 기능 구현을 포함한다. 본 논문에서는 구현 결과를 개괄적으로 설명하였다.

5.1 운전주기분석(OCP) 기능

사용후핵연료저장조 확률론적안전성평가 아키텍처의 첫 번째 단계인 운전주기분석 기능은 사용후핵연료저장조의 설계 및 운전특성을 확률론적안전성평가에 시스템적으로 고려하기 위한 기능을 담당한다. 사용후핵연료저장조의 설계 및 운전 특성을 검토하여 운전주기 분류 기준을 정의하였다. 정지저출력 확률론적안전성평가의 발전소운영상태(Plant Operating States, POS)를 운전주기 분류 기준에 따라 재분류하여 운전주기를 정의하였다. 운전주기 분석의 결과는 후행 기능들의 입력으로 사용된다.

5.2 초기사건분석(IE) 기능

사용후핵연료저장조 초기사건분석 기능은 사용후핵연료저장조의 냉각 상실로 전개될 가능성이 있는 사건들을 도출하는 역할을 한다. 경험적 평가방법을 통하여 사용후핵연료저장조 초기사건을 식별하고, 가상발전소에 대한 영향 평가를 수행하였다. 최종 선정된 초기사건을 운전주기 별, 원자로와 동시/독립 사고별로 분류하였다. 최종 초기사건은 사고경위 분석 기능의 입력으로 사용된다.

5.3 사고경위분석(AS) 기능

사고경위분석은 선정된 초기사건에 대하여 사건 수목을 구성하여 중요 사고경위를 논리적으로 밝혀내는 기능을 담당한다. 사용후핵연료저장조 확률론적안전성평가 사고경위분석에서 중요 사고경위란 연료순상으로 이어지는 사고경위로 정의할 수 있다. 초기사건분석 기능에서 식별된 초기사건에 대하여 사고경위분석을 수행하였다. 사고경위분석 시 운전주기 별 초기사건, 운전주기 별 기기 가용성 등을 검토하여 분석에 고려하였다.

5.4 성공기준분석(SC) 기능

사용후핵연료저장조 성공기준분석 기능은 사고완화계통의 성공 조건 또는 운전원 행위의 여유 시간을 정의하는 기능을 담당한다. 성공기준분석 관점에서 운전주기와 초기사건 특성은 결과에 영향을 미치는 주요 인자이다. 운전주기에 따라 붕괴열(Decay Heat) 수준이 변경되고, 초기사건에 따라 냉각수 손실 메커니즘이 달라지기 때문이다. 운전주기와 초기사건 특성을 고려하여 성공기준분석을 수행하였다.

5.5 신뢰도데이터분석(DA) 기능

신뢰도데이터분석 기능은 사건수목과 고장수목에 모델된 기본사건의 신뢰도데이터를 분석하는 기능이다. 신뢰도데이터 종류는 초기사건, 기기고장, 공통원인고장, 인간오류확률, 그리고 기기이용불능(보수/시험) 등이 있다. 본 연구에서는 초기사건, 기기고장, 기기이용불능(보수/시험)과 공통원인고장의 신뢰도데이터를 산업계 일반데이터로 적용하였다. 운전주기 특성 반영을 위하여 데이터 처리가 필요한 경우에는 별도의 평가를 수행하였다.

5.6 운전원행위분석(HR) 기능

운전원행위분석 기능은 발전소 사고 혹은 사고전 상황에서 사고 완화와 관련하여 운전원에게 요구되는 행위를 인간신뢰도 분석 방법으로 평가하는 기능을 한다. 운전원 여유 시간은 인간신뢰도 분석을 위한 주요 요소이다. 초기사건 및 운전주기 특성에 따라 운전원 여유 시간이 변하므로, 이를 반영하여 운전원행위분석을 수행하였다.

5.7 계통분석(SY) 기능

계통분석기능은 분석 대상 계통이 이용불능 상태가 되는 모든 경우를 논리적으로 표현하는 기능이다. 확률론적안전성평가 계통분석 기능은 고장수목 기법을 이용한다. 고장수목기법은 계통의 기능상실을 연역적으로 전개하는 해석기법으로 복잡한 계통

에 대한 상세 분석 및 시각적 표현이 용이한 특징이 있다. 사용후핵연료저장조 계통분석 기능에서는 운전주기 별 기기 가용성을 고려하여 계통분석을 수행하였다.

6. SFP-PSA 통합 및 검증

6.1 통합

사용후핵연료저장조 확률론적안전성평가에 대한 구현 단계에서는 아키텍처에서 정의한 각 기능 단계 별 기능 수행 방법을 설명하고 가상발전소 설계를 참조하여 기능 구현을 수행하였다. 통합 단계에서는 각 기능의 구현 결과를 통합하여 사용후핵연료저장조 확률론적안전성평가 검증 모델을 개발하였다. 기능 통합 및 검증 모델 개발에는 국내에서 널리 사용되는 확률론적안전성평가 상용코드인 SAREX를 이용하였다.[12]

6.1.1 검증

검증 프로세스는 사용후핵연료저장조 확률론적안전성평가 수행 방법론의 적절성을 확인하는 단계이다. 검증을 위해서는 사용후핵연료저장조 확률론적안전성평가 수행 방법론이 이해관계자 요구사항을 적절히 반영하고 있는지 확인하여야 한다.

시스템엔지니어링 프로세스를 적용한 사용후핵연료저장조 확률론적안전성평가 방법론 검증을 위하여 검증 모델 기반의 성능 평가와 이해관계자 요구사항 확인기준에 기반한 평가를 수행하였다.

6.1.2 MOE, MOP, TPM 검증

가상발전소에 대한 사용후핵연료저장조 확률론적안전성평가 검증 모델의 정량적 평가를 수행하였다. 검증 모델이 기능 별 구현 결과를 적절히 반영하고 있는지 검토하여, 모델 오류를 개선하는 과정을 반복하였다.

정량적 평가 결과는 MOE, MOP, TPM을 충족하는 것으로 확인되었다. 통합 모델의 정량적 평가를

통해 MOE 측정 지표인 CDF, FV, RAW를 확인하여 규제 기준 만족 여부와 중요 사고경위 및 기기를 판단할 수 있었다. MOP와 TPM의 경우 통합 모델의 평가를 통해 정량적 평가가 가능한 수준으로 기능이 구현되었음을 확인하였다. 더불어, 검증 모델이 산업 기술기준(ASME/ANS PRA Standard)에 따라 구현되었는지는 동료 평가 절차(Peer Review Process)를 통하여 확인하였다(표 6의 Q4 참조). MOE, MOP, TPM의 평가 결과를 표 5에 나타내었다.

<Table 5> Validation of MOE, MOP, TPM

분류	내용	평가 결과
MOE	-Core Damage Frequency : CDF < 1.0x10 ⁻⁶ /year -Significant Basic Events : FV > 0.005 or RAW > 2 -Significant Accident Sequence : summed percentage > 95% or individual percentage > 1%	- CDF, FV, RAW를 확인할 수 있었음 - 규제 기준 만족 여부 확인 가능함 - 중요 사고경위 및 기기를 선별 가능함
MOP	-산업기술기준(ASME/ANS PRA Standard)을 따르는 Reliability Data, Accident Scenarios and Safety Related Systems, Success criteria의 구현	- 구현된 기능이 모델 통합 및 정량적 평가가 가능한 수준으로 확인됨 - 동료 평가(표 6의 Q4 참조)를 통해 산업 기술기준에 따라 구현되었음을 확인함
TPM	-산업기술기준(ASME/ANS PRA Standard)을 따르는 OCP, IE, AS, DA, HR, SC, SY, QU의 구현	
FV : Fussel-Vesely, RAW : Risk Achievement Worth CDF : Core Damage Frequency		

6.1.3 요구사항 확인기준 평가

요구사항과 요구사항 확인기준은 생명주기 프로세스 과정에서 지속적으로 추적 관리되었으며, 연구의 방향성 유지 및 연구 목적에 적합한 산출물을 도출하는데 기여하였다.

요구사항 확인기준에 대한 동료 평가 결과, 본 연구의 수행 결과는 요구사항을 적절히 반영하고 있으

며 연구 목적에 적합한 결과를 도출하는 것으로 나타났다. 평가 결과는 표 6에 제시하였다.

<Table 6> Validation of Stakeholders Requirements

번호	요구사항 분류	요구사항 세부 내용	평가 결과
Q1	정확성	-SFP-PSA 수행을 위한 기능을 정의해야 한다.	상
Q2		-SFP-PSA 수행을 위한 아키텍처를 정의해야 한다.	상
Q3		-SFP-PSA 기능 별 수행 방법을 정의해야 한다.	중
Q4		-산업기술기준을 준수하는 수행 방법을 정의해야 한다.	중
Q5	효율성	-SFP 설계 특성이 PSA에 시스템적으로 고려되어야 한다.	만족
Q6	통합성	-SFP-PSA는 국내 상용 코드를 이용하여 구현(모델링)할 수 있어야 한다.	만족
Q7	적합성	-SFP 설계/운전 특성이 반영된 정량적 평가 결과를 제시할 수 있어야 한다.	만족

7. 결 론

사용후핵연료저장조 확률론적안전성평가 수행 방법을 체계적이고 효율적으로 정의하기 위하여 시스템엔지니어링 프로세스를 적용하였다. ISO/IEC 15288 생명주기 프로세스와 Vee 모델을 적용하여 생명주기 단계에서 요구사항을 질서 정연하게 반영하였다. 또한, 사용후핵연료저장조 확률론적안전성평가 아키텍처를 구성하고 기능 별 수행 방법을 제안하였다. 아키텍처는 사용후핵연료저장조 설계 및 운전 특성을 시스템적으로 고려할 수 있도록 운전주기 분석을 포함하고 있다.

현재까지 공인된 사용후핵연료저장조 확률론적안전성평가 수행 방법이 없는 실정으로, 본 연구를 통하여 제안된 수행 방법이 체계적인 사용후핵연료저장조 확률론적안전성평가에 도움이 될 것으로 기대한다. 향후, 본 연구의 결과가 여러 유형의 원자력발

진소에 보편적으로 적용 가능한지에 대한 추가 연구가 필요하다.

사 사

본 연구는 금오공과대학교 2021 학술 연구비로 지원되었음.

References

1. 박창규, 하재주, 확률론적 안전성 평가, 브레인코리아, 2003
2. T.E. Collins, G. Hubbard, Technical Study of Spent Fuel Pool Accident Risk at Decommissioning Nuclear Power Plants, U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG-1738, 2001
3. E. Burns, L. Lee, A. Duvall, R. Kirchner, F. Gallo, PWR Spent Fuel Pool Risk Assessment Integration Framework and Pilot Plant Application, Electric Power Research Institute, TR-3002002691, 2014
4. 김효원, 사용후핵연료 저장수조 사고의 확률론적 리스크 평가, 한양대학교, 2014
5. ISO/IEC 15288, Systems and Software Engineering - System Life Cycle Processes 2nd Edition, 2008
6. Alexander Kossiakoff, Systems Engineering Principles and Practice 2ndEdition, John Wiley&sons, p36-37, 2011
7. Standard for Application and Management of the Systems Engineering Process, IEEE Std 1220. Washington, DC, 1998
8. INCOSE, Systems Engineering Handbook, 4th Edition, Edited by T. M. S. David D. Walden, Garry J. Roedler, Kevin J. Forberg, R. Douglas Hamelin, Hoboken, New Jersey, p106-128, p129-140, 2015
9. Korea Institute of Nuclear Safety, Level 1 PSA Regulatory Guidelines, Rev. 02, KINS/RG-N16.05, 2021
10. Korea Institute of Nuclear Safety, Chapter 16 Severe Accident and Risk Assessment, Rev. 02, KINS/RS-N16.00, 2016
11. ASME/ANS RA-Sa-2009, Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications, ASME, 2009
12. KEPCO-E&C, E-P-NU-907-1.3, SAREX 1.3 Software Registration, 2016