2002 추계학술발표회 논문집
한국원자력학회

위험도 정보 활용을 위한 국내 PSA 표준 모델 개발 방향
Development of a PSA Standard Model in Korea for Risk-informed Applications

황미정, 양준언, 강대일

한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

본 논문에서는 국내 확률론적 안전성 평가(Probabilistic Safety Assessment, PSA) 표준 모델 개발을 위한 방향을 제시하고자 한다. PSA를 기반으로 하여 원전의 안전성과 경제성을 향상시키고자 하는 위험도 정보 활용이 현재 국내외적으로 활발히 연구/적용되고 있다. 국내에서도 위험도 정보 활용의 중요성을 인식하여 원자력안전 정책성명 및 제2차 원자력 진흥종합계획에서 이의 도입을 천명하고 있다. 여기서, PSA 방법은 위험도 정보 활용에 있어 가장 핵심적인 요소로서 원전의 설계, 운전 및 정비 등을 종합적으로 고려하여 원전의 안전성을 평가하는 방법이다. 그러나, 분석에 사용되는 방법론, 자료 및 분석 수준의 차이에 의해 분석결과의 불확실성이 커지는 문제가 있다. 이에 따라, 미국에서는 PSA의 적절한 품질 확보를 위한 표준 지침 등을 개발하고 있는 상태이다. 현재, 수행 완료되었거나 수행 중인 국내 PSA의 수행 목적은 원전 설계 운영상의 취약점 파악을 일차적으로 하고 있으므로, 분석이 상세하지 못하고 기술적 근거 확인을 위한 독립 검토 등이 미흡한 측면이 있다. 따라서, 이 PSA 모델을 바로 규제 의사결정 등에 활용하기에는 어려움이 있다. 그러므로 국내에서 위험도 정보 활용 규제 정착을 위한 적절한 PSA 모델 확보를 위하여서는 국내 PSA 모델의 개선점 파악 및 근거 확보, PSA 품질 결정을 위한 기준 설정 등이 요구된다. 그러므로 미국에서 개발된 PSA 품질 평가를 위한 요건을 검토하고, 이를 기반으로 기 수행된 국내 PSA 모델 검토를 통해 품질 향상 방안을 모색하고자 한다.

Abstract

In this paper, we will show the direction for the development of a PSA (Probabilistic Safety Assessment) standard model. The Risk-informed applications have been studying and implementing to improve the safety and economy of the Nuclear Power Plants. In Korea, the government recognized the importance of the Risk-informed applications and addressed to import them in the policy of nuclear safety. PSA is a method to evaluate

the safety of a nuclear power plant as a main element for the Risk-informed applications. However, the uncertainty of the result is dependent on the used method, data and level of analysis. To solve this problem, the USA has been developing the standard guidance to evaluate the quality of PSA. Presently, the PSA for all of the operating NPPs except Ulchin unit 1&2 in Korea was performed or is under performance. But, the first objective of this PSA is to identify the weaknesses on the design. Therefore, there is lack of the detail of an analysis and the independent review to certificate the technical basis. For that reason, we can't use this model as a decision-making tool for Risk-informed applications. To get an appropriate PSA model for the Risk-informed regulation and application, it is required to identify the items needed improvement, to ensure the basis and to establish the requirements for the PSA quality evaluation. Therefore, in this paper, we will review the requirements developed in the USA for a PSA standard model, and will find the method to improve the quality of domestic PSA through the review of Ulchin 3&4 PSA model.

1. 서 론

확률론적 안전성 평가(Probabilistic Safety Assessment, PSA)는 원전의 설계, 운전 및 정비 등 다양한 정보를 이용하여 원전 운영상의 문제점을 확률론적으로 평가하는 기법이다. 그러나 분석에 사용되는 방법론, 자료 및 분석 수준의 차이에 의해 분석결과의 불확실성이 커지는 문제가 있다. 근래에 미국을 중심으로 위험도 정보를 활용한 규제 및 응용이 활발해짐에 따라, 미국에서도 PSA 품질에 대한 우려가 지속적으로 제기되고 있다. 이에 따라 PSA의 품질 보증을 위해 ASME(American Society of Mechanical engineers)가 원자력 규제 위원회(Nuclear Regulatory Committee, NRC)의 의뢰에 따라 PRA(Probabilistic Risk Assessment) Standard[1]를 개발하고 있으며, 산업체에서는 NEI(Nuclear Energy Institute)가 PRA Peer Review Guidance[2]를 작성 한 바 있다. NRC는 ASME PRA Standard와 NEI PPR Guidance 중 하나를 사용하여 개별적 PSA의 등급을 결정하도록 허용하는 방안을 연구하고 있다.

국내에서도 울진 1,2호기를 제외한 모든 가동 중 원전에 대한 PSA가 수행 완료되었거나 수행 중이다. 그러나 이들 PSA의 수행 목적은 원전 설계 운영상의 취약점 파악을 일차적으로 하고 있으므로, 국내에서 수행된 PSA는 상세 분석이 수행되지 않은 부분이 있으며, 기술적 근거 확인을 위한 독립 검토 등이 미흡한 측면도 있다. 따라서, 이 PSA 모델을 바로 규제 의사결정 등에 활용하기에는 어려움이 있다. 이런 환경에도 불구하고 현재 국내에서도 위험도 정보를 활용한 규제와 응용에 대한 관심이 증대되고 있으며, 적용이 활발히 수행되어 오고 있다. 그러므로 국내에서 위험도 정보 활용 규제 정착을 위한 적절한 품질을 갖는 PSA 모델 확보가 필요하며, 이를 위해서 국내 PSA 모델의 개선점 파악 및 근거 확보, PSA 품질 결정을 위한 요건 설정 등이 요구된다. 또한, 이와 같은 근거와 기준을 바탕으로 한 국내 PSA 표준 모델의 개발이 요구된다.

따라서, 본 논문에서는 PSA 표준 모델 개발을 위한 요건을 검토하고, 국내 상황을 고려한 요건 개발과 이를 기반으로 PSA 표준 모델 개발을 위한 방향을 제시하고자 한다.

2. PSA 표준 모델 개발의 필요성

미국 NRC는 GL88-20[3]을 통하여 미국의 원자력 사업자에게 미국 내 전 가동 중 원전에 대한 PSA 수행을 요구하였으며, 이후 NRC와 사업자들의 노력을 통해 미국의 전 가동 중 원전에 대한 PSA가 완료된 상태이다. 근래 들어, 위험도 정보가 규제 및 원전 운영에 활용됨에 따라 미국에서는 규제 의사결정 지원을 위한 PSA 품질에 대한 등급을 결정해야 할 필요성이 제기 되었다. 더구나 원전 사업자가 많은 미국의 경우 PSA 수행 방법이 다양하므로 이에 대한 필요성은 더욱 절실하였다.

반면, 국내의 원자력 산업계는 원전 사업자가 하나로 단일화 되어 있어 미국의 환경과 상이한 점이 있다. 그러나 위험도 정보 활용 기술이 도입됨에 따라, 국내에서도 규제 의사 결정을 위한 PSA 품질의 결정 근거가 필요하게 되었다. 뿐만 아니라, 국내 PSA는 대부분 설계 취약점을 파악하기 위한 목적으로 수행되어 왔기 때문에, 규제를 위한 의사 결정에 사용되기에는 부족한 부분이 있다. 이런 환경의 변화에도 불구하고 국내에서는 아직 PSA 표준 모델을 위한 지침서나 이와 관련된 연구가

시행된 적이 없다. 그러므로 기존에 수행된 PSA 모델의 품질을 판정할 수 있는 근거가 없으며, 위험도 정보 활용을 위한 의사 결정에 PSA 모델을 사용하기에 충분한지 판단하기 어려운 상태이다.

3. PSA 표준 모델 개발 방향

3.1 국내 PSA 모델 검토 방안

PSA 모델 표준화에 대한 연구가 미국에서 다년간 연구되어 왔고, 보고서도 발간되었다. 그러므로 국내 PSA 모델의 검토 요건을 새로이 개발하는 것은 효율적이지 않을 것으로 판단된다. 따라서, 미국의 ASME PRA Standard와 NEI PPR 지침서를 검토하여 적용이 쉬울 것으로 판단되는 지침서를 기본으로 국내 현실을 고려한 검토 요건을 제시하는 방향으로 추진하는 것이 바람직할 것으로 판단된다.

ASME PRA Standard와 NEI PPR 지침서는 작성된 배경 및 목적이 유사하므로, 많은 공통점을 갖고 있다. 그러나 ASME PRA Standard는 주로 정성적인 요건이 많은 반면, NEI PPR 지침서는 실제 점검표(Check List) 등을 제공하고 있으므로 실제 검토에 유리한 측면이 있을 것으로 판단된다. 그러므로 본 연구에서는 NEI PPR Guidance에 따라 PSA 모델에 대한 전반적인 시범 검토를 수행하였다.

NEI PPR 지침서의 목적은 다음과 같다:

(1) PSA 기술적 품질 및 적용 타당성 여부를 결정하기 위해 필요한 일관성 있는 방법론 제공,
(2) 발전소 간에 PSA에 관한 의견, 기술 등의 상호 교환을 통한 효과적인 PSA의 수행 지원,
(3) 위험도에 대한 이해 및 위험도 정보 활용 시 관련된 주요 사항에 관해 일관성 있는 처리 방법 제시.

NEI PPR 지침서는 표 1에 있는 11개의 주요 기술 요소별로 점검 표를 사용하여 PSA 모델의 품질 등급을 평가한다. 이후, 각 기술 요소에 대한 평가 결과를 근거로 전체 PSA모델의 등급을 1등급에서 4등급으로 분류한다.

표 1. NEI PPR 지침서 주요 기술 요소

약어	PRA 주요 기술 요소
IE	초기 사건
AS	사고 경위 평가
TH	열수력 분석
SY	계통 분석
DA	자료 분석
HR	인간 신뢰도 분석
DE	종속성
ST	구조적 반응
QU	정량화
L2	격납건물 성능
MU	보수 및 개선 과정

국내의 상황을 고려하면, 위의 표 1에서 제시하는 요소의 요건 이외에 추가적으로 고려하여야 할 요건에 대한 추가 사항이 있다. 현재, 미국에서는 신규 원전의 건설이 이루어지지 않고 있으며, 향후 단기간 내에도 신규 원전 건설의 가능성이 낮다. 그러므로 현재 미국에서 연구 중인 위험도 정보 활용에 대한 연구는 대부분 가동 중 원전을 대상으로 한 것이다. 그러나, 국내에서는 현재도 지속적으로 원전을 건설하고 있으며, 정부는 앞으로도 신규 원전을 계속 건설할 계획을 갖고 있다. 따라서, 국내의 위험도 정보 활용 체제의 구축에서는 신규 원전에 대한 고려가 필요하다.

즉, 신규 원전의 PSA에서는 다음과 같은 새로운 문제가 발생할 수 있다:

(1) 초기 사건 관련 문제; 신규 원전은 기존 원전에서 발생하지 않았던 새로운 초기 사건이 발생할 수 있다. 따라서, 이와 같은 새로운 초기 사건을 파악하고 빈도를 평가하기 위한 상세하고 체계적 분석이 이루어져야 한다.

(2) 새로운 사고 경위 관련 문제; 초기 사건과 유사하게 신규 원전에서는 기존 원전에서 발생하지 않았던 새로운 사고 경위가 발생할 수 있다. 따라서, 이와 같은 새로운 사고 경위에 대한 상세한 열수력 분석 등이 필요할 것이다.

(3) 새로운 기기 관련 문제; 새로운 기기가 신규 원전에 채택되는 경우 이와 같은 기기의 신뢰도를 어떻게 평가할 것인가 하는 문제이다. 이와 같은 문제를 해결하기 위하여서는 기기의 부품 수준의 신뢰도를 평가하는 방법을 개발할 필요가 있다.

위의 문제들은 신형 원전의 PSA 모델 구축에 있어 큰 문제를 야기할 수도 있는 사항들로 국내에서는 PSA 표준 모델을 개발함에 있어 이와 같은 문제에 대하여서도 반드시 고려를 해야 할 것으로 판단된다.

NEI PPR 지침서에서 분류한 각 등급에 대한 내용을 정리하면 다음과 같다:

- 1등급 (Grade 1)
  - NRC GL 88-20 요구 사항과 같이 발전소 취약성 정도만을 확인할 수 있는 수준에 해당된다.
  - 대부분의 PSA 결과는 1등급을 만족한다고 볼 수 있다.
  - 모델링, 분석 및 데이터 등에 있어서 상당한 보수성이 내포되어 있다.
  - 다음과 같은 사항에 적용이 가능하다.
    - GL 88-20의 요구 사항 만족
    - 중대 사고 취약점 평가
    - 선정된 일반적 문제 해결
    - Licensing 문제의 우선화
- 2등급 (Grade 2)
  - 계통, 구조 및 기기의 위험도 순위를 매길 수 있는 정도의 품질 수준에 해당된다.
  - 1등급 모델의 적용 가능 사항에 추가하여 다음과 같은 사항에 적용이 가능하다.
    - GL 89-10에 대한 MOV 순위화
    - NRC 검사 활동
    - 정비규정 보조
- 3등급 (Grade 3)
  - PSA 결과를 결정론적 평가 결과와 조합하여 발전소의 물리적인 변화를 요구하는 의사 결정하는 문제에 적용 가능
  - 1, 2 등급 모델의 적용 가능 사항에 추가하여 다음과 같은 사항에 적용이 가능하다.
    - Grades QA
    - IST (In-Service Test)
    - ISI (In-Service Inspection)
    - Backfit Calculations
    - Reduce or Eliminate Licensing Commitments
    - 가동 중 정비 평가
    - 개별 기술 지침 변경

■ 4등급 (Grade 4)
- 하드웨어, 절차서 , 요구사항 및 방법론 등을 포함한 인허가 요건 완화에 적용 가능한 수준이다.
- 1,2,3 등급 모델의 적용 가능 사항에 추가하여 다음과 같은 사항에 적용 가능하다
  - 기술지침서 수정
  - 가동 중 위험도 감시를 포함한 기술 지침 대치
  - 기기에 대한 품질 범주의 재분류

본 논문에서는 위에 설명된 4개의 등급을 기준으로 울진 3,4호기 PSA 모델을 검토하여 PSA 품질 등급을 판정해 보고, 3등급 이상의 품질을 확보하기 위한 개선 방향을 제시하였다.

3.2 검토 결과

현재의 울진 3,4 PSA 모델은 운전 경험이 반영되지 않은 모델이므로 NEI PPR 지침서의 요건 중 적용하기 적절하지 부분이 있었다. 또한, 미국과 국내의 규제 체제의 차이점으로 인해 적용할 수 없는 부분도 있었다.

따라서, 본 검토에서는 각 점검 항목 중 국내에 적용 가능한 부분에 대한 검토를 수행하였으며, 그 결과는 다음과 같다.

3.2.1 공통 사항

표 1에 있는 11개 기술 요소의 점검 표는 기본적으로 문서화 관련 부분, 기술적 사항 관련 부분 및 지침서 관련 부분으로 구성되어 있다. 이 세 부분 중 문서화 부분과 지침 부분은 국내에서 수행된 모든 PSA가 어느 정도 문제점을 갖고 있는 부분이라고 판단된다. 특히, 지원(Backup) 자료의 문서화 등은 국내 PSA의 매우 취약한 부분이라고 할 수 있다. 또한, 지침 부분에 있어서도 부분적으로 취약한 면이 있다. 따라서, 향후 국내에서 위험도 정보 활용을 위한 PSA 모델 개발 시 이들 부분에 대하여 특히 유의할 필요가 있는 것으로 판단된다. 그러나, 이들 부분은 PSA 수행 기술과 관련된 문제라고 하기보다는 과제 관리 측면의 문제로서 이들 부분을 개선하는 것에 대한 기술적 어려움은 없을 것으로 예상된다.

또한, 현재 국내 상황에서 11개 항목 중 전반적으로 약점을 갖고 있는 분야는 PSA 모델의 보수/개정(Maintenance and Update Process) 관련 부분으로 판단된다. 현재, 국내에는 현장에 상주하는 PSA 전문가가 매우 부족한 관계로 개발된 모델에 대한 현장에서의 보수/개정이 적절히 이루어지지 않고 있는 상황이다. 그러나, 이 항목 역시 기술적인 문제라고 하기보다는 사업자의 원전 운영 조직과 관련된 문제이며, 현재 국내에서도 사업자가 현장에 PSA 전담 조직을 구성하고 있는 중이다. 따라서, 이 문제는 사업자의 의지에 따라 쉽게 해결될 수 있을 것으로 예상된다.

PSA 모델에 울진 3,4호기의 운전 경험이 반영 되지 않아 등급을 정확히 평가하기 어렵다. 그러나 운전 경험이 반영된다는 전제 아래 문서화와 일부 부족한 분석이 제대로 수행된다면, 계통 모델은 NEI 지침서 기준으로 Grade 3는 짧은 시간에 달성될 것으로 판단된다. 검토 결과, 현재의 PSA 품질 등급은 대략 NEI 기준 Grade 2 정도로 판단된다.

3.2.2 기술 요소별 검토 결과

11개 기술 요소 중 기술적 사항 점검 부분과 관련하여 국내 PSA 분야가 취약점을 갖고 있는 항목을 기술하였다. 현 단계에서는 1단계 PSA 관점에서만 검토를 수행하였으므로 11개 기술 요소 중 “구조적 반응(Structural Response)”과 “격납 건물 성능(Containment Performance)” 분야는 검토 대상에서 제외하였다.

- **초기 사건(Initiating Event):** 초기 사건과 관련된 많은 항목이 4등급 요건을 충분히 충족할 수 있는 것으로 판단되었다. 다만 다음과 같은 네 가지 항목은 4등급 요건을 충족하지 못하는 것으로 판단된다. 이 중 IE-6의 다중 호기 관련 요건은 특히 우리나라와 같이 한 현장에 4~8기의 원전이 공존하는 현실에서는 특히 중요한 항목이다. IE-8 항목과 같은 경우는 국내 관련 자료 수집이 미비하기 때문에 발생하는 문제이며, IE-10의 보조 계통 영향 분석 등 다른 항목은 비록 현재의 PSA 모델에서 어느 정도 고려하고 있으나, 4 등급 요건을 충족시키기에는 미비한 점이 있는 것으로 판단된 항목이다. 1,2,3 등급 모델의 적용 가능 사항에 추가하여 다음과 같은 사항에 적용 가능하다:
  - IE-6: 다중 호기 관련 초기 사건
  - IE-8: 국내 경험 반영
  - IE-10: 보조 계통 영향 분석
  - IE-17: 초기 사건 정량화를 위한 FMEA 방법의 적용 등

- **사고 경위 평가(Accident Sequence Evaluation):** 사고 경위와 관련되어서도 가장 취약한 부분은 발전소 운영 현황이 정확히 반영되고 있지 않다는 점이다. 이는 앞의 공통 부분에서도 언급한 바와 같이 국내 현장에 PSA 전담 조직이 미비하다는 것과 연관 관계가 있다고 할 수 있다.
  - AS-5: 발전소 운영 현황 반영
  - AS-12: RCP Seal Cooling

- **열수력 분석(Thermal Hydraulic Analysis):** 기존의 국내 PSA에서는 상당히 제한적인 열수력 평가만이 이루어졌다. 따라서, 향후 국내에서 위험도 정보 활용을 위한 PSA 모델 구축에 있어서는 이와 같은 부분에 대한 보완이 많이 필요한 것으로 판단된다.
  - TH-4: 발전소 고유 자료를 반영한 최적 열수력 평가
  - TH-5: 성공 기준 및 인간 오류 분석 관련 시간 평가를 위한 최적 열수력 분석

- **계통 분석(System Analysis):** 계통 분석과 관련하여서는 SY-7에서 언급하고 있는 주요 피동 계통에 대한 고려가 일반적으로 미비한 현실이다. 이는 현재의 PSA 방법이 주로 능동 계통에 대한 고려를 주로 하며, 피동 계통은 고장이 나지 않는 것으로 가정하여 왔기 때문이다. 특히, 주요 피동 계통의 선정 및 그 신뢰성 평가는 현재의 기술 수준에서 쉽지 않은 상황이다. 따라서, 향후 이와 같은 부분에 대한 연구/보완이 필요한 것으로 판단된다. SY-16과 관련하여서는 앞에서 언급한 바와 같이, 국내 고장 자료의 수집/분석이 미비함에 따라 나타나는 문제로 이의 해결을 위해서는 종합적이고도 지속적인 기기 신뢰도 자료 수집/분석 체제가 필요한 것으로 생각된다. SY-21은 초기 사건과도 많은 연관 관계가 있는 항목으로 현재는 이와 관련된 평가 방법이 세계적으로도 구축이 되어 있지 않은 상황이다. 그러므로 향후 이에 대한 연구/보완이 필요한 것으로 판단된다.
  - SY-7: 주요 피동 계통의 포함 여부
  - SY-11: 열악한 환경 하에서의 계통 품질 보증
  - SY-16: 발전소 고유 고장 원인 반영
  - SY-21: 초기 사건 빈도에 대한 계통 모델의 영향 평가

- **자료 분석(Data Analysis):** 이 부분도 앞에서 언급한 바와 같이 전반적으로 국내의 신뢰도 자료 수집 체제 미비에 따른 문제라고 할 수 있다.
  - DA-4: 발전소 고유 운전 자료 반영
  - DA-12/14: 공통 원인 고장 평가에 있어 NUREG/CR-4780 적용 여부
  - DA-15/16: 기본적인 자료로 평가되지 않는 고유 이용불능도 평가 및 모델

- **인간 오류 분석(Human Reliability Analysis):** 기본적으로 국내 인간 오류 분석은 주어진 요건을 잘 충족하고 있는 것으로 판단된다. 그러나, 기기 고장 값과 인간 오류 값의 상대적 중요성을 평가하는 방법 등은 위험도 정보 활용을 위하여 반드시 연구가 수행되어야 할 항목으로 판단된다. 예를 들어, 어떤 계통이 아래에 기술한 Case A와 Case B 두 가지 방식으로 작동하는 경우 모두 성공이라고 가정하여 보자.
  - Case A= HEP1 x Sys1 (HEP1: 인간 오류 확률 1, Sys1: 계통 이용불능도 1)

- Case B= HEP2 x Sys2 (HEP2: 인간 오류 확률 2, Sys2: 계통 이용불능도 2)
- Case A = Case B, HEP1 > HEP2, Sys1 < Sys2

즉, Case A와 Case B의 신뢰도 값 자체는 동일하나, Case A의 경우는 인간 오류 확률 값이 큰 대신 계통의 이용 불능도가 낮고, Case B의 경우는 인간 오류 확률 값이 작은 대신 계통의 이용 불능도가 높은 경우이다. 이와 같은 경우, Case A와 Case B 중 어느 것이 더 안전성 측면에서 유리한 방식인지를 판단/선택할 필요가 있다. 이를 위하여서는 앞에서 언급한 연구가 반드시 필요할 것으로 판단된다.
또한, 국내에서 위험도 정보 활용이 활발히 이루어지기 위하여서는 인간 오류 분석의 불확실성 감소를 위한 열수력 분석 등도 많이 보완되어야 할 것으로 판단된다.

■ **종속성(Dependencies):** DE-5는 초기 사건과도 많은 연관 관계가 있는 항목으로 이 항목과 관련하여서도 현재 이의 평가 방법이 세계적으로 구축이 되어 있지 않은 상황인 바 향후 이에 대한 연구/보완이 필요한 것으로 판단된다. DE-9에 나와 있는 NUREG/CR-4780은 미국에서 가장 최근에 출간된 공통 원인 고장 관련 자료다. 그러나 현재 국내에서는 이 자료의 공식적인 구입이 어려운 상태이다. 따라서, 이와 같은 최신 자료의 입수 방안 등이 강구되어야 한다. 특히, DE-10 및 DE-11과 같이 종속성 분석은 발전소 특성에 따른 바가 많기 때문에 이 역시 국내 고유 자료의 수집/분석이 중요한 문제이다.
  - DE-5: 초기 사건과 완화 계통간 종속성이 초기 사건 빈도에 미치는 영향
  - DE-9: NUREG/CR-4780 적용
  - DE-10: 내부 침수, 고온, 부적절한 소화기 동작 등 공간 종속성 적용
  - DE-11: 종속성 현장 확인

■ **정량화(Quantification):** 국내에서 사용되는 KIRAP, FORTE 등의 PSA 정량화 코드는 세계적인 수준의 코드로서 정량화와 관련된 일반적인 항목은 4등급의 요건을 충분히 충족하고 있는 것으로 판단된다. 그러나, 불확실성과 관련된 분야에서는 분석 방법 등에 대한 연구가 추가적으로 필요한 것으로 보인다. 예를 들어, 현재 공통 원인 고장 분석에 많이 사용되고 있는 MGL 방법은 불확실성 분석에 어려움이 있으므로 이와 같은 측면에서 강점이 있는 α-factor 방법의 채용도 고려할 필요가 있을 것으로 보인다.
  - QU-11: 유사 원전간 중요 고장 원인의 차이 분석
  - QU-23: 정량화 코드의 수렴성 검증
  - QU-27/28: DB에 포함되어 있지 않은 고유 불확실성 요인 평가
  - QU-30: 모든 불확실성 원인에 대하여 완결성을 갖는 정량적 불확실성 평가 수행

3.2.3 계통 분석 상세 검토 결과

다음의 표 2는 울진 3,4호기의 보조급수 계통의 모델에 대한 평가를 NEI PPR 지침서에 따라 상세 평가한 결과로 계통 모델 품질에 대한 평가 결과를 보여주고 있다.

각 등급에 대한 점수를 2등급은 2점, 3등급은 3점, 4등급은 4점이라 가정하면, 검토 대상 항목 전체가 2등급이라 할 경우 2등급의 평점은 54점, 3등급은 81점, 4등급은 108점이 된다. 보조급수 계통의 평가 결과는 현재 70점으로 2등급 이상으로 판정할 수 있다. 현장경험 반영과 문서화 부분에 대해 보완을 할 경우 계통 부분에 대한 등급을 3등급 이상으로 향상시킬 수 있을 것으로 기대된다.

표 2. 울진 3,4호기 보조급수 계통 모델 평가

	NEI Guide	2	3	4
SY-1	운전경험 반영/ 운전원 행위 반영/ 성공기준 근거 /고장수목 모델링 근거 위해 FMEA 수행 시 grade 3	O	X	X
SY-2	모델링 등의 일관성 유지위해 근거 마련 grade 3	O	X	X
SY-3	재계산을 위한 상세성	O	O	X
SY-4	계통 모델 검토	O	O	O
SY-5	운전경험 반영과 운전원 모델링 위해 AOP 검토 grade 3	X	X	X
SY-6	수집 데이터 사용 시 grade 3	O	X	X
SY-7	CCF에 strainer 포함 여부 검토	O	O	X
SY-8	운전원 모델링 관련 시험 절차서, AOP 등 재검토	O	O	X
SY-9	모듈의 추적 가능성	O	O	O
SY-10	터빈 펌프 room cooling 문서화	O	X	X
SY-11	steam binding 관련 문서화 부문 재검토	O	O	X
SY-12	보조계통 요건 설명	O	X	X
SY-13	AFWS 운전시간 파악, CST 용량 파악	O	X	X
SY-14	계통 경계의 명확성	O	O	O
SY-15	일반적인 고장모드 고려	O	O	X
SY-16	발전소 운전 경험 반영하여 특정 고장모드 반영, FMEA 또는 유사 방법 수행하여 모델링 근거 마련	X	X	X
SY-17	계통 성공기준에 대해 현재 코드 이용해 정하면 grade 3	O	X	X
SY-18	일관적인 계통 모델의 명명법	N/A	N/A	O
SY-19	사건수목에 사용된 계통의 모델	O	O	O
SY-20	계통 모델의 사고경위 정량화 방법	X	O	O
SY-21	초기 사건에 대한 계통 모델의 영향 조사	N/A	O	O
SY-22	계통 논리 모델에 대한 가정 확인	O	O	X
SY-23	사고 시 계통운전이 실제적방식으로 모델링 됐는가의 여부 확인/ 열수력 코드 이용 시 해결 기대 -> grade 3	O	X	X
SY-24	계통이나 기기에 대한 회복 관련 사항 문서화하면 grade 3	O	X	X
SY-25	문서화 제대로 할 경우 grade 3	O	X	X
SY-26	독립검토 제대로 시행 시 grade 3	O	X	X
SY-27	개통분석에 대한 근거 문서화 제대로 할 경우 grade 3	O	X	X

표 2와 같이 NEI PPR 지침서에 근거하여 울진 3,4호기 PSA 계통 모델에 대해 검토하였다. 검토 결과 현재의 PSA 모델은 4등급 요건을 만족하는 항목도 많이 있었으나, 부분적으로는 4 등급을 만족시키지 못하는 항목도 있는 것으로 판단된다. 3등급 이상을 만족시키지 못하는 요건의 대부분은 문서화와 관련된 부분이다. 아울러, 현장 경험의 반영 부분도 취약한 부분으로 판면 되었다. 그러므로 지속적인 자료 수집을 수행하고 과 모델 근거를 문서화 하면 3등급 이상의 PSA 계통 모델을 구축할 수 있을 것으로 예상된다.

3.3 PSA 모델의 품질 향상 방안

현 단계에서는 NEI PPR 지침서의 11개 기술 요소 중 계통 모델 분석에 대해서만 상세 분석을 한 상태이다. 그러므로 울진 3,4호기 계통 분석 모델을 검토한 결과 PSA 품질을 3등급 정도로 향상시키기 위해 보완해야 할 사항과 보완 방안을 아래에 정리하였다:

- 성공기준에 대한 근거 문서화를 향상시키기 위해서 열수력 분석과 사건수목 부분을 보완
- 운전 경험 반영을 위해 모델링 시 운전 경험 검토 및 계통 관련 담당 직원과 면담. 즉, 수집 데이터 검토 및 관련 직원 면담
- 기기 모델링 여부에 대한 명확한 기준 마련
- FMEA 수행으로 모델링 근거 제시
- CCF(Common Cause Failure) 모델링 추가 여부 및 분류(Grouping) 근거 문서화는 CCF 모델링 기준 및 데이터를 사용해 기술
- 가정사항, 데이터 등 모든 기술사항에 대한 근거 기술과 자료 정보 기술
- 사고 관련 계통 운전에 영향 미치는 CST(Condensate Storage Tank) 양에 대한 분석과 근거 보완은 열수력 분석 및 사건 수목 분석 결과와 설계문서 등을 토대로 해결
- T&M(Test and Maintenance), I&C(Instrumentation and Control) 관련 인적 오류 재검토; 인적 오류 관련 모델링 지침에 따라 계통 분석자를 확인하고 목록화 하여 모델링
- 기기 모델링 근거 및 기준; FMEA 수행 여부 및 모델링 근거기준 절차 필요
- CCF: CCF 모델링 기준 및 절차 필요
- 현장 운전 경험 및 데이터 반영; 데이터 동결 일자 필요, 데이터 반영 절차 필요, 재장전 시마다 시험하는 기기의 고장율 평가 등
- 보고서에 운전원 관련 사항 별도 기술 여부 결정 필요
- T&M, I&C 관련 인적 오류 재검토: 인적오류 관련 모델링 지침 필요
- 성공기준 및 운전시간 근거를 열수력 분석 및 사건수목 부분에서 보조
- 수집된 기기 데이터 검토 및 데이터 관련 현장 운전원 면담 결과 반영
- 보조급수계통 관련 절차서(AOP, 정기시험 등) 검토

4. 결 론

현재 원자력 산업 분야에서 활성화되고 있는 위험도 정보 활용을 위해서는 일전한 수준의 품질을 갖는 PSA 모델이 필요하다. 그러나 PSA는 분석에 사용되는 방법론, 자료 및 분석 수준의 차이에 의해 분석결과의 불확실성이 커질 수 있다는 문제가 있다. 그러므로 PSA 결과를 위험도 정보 활용에 사용하기 위해서는 일관적인 기준 하에서 그 품질을 검토할 필요성이 있다. 국내에서도 위험도 정보 활용에 대한 요구가 점차 확대되고 있으므로 국내 PSA의 품질 검토를 위한 요건을 설정하고, 이를 기반으로 PSA 표준 모델을 개발하기 위한 방안을 제시하였다.

현 단계에서는 주로 NEI PPR 지침서 요건을 기준으로 검토를 수행하였으며, 검토 결과 국내 PSA의 취약점을 파악하고 이를 해결하기 위한 방안을 제시하였다.

PSA 검토 요건으로는 NEI PPR 지침서에서 요구하는 요건을 대체적으로 수용할 수 있을 것으로 판단되며, 국내의 특수한 상황을 고려하여 신규 원전에서 필요한 초기 사건, 사고 경위 그리고 새로운 기기 등에 대한 요건을 추가로 설정하면 될 것으로 판단된다.

울진 3,4호기의 PSA 품질을 검토한 결과 문서화 부분 및 현장 자료 사용 등과 같은 부분을 보완하면 쉽게 3등급 이상의 품질을 확보할 수 있을 것으로 판단된다.

기존 국내 PSA 수행에서 부족했던 부분을 간략하게 정리하면 다음과 같다:

- 기존의 국내 PSA에서는 상당히 제한적인 열수력 평가만이 이루어졌다. 따라서, 향후 국내에서 위험도 정보 활용을 위한 PSA 모델 구축에 있어서는 이와 같은 부분에 대한 보완이 많이 필요한 것으로 판단된다.
- 현재의 PSA 방법이 주로 능동 계통에 대한 고려를 주로 하며, 피동 계통은 고장이 나지 않는 것으로 가정하여 왔다. 그러나 주요 피동 계통에 대한 고장 모델도 요구되고 있는 실정이지만, 주요 피동 계통의 선정 및 그 신뢰성 평가는 현재의 기술 수준에서 쉽지 않은 상황이다. 따라서, 향후 이와 같은 부분에 대한 연구/보완이 필요한 것으로 판단된다.
- 발전소의 상태를 반영하기 위한 자료의 사용이 요구되므로, 종합적이고도 지속적인 기기 신뢰도 자료 수집/분석 체제가 필요하다.

또한, PSA 품질의 등급 결정 시에는 평균 평점이 원하는 등급 이상일 경우라도 현장 운전 자료 반영과 같은 필수 항목에 대해서는 정해진 등급 이상을 만족하도록 하는 원칙을 세워야 할 것으로 판단된다.

Acknowledgment

본 연구는 과학기술부의 원자력연구개발 사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고 문헌

1. Standard for Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications Rev. 13A, May 11, 2001, ASME
2. Industry PRA Peer Review Process Guidelines Rev. A3, 2000, NEI
3. NRC Generic Letter 88-20, " Individual Plant Examination of External Events for Severe Accident Vulnerabilities "
4. 울진 3,4호기 PSA Report