

**신형가압경수로 기본설계단계에서 Level-2 PSA 모델링의 비교 연구**  
**Comparative Study on Level-2 PSA Modeling for an Advanced Pressurized Water Reactor**  
**during Basic Design Phase in Korea**

김성호, 이재성, 심종진  
한국전력공사 전력연구원  
대전광역시 유성구 문지동 103-16

**요 약**

신형가압경수로 (APWR)의 기본설계 단계에서 Level-2 PSA (가상적 노심손상사고 발생시 격납건물 반응 및 방사선원항 특성에 대한 확률론적 안전성 평가) 모델링이 개발되었다. 이 논문에서는 APWR 기본설계의 안전 관련 타당성 및 취약성에 대한 통찰을 얻기 위하여 이 모델링의 비교 연구가 수행되었다. 기존원전과는 달리 APWR 기본설계에는 최근의 중대사고관련 연구성과가 반영된 여러 중대사고 방지/완화 설비들, 즉, 설계압력이 향상된 격납건물 구조, 개량된 원자로공동 구조, 수소완화계통, 피동형/능동형 원자로공동 침수계통, 비상 격납건물 살수보조계통, 및 안전감압계통 등이 포함되었다. 그러므로 Level-2 PSA 모델링은 이러한 설비들을 사용하여 수행된 레벨 1 PSA, 결정론적 중대사고 분석, 및 결정론적 격납건물 극한내압능력 분석 등으로 얻어진 제한된 결과들이 반영되어 이행되었다. 기본설계 단계의 Level-2 PSA 모델링 제한에도 불구하고, CFF 및 CCFP가 각각 대응하는 안전성 목표를 만족하는 정도로 APWR 기본설계의 정량적 안전성이 향상 되었다는 것이 밝혀졌다. 또한, 다른 원전들의 Level-2 PSA 모델링 결과들과의 비교에 따르면, 방사선원항 방출 사고경위들에 취약한 기본설계 측면들과 관련되어 정성적 안전성 수준이 파악되었다. 마지막으로, 중대사고 취약성을 감소시키기 위하여, 후기파손을 이끄는 격납건물 열제거 상실을 낮추는 조치가 개발될 것 및 SGTR-유발 우회에 기인한 핵분열생성물 직접방출을 감소시키는 노력이 경주될 것 등이 권고되었다.

**Abstract**

Concerning the probabilistic safety assessment (PSA) for the containment response and the source term characteristics under hypothetical core damage accidents, during the basic design phase of an advanced pressurized water reactor (APWR), a level-2 PSA modeling was developed. In the present paper, a comparative study on the modeling was performed to obtain insights related to safety adequacy and vulnerability of the APWR basic design with some severe accident prevention/mitigation features (structures, systems, and components). The features consist of containment structure based on enhanced design pressure, improved cavity configuration, hydrogen mitigation system, cavity flooding system with both active and passive spillways, emergency containment spray backup system, and safety depressurization and vent system. The level-2 PSA modeling was implemented by reflecting limited results obtained from the level-1 PSA, the deterministic severe accident analysis, and the deterministic containment ultimate pressure capacity analysis using the above features. In spite of the limitation of the level-2 PSA modeling during the basic design phase, it is found that the quantitative safety of the APWR basic design was enhanced to the extent that containment failure frequency (CFF) and conditional containment failure probability (CCFP) meet CFF goal and containment performance goal, respectively. Additionally, compared with the level-2 PSA modeling results of the APWR and those of other plants, the qualitative level of safety was identified with respect to the basic design aspects vulnerable to source term release sequences. Finally, to reduce severe accident vulnerability, it was recommended that actions for lowering containment heat removal loss leading to the late failure be developed and effort for reducing the direct release of fission product due to the SGTR-induced containment bypass be made.