

ATWS 완화설비(AMSAC) 기본설계에 대한 안전해석 기술배경

이재용, 반재하, 조성환
전력연구원

요약

한국전력공사는 원전 과도사고시에 원자로가 자동 정지되지 못하는 사고(ATWS; Anticipated Transient Without Scram)를 완화하기 위한 설비를 국내 웨스팅하우스(WH)형 원전에 설치할 계획이 있다. 이를 위하여 인력 및 시간이 많이 소요되는 발전소 특정 ATWS 사고해석 수행을 피하고 WH형 원전 사용자그룹에서 수행한 일반적인 안전분석을 국내 원전에 적용하기 위한 평가가 수행되었다. 평가 결과 고리 2호기의 경우가 가장 여유도가 작은 발전소로 나타났으며 부하상실/터빈정지 사고시 RCS 최대압력이 3072psia로써 제한치인 3200psig 이내였으므로 국내 WH형 원전에 일반적인 안전분석 결과를 적용할수 있었다.

영출력 급수계통 오동작 사고 대체 분석방법 적용 Alternative Method of Feedwater System Malfunction Safety Analysis

송동수, 이재용, 윤덕주
전력연구원

요약

급수계통 오동작사고는 급수제어밸브의 고장으로 발생하며 전출력상태와 영출력상태에서 분석을 수행한다. 일반적인 급수오동작사고 분석은 전출력에서는 급수제어밸브 고장시 허용기준 만족 여부를 평가하며, 영출력에서의 급수오동작 사고는 미입계중 제어봉 인출 (RWFS : RWFS) 사고분석과 비교하여 FWM 사고결과가 RWFS 사고결과 이내인지 평가한다. 즉 영출력시 분석한 결과에서 RCS 냉각으로 야기된 최대 반응도 삽입율(Reactivity Insertion Rate : RIR, pcm/sec)이 RWFS 사고시 가정된 최대 RIR 보다 작으면 만족하는 것으로 간주한다. 그러나 본 논문에서는 FWM 분석결과 RIR이 RWFS 가정 RIR을 초과하는 경우 주증기관 파단사고(Steam Line Break : SLB) 분석 방법을 준용하여 Stuck Rod Coefficient, 최소 Shutdown Margin 등을 가정하여 상태점들(Statepoints)을 생산하여 핵설계분야에서 분석한 SLB Core Response의 Core Reactivity Feedbacks 이 만족하는지를 확인하고 열수력분석을 통하여 DNBR 기준을 만족하는지를 확인하는 방법이다. 본 논문에서는 이 새로운 방법을 적용하여 FWM사고를 만족함을 보이고자하였다.