

원자로 압력용기 하향유로의 열유동 혼합해석 모델 개발
Development of Thermal Mixing analysis Model
in Reactor Pressure Vessel Downcomer

염학기, 서영하, 황경모, 진태은
한국전력기술(주)
경기도 용인구 구성면 마북리 360-9

박준현, 정일석
전력연구원
대전광역시 유성구 문지동 103-16

요 약

원자력 발전소에서 냉각재 상실사고, 주증기관 파단사고, 증기발생기 세관 파단사고 등과 같은 사고가 발생하면 노심을 보호하기 위해 원자로 냉각재계통으로 상온의 안전주입수가 주입된다. 이때, 고압으로 주입되는 저온의 안전주입수와 저온관내 고온수의 밀도차이로 인해 열성층이 발생하고 이로 인해 압력용기 벽면에 가압열충격 위험이 증가될 수 있다. 일반적으로 이와 같은 열성층 현상은 RETRAN, TRAC, 그리고, RELAP과 같은 열수력 계통해석 코드로는 해석하기 어렵다. 또한, 열유동 혼합해석 코드인 REMIX, VOLMIX 등의 프로그램은 관련 실험결과와 일치하지 않고 있는 등 보수적 또는 비보수적으로 계산결과를 생산하므로, 이를 가압열충격 평가를 위한 열유동 혼합해석에 사용하는 경우에는 많은 주의가 요구된다. 본 논문에서는 이러한 열성층 해석을 위해 PHOENICS 코드를 이용하여 개발한 열유동 혼합해석 모델, CREARE 1/2 Scale 실험결과와의 비교를 통한 열유동 혼합해석 모델의 검증, 그리고 증기발생기 세관파단사고에 대한 열유동 혼합해석 결과를 기술하였다.

Abstract

To protect the core damage of nuclear power plant during an accident such as loss of coolant accident, main steam line break, and steam generator tube rupture, low temperature water is injected from the safety systems to reactor coolant system. At this time, thermal stratification phenomenon can be generated in the cold leg of reactor coolant system due to the density difference between safety injection water. This phenomenon is a major cause that the pressurized thermal shock risk for reactor pressure vessel is increased. However, general thermal hydraulic analysis codes, such as RETRAN, RELAP, and TRAC, cannot pertinent analyzed for the thermal stratification behavior in the cold leg and cold plume mixing behavior in downcomer of reactor vessel. Also, thermal mixing tool such as REMIX and VOLMIX code, which had been developed for analyzing these behavior, tend to be unreliable due to the limitation and conservatism of assumptions in these code. In this paper, therefore, an analysis model has to be developed and verified using the PHOENICS code and data of CREARE 1/2 Scale Facility. And, the mixing analysis results for a steam generator tube rupture were discussed as an example.