

하나로 핵연료집합체에 대한 MATRA-h 수력학적 해석 모델 검증

Validation of MATRA-h Hydraulic Model for HANARO Fuel Assembly

채희택, 한기양, 박 철, 김학노, 이지복

한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

하나로 노심의 열적 여유도를 평가에는 부수로 해석 코드인 MATRA-h를 사용하고 있는 바 이의 정확성 평가를 위하여 실험과 계산을 비교하였다. 핵연료집합체 안에서의 유속 분포를 확인하기 위하여 수행된 부수로 유속 측정 시험 결과로부터 각 부수로 별로 평균 유속을 도출하였다. 부수로 별 평균 유속을 코드 계산 결과를 비교함으로써 MATRA-h의 수력학적 계산 모델의 타당성을 확인하였다. 비교 검증 모델로 집합체 내부 유속 분포 측정이 가능한 18봉 핵연료집합체에 대한 실험 결과를 이용하였다. 계산된 부수로 유속 분포는 전체적으로 실험 결과를 잘 따르고 있으며 중심 수로에서는 측정 유속과 일치하고 외곽 수로에서는 작게 나타났다. 이러한 경향은 CHF가 발생하는 외곽 부수로에서의 유속을 작게 예측하게 되므로 안전성 측면에서 보수적이다.

Abstract

A subchannel analysis computer code named MATRA-h is used to evaluate the thermal margin of HANARO core. The accurate prediction of subchannel velocity is very important for evaluation of thermal margin. The average subchannel velocities of 18 element fuel assembly were obtained from the results of velocity measurement test. To validate the adequacy of the hydraulic model, the code predictions were compared with the experimental results for the subchannel velocity distribution in 18 element fuel channel. The calculated subchannel velocity distributions in the central channels coincided with those of experiment, while the subchannel velocities in the outer channels were smaller. It is expected that the hydraulic model of MATRA-h gives conservative CHF values from the point of safety because CHF phenomena had been occurred in the outer fuel element in the bundle CHF test of AECL.