'99 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

중수로 핵연료 채널의 부수로 해석

Subchannel Analysis for a CANDU Fuel Channel

박주환, 전지수, 석호천, 유연종, 황대현

한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150번지

요약

중수로 핵연료 채널내의 유동장 해석을 위해 부수로 해석 방법을 고려하였다. 기존 경수로용 코드들 중 COBRA-IV-i 코드를 이용할 경우 그 적용성 및 타당성을 검토하였으며, 이로부터 중수로 핵연료 채널에 적용시 개선이 요구되는 항목들을 선정하였다. CANDU 핵연료 채널 적용을 위해 동일 체적교환 모형, 단상 및 이상류 압력강하 모형식, 축방향 국부압력을 이용한 유동상태의 계산방법, 임계열유속 계산시 열평형 계산방법의 적용, 중수로용 핵연료 채널에 적용 가능한 CHF lookup table 및 다발 부착물 수정계수 등을 개발하여 COBRA-IV-i 코드를 수정하였다. 개선된 COBRA-IV-i 코드를 이용하여 CANFLEX 다발에 대해 예측된 결과를 실험측정치와 비교하였으며, 그 결과 압력강하 및 임계열유속 측면에서 예측도를 향상시켰다.

Abstract

The subchannel approaches were considered in order to evaluate the fluid flow and heat transfer in the fuel channel of CANDU reactor. COBRA-IV-i code among the PWR subchannel analysis codes were selected and reviewed for its applicability/pertinence to a CANDU fuel channel. In COBRA-IV-i code, the equal volume exchange model between subchannels, single and two-phase pressure drop models, the usage of axial local pressure for predicting the flow conditions, heat balance method for CHF prediction and CHF lookup table with its correction factors for the appendages of a fuel bundle were updated. The pressure drop and CHF predicted by the updated COBRA-IV-i code were compared with the measured data of CANFLEX bundle which showed that the prediction values are well agreed with the experimental data.