

II-P-1.11

MÔ PHỎNG SỰ CỐ MẤT NƯỚC LÀM MÁT CỦA Lò NƯỚC SÔI BWR BẰNG PHẦN MỀM BWR_V3

Ngô Phát Thương

Khoa Vật lý - Vật lý Kỹ thuật, Trường ĐH KHTN, ĐHQG-HCM

Tóm tắt

Ngày nay, một số nước đang phát triển như Trung Quốc, Việt Nam... đang muốn phát triển điện hạt nhân để đáp ứng nhu cầu năng lượng của mình, vì trữ lượng các nguồn nhiên liệu như hóa thạch, khí gas trong tự nhiên đang dần cạn kiệt. Năng lượng hạt nhân được biết như là giải pháp tối ưu để giải quyết vấn đề thiếu hụt năng lượng trong hiện tại và tương lai. Nhà máy điện với lò nước sôi BWR là một trong những loại lò được sử dụng nhiều trên thế giới, chiếm khoảng 20% (theo thống kê của Viện khoa học và kỹ thuật hạt nhân năm 2011). Cho đến nay, đã và đang có nhiều chương trình mô phỏng về tai nạn lò phản ứng hạt nhân nhằm dự báo, ngăn chặn cũng như giảm sự cố xuống mức an toàn cần thiết. Các sự cố về nhà máy điện hạt nhân chủ yếu là sự cố mất nước làm mát. Trong báo cáo này, chúng tôi mô phỏng sự cố mất nước làm mát cho lò nước sôi bằng phần mềm BWR_V3. Các thông số vật lý như thông lượng neutron, nhiệt độ của lõi lò, nhiệt độ của thanh nhiên liệu... sẽ được khảo sát.

SIMULATION OF A LOSS-OF-COOLANT ACCIDENT FOR BOILING WATER REACTOR BY USING BWR_V3 SOFTWARE

Abstract

Nowadays, some developing countries such as China, Vietnam, etc. are developing nuclear power for energy requirement, because the reserves of fossil fuels and gas are running out. Nuclear power is known as the good solution for solving of the energy problem in the present and future. Nuclear power plants with boiling water reactors (BWRs) are one of the reactor types which are used several in the world, accounting for about 20% (according to the Institute of Science and Nuclear Technology in 2011). So far, there have been many simulation programs for accidents of nuclear reactors in order to predict, prevent and reduce the accidents to the acceptable level. In this report, we use BWR_V3 software to simulate a loss-of-coolant accident for the BWR. The physical parameters such as neutron flux, the temperature of the reactor core, the temperature of fuel rods, etc. will be investigated.