

С. А. Байтелесов, Ф. Р. Кунгуров*, Б. С. Юлдашев

Институт ядерной физики Академии наук Республики Узбекистан, Ташкент, Узбекистан

*Відповідальний автор: fkungurov@inp.uz

ТЕПЛОГИДРАВЛИЧНИ РОЗРАХУНКИ ДОСЛІДНОГО РЕАКТОРА ВВР-СМ

Наведено розрахунки розподілу теплової потужності в активній зоні (АЗ) дослідницького ядерного реактора як для всіх тепловиділяючих збірок (ТВЗ), завантажених у зону, так і кожного елемента окремої ТВЗ. Ці розрахунки проводилися для конфігурацій АЗ з різною кількістю ТВЗ – 18, 20 і 24. Детальне моделювання розподілу щільності енерговиділення в твелах було виконано з використанням програми MCNP4C, при цьому твели моделювалися як квадратні труби з прямими кутами без заокруглень. Щільність енерговиділення була обчислена для кожної зі сторін кожної паливної труби і розділена на 15 осьових вузлів. Результати моделювання теплогидравлічного стану виконано з використанням програми PLTEMP для різних АЗ реактора. При розрахунках приймалося, що температура води на вході дорівнює 45 і 48 °С для всіх конфігурацій АЗ, при цьому теплогидравлічні параметри було взято з розрахунку витрати води 1-го контуру через АЗ 1250 м³/год. Аналіз розподілу теплової потужності ядерного палива в АЗ дослідного реактора ВВР-СМ показав, що навіть при консервативному підході перевищення допустимих режимів роботи не відбувається. При роботі трьох головних циркуляційних насосів, які забезпечують витрату теплоносія через АЗ на рівні 1250 м³/год, криз теплообміну в найбільш енергонапружених ТВЗ не виникає, а саме температури стінок твелів і теплоносія залишаються нижче допустимих меж.

Ключові слова: активна зона реактора, тепловиділяючі збірки, паливний елемент, тепловий потік, тепла потужність.

С. А. Байтелесов, Ф. Р. Кунгуров*, Б. С. Юлдашев

Институт ядерной физики Академии наук Республики Узбекистан, Ташкент, Узбекистан

*Ответственный автор: fkungurov@inp.uz

ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЕ РАСЧЕТЫ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА ВВР-СМ

Приведены расчеты распределения тепловой мощности в активной зоне (АЗ) исследовательского ядерного реактора как для всех тепловыделяющих сборок (ТВС), загруженных в зону, так и каждого элемента отдельной ТВС. Эти расчеты проводились для конфигураций АЗ с различным количеством ТВС - 18, 20 и 24. Детальное моделирование распределения плотности энерговыделения в твэлах было выполнено с использованием программы MCNP4C, при этом твэлы моделировались как квадратные трубы с прямыми углами без закруглений. Плотность энерговыделения была вычислена для каждой из сторон каждой топливной трубки и разделена на 15 осевых узлов. Результаты моделирования теплогидравлического состояния выполнены с использованием программы PLTEMP для различных АЗ реактора. При расчетах принималось, что температура воды на входе равна 45 и 48 °С для всех конфигураций АЗ, при этом теплогидравлические параметры были взяты из расчета расхода воды 1-го контура через АЗ 1250 м³/ч. Анализ распределения тепловой мощности ядерного топлива в АЗ исследовательского реактора ВВР-СМ показал, что даже при консервативном подходе превышения допустимых режимов работы не происходит. При работе трех главных циркуляционных насосов, которые обеспечивают расход теплоносителя через АЗ на уровне 1250 м³/ч, кризисов теплообмена в самых энергонапряженных ТВС не возникает, а именно температуры стенок твэлов и теплоносителя остаются ниже допустимых пределов.

Ключевые слова: активная зона реактора, тепловыделяющие сборки, топливный элемент, тепловой поток, тепловая мощность.

S. A. Baytelesov, F. R. Kungurov*, B. S. Yuldashev

Institute of Nuclear Physics, Academy of Sciences of the Republic of Uzbekistan, Tashkent, Uzbekistan

*Corresponding author: fkungurov@inp.uz

THERMAL-HYDRAULIC CALCULATIONS OF THE WWR-SM RESEARCH REACTOR

The paper presents calculations of the thermal power distribution in the reactor core (RC) of the WWR-SM research nuclear reactor of the Institute of Nuclear Physics of the Academy of Sciences of the Republic of Uzbekistan, settlement Ulugbek, Tashkent, both for all fuel assemblies loaded into the core and for each fuel element of a separate fuel

assembly. These calculations were carried out for RC configurations with a different number of fuel assemblies – 18, 20, and 24. The power distribution reactor core was performed using the IRT-2D code. A detailed simulation of the power distribution in the fuel element was performed using the MCNP4C code, while the fuel elements were modeled as square pipes with straight angles without rounding. The power distribution was calculated for each side of each fuel tube and divided into 15 axial nodes. The results of modeling of the thermal-hydraulic state were obtained using the PLTEMP code for various RC configurations. In the calculations, it was assumed, that the inlet water temperature is 45 and 48 °C for all RC configurations, the heat hydraulic parameters were taken from the calculation of the flow rate of the first circuit through the core 1250 m³/h. An analysis of the thermal power distribution of nuclear fuel in the reactor core of the WWR-SM research reactor showed that even with a conservative approach, permissible operating modes are not exceeded. During the operation of the three main circulation pumps, which provide the coolant flow through the core at the level of 1250 m³/h, the heat exchange crisis does not occur in the most energy-stressed fuel assemblies, namely, the temperature of the fuel rod clad and coolant remains below the permissible limits.

Keywords: reactor core, fuel assembly, fuel element, heat flux, thermal power.

REFERENCES

1. [Reactor WWR-SM Tashkent.](#)
2. N.V. Arkhangel'skiy. IRT-2D program. Inv. No. 15/642 (Moskva, 1972). (Rus)
3. J.F. Briesmeister (ed.). MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code. Version 4C. Preprint LA-13709-M (2000) 790 p.
4. V. McLane (ed.). ENDF-102: Data Formats and Procedures for the Evaluated Nuclear Data File ENDF-6. Preprint BNL-NCS-44945-01/04 (2001) 337 p.
5. [Evaluated Nuclear Data File ENDF/B-VI.8 \(final release, 2001\).](#)
6. A.P. Olson, M. Kalimullah. A Users Guide to the PLTEMP/ANL V3.1 Code. (Argonne, Illinois, USA, Argonne National Laboratory, 2006).

Надійшла/Received 20.11.2019