

Г. І. Шарасвський*, Н. М. Фіалко, Л. Б. Зімін, І. Г. Шарасвський

Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, Київ, Україна

*Відповідальний автор: yura.sharayevskij@gmail.com

ПРОБЛЕМИ РОЗРАХУНКОВОГО ВИЗНАЧЕННЯ КРИЗИ ТЕПЛОВІДДАЧІ У ТЕПЛОВИДЛЯЮЧИХ ЗБІРКАХ ВОДООХОЛОДЖУВАНИХ РЕАКТОРІВ

Розглянуто актуальні проблеми забезпечення надійності результатів математичного комп'ютерного моделювання режимів експлуатації водоохолоджуваних ядерних реакторів. Виконано аналіз адекватності програмних комп'ютерних комплексів, що призначені для розрахунку основних параметрів безпеки реакторів типу ВВЕР. Головну увагу приділено методології визначення теплофізичних параметрів безпеки активних зон реакторних установок на основі використання сучасних теплогідрравлічних кодів. Цей розрахунок засновано на визначенні локальних теплогідрравлічних параметрів потоку теплоносія у стрижневих збірках тепловиділяючих елементів. Представлено результати порівняння виконаних експериментів із визначення основних теплогідрравлічних параметрів потоку у характерних субканалах стрижневих збірок тепловиділяючих елементів із даними розрахунку цих параметрів на основі вищевказаних комп'ютерних комплексів. Особливу увагу приділено аналізу експериментальних та розрахункових даних щодо визначення умов виникнення кризи тепловіддачі у стрижневих збірках тепловиділяючих елементів. Розглянуто основні напрямки вдосконалення сучасних теплогідрравлічних кодів із метою підвищення надійності визначення теплофізичних параметрів безпеки водоохолоджуваних ядерних реакторів.

Ключові слова: водоохолоджувані реактори, параметри безпеки, теплогідрравлічні коди, криза тепловіддачі.

Г. И. Шараевский*, Н. М. Фиалко, Л. Б. Зимин, И. Г. Шараевский

Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, Киев, Украина

*Ответственный автор: yura.sharayevskij@gmail.com

ПРОБЛЕМЫ РАСЧЕТНОГО ОПРЕДЕЛЕНИЯ КРИЗИСА ТЕПЛОТДАЧИ В ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРКАХ ВОДООХЛАЖДАЕМЫХ РЕАКТОРОВ

Рассмотрены актуальные проблемы обеспечения надежности результатов математического компьютерного моделирования режимов эксплуатации водоохлаждаемых ядерных реакторов. Выполнен анализ адекватности программных компьютерных комплексов, предназначенных для расчета основных параметров безопасности реакторов типа ВВЭР. Основное внимание уделено методологии определения теплофизических параметров безопасности активных зон реакторных установок на основе использования современных теплогидравлических кодов. Этот расчет основан на определении локальных теплогидравлических параметров потока теплоносителя в стержневых сборках тепловыделяющих элементов. Представлены результаты сравнения выполненных экспериментов по определению основных теплогидравлических параметров потока в характерных субканалах стержневых сборок тепловыделяющих элементов с данными расчета этих параметров на основе вышеуказанных компьютерных кодов. Особое внимание уделено анализу экспериментальных и расчетных данных относительно определения условий возникновения кризиса теплоотдачи в стержневых сборках тепловыделяющих элементов. Рассмотрены основные направления совершенствования современных теплогидравлических кодов с целью повышения надежности определения теплофизических параметров безопасности водоохлаждаемых ядерных реакторов.

Ключевые слова: водоохлаждаемые реакторы, параметры безопасности, теплогидравлические коды, кризис теплоотдачи.

G. I. Sharaevsky*, N. M. Fialko, L. B. Zimin, I. G. Sharaevsky

Institute for Safety Problems of NPP, National Academy of Sciences of Ukraine, Kyiv, Ukraine

*Corresponding author: yura.sharayevskij@gmail.com

PROBLEMS OF CALCULATION OF HEAT TRANSFER CRISIS IN FUEL ASSEMBLES OF WATER COOLED REACTORS

Current problem of the ensuring reliability of the results of mathematical computer simulation of the operational modes of water-cooled nuclear reactors is considered in this article. An analysis of the adequacy of computer software systems, which are designed to calculate the main parameters of the safety of WWR reactors is performed. The main

focus is devoted to the methodology for determining the technological security of the active zones reactor plants settings, using the modern thermal-hydraulic codes. This calculation is based on determining the thermal-hydraulic parameters of the flow of coolant in the fuel rod assembled elements. The results of the comparison of experiments performed to determine the distribution of the main thermal-hydraulic flow parameters of subchannels of fuel rod assembled elements with the data for calculating these parameters on the basis of computer codes are introduced. Particular attention is paid to the analysis of experimental and calculated data, by the definition of burnout in the fuel rods assembled elements. The basic directions of perfection of the modern thermal-hydraulic codes to improve the reliability of determination of thermophysical parameters of safety for the water-cooled nuclear reactors were considered.

Keywords: water-cooled reactors, parameters of safety, heat-hydraulic codes, heat transfer crisis.

REFERENCES

1. A.V. Nosovsky et al. *Thermophysics of NPP Resource* (Chernobyl: Institute for Safety Problems of NPP NAS of Ukraine, 2017) 624 p. (Rus)
2. A.A. Kliuchnikov et al. *Thermophysics of NPP Safety* (Chernobyl: Institute for Safety Problems of NPP NAS of Ukraine, 2010) 484 p. (Rus)
3. Yu.A. Migrov, S.L. Solov'ev. Thermohydraulic calculation codes of a new generation. General characteristics and prospects of development. *Thermophysics* (Obninsk, 2001) p. 13. (Rus)
4. B.I. Nigmatulin, O.I. Melikhov, S.L. Solov'ev. State and development of domestic system thermal-hydraulic codes for modeling emergency and non-stationary processes at NPPs with WWER. *Teplenergetika* 3 (2001) 17. (Rus)
5. V.A. Efimov, D.P. Trutnev, L.D. Marchenko. Studying the crisis of boiling water in bundle rods. In: *Heat Transfer, Hydrodynamics and Thermophysical Properties of Substances* (Moskva: Nauka, 1968) p. 60. (Rus)
6. V.I. Tolubinsky, E.D. Domashev. The heat transfer crisis at boiling in bundle rods. *Thermophysics and Heat Engineering* 37 (1979) 3. (Rus)
7. V.I. Tolubinsky, E.D. Domashev. On the causes of the discrepancy between the experimental data on the heat transfer crisis during boiling in channels. In: *Heat and Mass Transfer in Liquids and Gases* (Kyiv: Naukova dumka, 1984) p. 3. (Rus)
8. Yu.A. Bezrukov et al. Investigation of critical heat fluxes in beam beams for WWER-type reactors. *Teplenergetika* 2 (1976) 80 (Rus)
9. A.P. Ornatsky, L.F. Glushchenko, E.M. Maevsky. Critical heat fluxes in steam-generating pipes in the region of small underheating and vapor content. *Teplenergetika* 8 (1971) 74. (Rus)
10. A.P. Ornatsky et al. Generalization of the results of the study of heat transfer crises in annular channels using input parameters. *Thermophysics and Heat Engineering* 26 (1974) 54. (Rus)
11. V.A. Kapustin et al. Experimental research at the stand of the KS IAE of name I.V. Kurchatov of critical thermal loads in full-scale models of fuel assemblies of the VVER-440 reactor. In: *Investigation of Critical Heat Fluxes in Beams in Stationary and Non-Stationary Modes of Heat Exchange* (Moskva: IAE, 1974) p. 99. (Rus)
12. B.W. LeTourneau, S.I. Green. Critical heat flux and pressure drop tests with parallel upflow of high pressure in bundles of twenty 1/2-in. rods. *Nucl. Sci. and Eng.* 43(1) (1971) 90.
13. F. Luchini, V. Marinelli. Experimental data on burnout in a simulated BWR fuel bundle. *Nucl. Eng. and Design* 31(3) (1974) 371.
14. A.A. Kliuchnikov et al. *Thermophysics of Active Zones Reliability* (Chernobyl: Institute for Safety Problems of NPP NAS of Ukraine, 2015) 772 p. (Rus)
15. R.T. Lakhi, B.S. Shiralkar, D.V. Radklif. The distribution of mass velocity and enthalpy in a beam of rods for single-phase and two-phase flows. *Trudy amerikanskogo obshchestva inzhenerov-mekhanikov. Ser. C* 93(2) (1971) 64. (Rus)
16. Recommendations for calculating the heat transfer crisis in boiling water in round pipes. Preprint of the Institute of Computational Technologies NAS of USSR 1-57 (Moskva, 1980) 67 p. (Rus)
17. V.N. Smolin, V.K. Poliakov. A method for calculating the heat transfer crisis at the boiling point of a coolant in rod assemblies. Proc. of the seminar TPh-78. Thermophysical studies to ensure the reliability and safety of nuclear reactors of water-water type. Vol. 2 (Budapesht, 1978) p. 475. (Rus)
18. V.N. Smolin, V.K. Poliakov. Critical heat flux in the case of longitudinal flow past a beam of rods. *Teplenergetika* 4 (1967) 54. (Rus)
19. Z.L. Miropol'sky, A.G. Semin, M.N. Vinogradova. Statistical regularities in the study of the heat transfer crisis. *Teplenergetika* 7 (1969) 49. (Rus)

Надійшла 16.03.2018
Received 16.03.2018