С. Х. Кадалєв*

Коледж енергетики та електроніки, Технічний університет Софії, Софія, Болгарія

*Відповідальний автор: stoyan.kadalev@gmail.com

МЕТОДИКА ОЦІНКИ ПОТУЖНОСТІ ЗАЛИШКОВОГО ТЕПЛОВИДІЛЕННЯ В РАМКАХ ПІДГОТОВКИ ДО ВИВЕЗЕННЯ ВІДПРАЦЬОВАНОГО ЯДЕРНОГО ПАЛИВА З ДОСЛІДНИЦЬКИХ РЕАКТОРІВ

Розглядається метод оцінки потужності залишкового тепловиділення при підготовці до вивезення відпрацьованого ядерного палива (ВЯП) з дослідницьких реакторів. Обговорюється можливий підхід до вирішення проблеми оцінки потужності залишкового тепловиділення в умовах циклічного режиму роботи установки, тобто після декількох періодів експлуатації і часу простою, у тому числі на різних рівнях робочої потужності реактора. Цей підхід ретельно вивчається у двох можливих математичних моделях розрахунків – щотижневому і щорічному моделюванні вхідних даних для розрахунків. Щоб довести правильність розрахунків, заснованих на річному робочому циклі в математичному моделюванні, були зроблені розрахунки для обох моделей у тих же умовах експлуатації і був підготовлений порівняльний аналіз результатів. Хоча такий підхід забезпечує правильну оцінку експлуатаційних параметрів циклічного режиму роботи установки (рівень потужності, тривалість робочого циклу і час витримки після зупинки), з метою полегшення процесу розрахунків було обрано робочий режим із повторюваними значеннями параметрів в окремих робочих циклах. Відзначається, що значно спрощені розрахунки за річною моделлю дають досить правильні і консервативні результати, на основі яких може бути надана необхідна інформація згідно з вимогами країни, яка повинна прийняти паливо для переробки. На основі цих результатів також можна зробити вибір типу контейнера для транспортування ВЯП. Представлений підхід був використаний для оцінки потужності залишкового тепловиділення у ВЯП дослідницького реактора ІРТ-2000 (Софія, Болгарія) при його підготовці до вивезення в Російську Федерацію в рамках програми RRRFR.

Ключові слова: вивезення відпрацьованого ядерного палива з дослідницьких реакторів, оцінка потужності залишкового тепловиділення, циклічний режим експлуатації.

С. Х. Кадалев*

Колледж энергетики и электроники, Технический университет Софии, София, Болгария

*Ответственный автор: stoyan.kadalev@gmail.com

МЕТОДИКА ОЦЕНКИ МОЩНОСТИ ОСТАТОЧНОГО ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЯ В РАМКАХ ПОДГОТОВКИ К ВЫВОЗУ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ИЗ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ

Рассматривается метод оценки мощности остаточного тепловыделения при подготовке к вывозу отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) из исследовательских реакторов. Обсуждается возможный подход к решению проблемы оценки мощности остаточного тепловыделения в условиях циклического режима работы установки, т.е. после нескольких периодов эксплуатации и времени простоя, в том числе на разных уровнях рабочей мощности реактора. Этот подход тщательно изучается в двух возможных математических моделях расчетов – еженедельном и ежегодном моделировании входных данных для расчетов. Чтобы доказать правильность расчетов, основанных на годовом рабочем цикле в математическом моделировании, были сделаны расчеты для обеих моделей в тех же условиях эксплуатации и был подготовлен сравнительный анализ результатов. Хотя такой подход обеспечивает правильную оценку эксплуатационных параметров циклического режима работы установки (уровень мощности, продолжительность рабочего цикла и время выдержки после останова), в целях облегчения процесса расчетов выбран рабочий режим с повторяющимися значениями параметров в отдельных рабочих циклах. Отмечается, что значительно упрощенные расчеты по годовой модели дают достаточно правильные и консервативные результаты, на основе которых может быть предоставлена необходимая информация в соответствии с требованиями страны, которая должна принять топливо для переработки. На основе этих результатов также можно сделать выбор типа контейнера для транспортировки ОЯТ. Представленный подход был использован для оценки мощности остаточного тепловыделения в ОЯТ исследовательского реактора ИРТ-2000 (София, Болгария) при его подготовке к вывозу в Российскую Федерацию в рамках программы RRRFR.

Ключевые слова: вывоз отработавшего ядерного топлива из исследовательских реакторов, оценка мощности остаточного тепловыделения, циклический режим эксплуатации.

S. H. Kadalev*

College of Energy and Electronics, Technical University of Sofia, Sofia, Bulgaria

*Corresponding author: stoyan.kadalev@gmail.com

METHOD FOR ASSESSMENT OF RESIDUAL HEAT GENERATION WITHIN PREPARATION OF SPENT NUCLEAR FUEL SHIPMENT FROM RESEARCH REACTORS

In the presented paper is considered the approach to an assessment of the residual heat generation within preparation of spent nuclear fuel (SNF) shipment from research reactors. A possible approach to solving the problem for residual heat generation assessment at cyclic mode of facility operation is discussed, i.e. after several periods of operation and idle time, including at different levels of the reactor operational power. The approach is scrutinized in two possible mathematical models of calculations – weekly and annually modeling of the input data for calculations. In order to prove the correctness of the calculations based on an annual operating cycle in the mathematical modeling, calculations for both models under the same operating conditions were made and comparative analysis of the results was prepared. Although such approach ensures a correct assessment at variable operation parameters (power level, duration of operation and decay time of the fuel) for the purpose of the calculations is selected an operating mode with repeated parameter values in the separate operational cycles in order to facilitate the process of analysis. As conclusion it is noted that significantly simplified calculations by annual model give correct enough and conservative results on the basis of which may be provided the necessary information according the requirements of the country which is to accept the fuel for reprocessing. On the basis of these results the selection of a cask for the SNF shipment can be done. The presented approach is applied to evaluate the residual heat generation in the SNF during its shipment preparation from the nuclear research reactor IRT-2000, Sofia, Bulgaria, to the Russian Federation within RRRFR programme.

Keywords: research reactor spent nuclear fuel shipment, assessment of residual heat generation, cyclic operational mode.

REFERENCES

1. V.I. Vladimirov. *Practical Tasks in the Operation of Nuclear Reactors.* Third edition (Moskva: Atomizdat, 1981) 285 p. (Rus)
2. S.H. Kadalev. Assessment of residual heat generation at cyclic operation of a research reactor as input data for thermal hydraulic calculations and safety analysis. Annals of Nuclear Energy 72 (2014) 182.
3. V.I. Vladimirov. *Physics of Nuclear Reactors. Practical Operational Tasks.* Fifth edition (Moskva: Librokom, 2009) 480 p. (Rus)

Надійшла 30.07.2018
Received 30.07.2018