

**ИСПОЛЬЗОВАНИЕ РАСЧЕТНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ МЕТОДОВ ДЛЯ
СОПРОВОЖДЕНИЯ РАБОТЫ ИРТ-Т**

А.А. Сливин

Научный руководитель: доцент, к.ф.-м.н. Ю.Б.Чертков

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: slivin-a@mail.ru

USE OF COMPUTATIONAL EXPERIMENTAL METHODS TO SUPPORT THE WORK OF IRT-T

A.A. Slivin

Scientific Supervisor: Associate Prof., PhD Yu. B. Chertkov

Tomsk Polytechnic University, Russia, Tomsk, Lenin str., 30, 634050

E-mail: slivin-a@mail.ru

***Abstract.** In the present study, the possibility of using the TIGRIS program for simulation of the IRT-T reactor was considered. The results of calculations of the experimental critical states for the 109th campaign, performance evaluation of the regulator rod at a minimum controllable power level at the beginning and end of the campaign are presented. The energy production curve describing the dependence of the reactivity margin of the reactor on energy production is also presented. An experimental estimate was obtained from the dependence of the reactivity on the position of the regulatory rods. The discrepancy with the experiment did not exceed the limits specified in the program passport.*

Введение. Реактор ИРТ-Т является водо-водяным реактором бассейного типа на тепловых нейтронах с использованием в качестве замедлителя, теплоносителя и верхней биологической защиты дистиллированной воды. Реактор является мощным источником нейтронного и гамма-излучения и предназначен для проведения научно-исследовательских работ в области ядерной физики, физики твердого тела, радиобиологии, нейтронно-активационного анализа элементного состава веществ, легирования кремния с использованием реакторного излучения. На ядерном реакторе ИРТ-Т с 1977 по 1984 год и с 1998 по 2006 год были проведены масштабные реконструкции систем и оборудования. Реконструкции позволили поднять мощность реактора с 1 МВт до 6 МВт. Активная зона расположена в бассейне реактора на глубине 6,5 м и собирается из технологических сборок с высоким коэффициентом размножения и малой длиной миграции, что позволяет получить малые размеры активной зоны. В корпусе активной зоны имеется 56 ячеек для установки ТВС и бериллиевых блоков. Четыре центральные ячейки заняты бериллиевыми блоками, образуя ловушку нейтронов. В бериллиевых блоках располагаются вертикальные экспериментальные каналы [1].

Применение программы TIGRIS позволяет решать широкий круг эксплуатационных задач с минимальными временными затратами.

Цель настоящей исследовательской работы: оценка возможности расчетного моделирования реактора ИРТ-Т по программе TIGRIS.

Материалы и методы исследования. В настоящей работе моделирование реактора проводилось в программном комплексе TIGRIS [2]. Программа предназначена для трехмерного стационарного нейтронно-физического расчета реактора с топливом типа ИРТ. Применение данного программного комплекса позволяет решать следующие эксплуатационные задачи: выбор и обоснование загрузок, получение данных о характеристиках органов системы управления и защиты (СУЗ), контроль выгорания ТВС.

Основными расчетными данными, которые принимаются во внимание при эксплуатации, являются запас реактивности, характеристики органов СУЗ и распределение глубины выгорания по ТВС.

Библиотека констант для программы TIGRIS была подготовлена с использованием программного кода GETERA [3]. Расчет пространственно-энергетического распределения в программе GETERA основан на многогрупповом описании спектра нейтронов в области замедления и детальном описании спектра в области термализации. Пространственный расчет спектра нейтронов проводится с помощью метода вероятности первых столкновений.

Программный комплекс был разработан для проведения нейтронно-физического расчета стационарных состояний активной зоны реактора ИРТ МИФИ с учетом выгорания топлива, отравления бериллия. В качестве модели переноса нейтронов в программе использована трехмерная групповая диффузионная модель. Реактор ИРТ-Т имеет сходную конструкцию с ИРТ МИФИ, поэтому целесообразно рассмотреть применение программы TIGRIS для расчета ИРТ-Т.

Результаты расчетов. В качестве исходных данных для расчета использована информация о картограммах загрузок, значения интегральной энерговыработки между перегрузками, данные о положении органов регулирования (ОР) СУЗ в процессе кампании. Расчетное сопровождение работы реактора позволяет наряду с экспериментальными исследованиями оценивать текущее значение запаса реактивности и прогнозировать его дальнейшую работу.

В качестве примера ниже представлены расчетные и экспериментальные результаты для 109-ой кампании реактора ИРТ-Т. Перед началом работы реактора в эту кампанию была загрузка в него свежей порции топлива.

В таблице 1 приведены параметры всех трех пусков реактора в эту кампанию, проведенных с 14.11.17 по 22.01.18.

Таблица 1

Параметры пусков кампании 109

Пуск	Начало	Конец	ΔT , мин	P , МВт	ΔQ , МВт·час	t , °C	AP , м	КС-1, М	КС-2, м
109-1	14.11.17	17.11.17	4760	6,70	527	12,0	0,380	0,48	0,48
109-2	20.11.17	04.12.17	22130	6,95	2530	16,5	0,325	0,42	0,46
109-3	15.01.18	22.01.18	7410	6,00	740	22,5	0,290	0,32	0,31

где ΔT – длительность пуска (от минимально-контролируемого уровня мощности (МКУ) до конца);

P – среднее значение тепловой мощности на номинале;

AP , КС-1, КС-2 – положение соответствующих органов регулирования на МКУ. Положение КС-3 в этих пусках имело глубину погружения – 0 м.

Полная энерговыработка реактора за три пуска 109-ой кампании составила 4030 МВт·час тепловой энергии.

На рисунке 1 приведена кривая энергонаработки, описывающая зависимость запаса реактивности реактора ИРТ-Т от энергонаработки. Для моментов начала пусков приведена расчетная (по программе TIGRIS) зависимость этой величины. Экспериментальная оценка получена по зависимостям реактивности от положения органов регулирования.

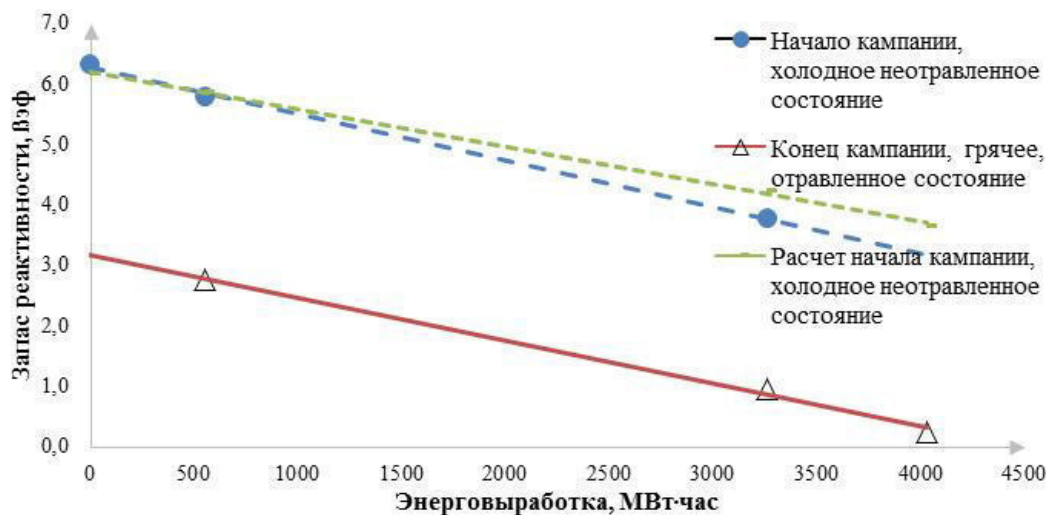


Рис. 1. Зависимость запаса реактивности реактора ИРТ-Т от энерговыработки в холодном (МКУ) и горячем (конец пуска) состоянии

При достижении полной энерговыработки реактора в 109-ю кампанию 4000 МВт·час запас реактивности реактора в «горячем» и отравленном ксеноном-135 и самарием-148 состоянии (характерном для окончания пуска) до нуля определяет момент окончания его работы в данную кампанию и необходимость проведения перегрузки топлива, при которой в реактор загружается «свежее» топливо. При расчетах реактора было получено, что экспериментальная и расчетная оценки темпа потери запаса реактивности в «холодном» и неотравленном состоянии практически совпадают друг с другом ($0,0007 \pm 0,0001 \beta_{эф}/\text{МВт}\cdot\text{час}$), что говорит об удовлетворительной работе расчетной модели и позволяет использовать ее для сопровождения работы реактора.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Варлачев В. А., Бузоверова Т.В., Гусаров О.Ф. и др. Лабораторный практикум на реакторе ИРТ-Т Часть 1. – Издательство ТПУ, 2003. – 96 с.
2. Щуровская М.В., Алферов В.П., Пинегин А.А., Хромов В.В. Разработка и верификация расчетной модели ИРТ МИФИ// Атомная энергия. – 1996. – Т. 81. Вып.5.
3. N. Belousov, S. Bichkov, Y. Marchuk et al. The code GETERA for cell and polycell calculations. Models and capabilities.-Proceedings of the 1992 Topical Meeting on Advances in Reactor Physics, March 8-11, 1992, Charleston, SC, USA.