ISSN 2414–5726

ТЕХНОЛОГИИ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ЖИЗНЕННОГО ЦИКЛА ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК

№ 1 (3) **Периодический рецензируемый научно-технический сборник** **2016**

Издается с 2015 года Сборник распространяется на территории Российской Федерации

Редакционная коллегия

Главный редактор — **В. А. Василенко**, доктор технических наук, генеральный директор ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова».

Заместитель главного редактора — **Р. Д. Филин**, ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова».

Члены редакционной коллегии

В. Р. Аксенов, (ответственный редактор), кандидат технических наук, ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова».

А. Я. Благовещенский, доктор технических наук, Санкт-Петербургский политехнический университет Петра Великого.

В. И. Бурсук, кандидат технических наук, заместитель Главнокомандующего ВМФ по вооружению — начальник кораблестроения и вооружения.

В. С. Гурский, доктор химических наук, ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова».

А. В. Ельшин, доктор технических наук, ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова».

А. А. Ефимов, кандидат химических наук, ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова».

В. Н. Зимаков, доктор технических наук, ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова».

Ю. В. Крюков, (ответственный секретарь), кандидат технических наук, ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова».

Ю. А. Мигров, доктор технических наук, ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова».

Л. Н. Москвин, доктор химических наук, Санкт-петербургский государственный университет.

Е. Б. Панкина, кандидат технических наук, ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова».

С. А. Петров, доктор технических наук, НИИ кораблестроения и вооружения ВМФ, Санкт-Петербург.

О. Ю. Пыхтеев, кандидат химических наук, ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова».

О. Б. Самойлов, доктор технических наук, АО «ОКБМ Африкантов».

В. Б. Хабенский, доктор технических наук, ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова».

Учредитель: ФЕДЕРАЛЬНАЯ ЯДЕРНАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ Федеральное государственное унитарное предприятие «Научно-исследовательский технологический институт им. А. П. Александрова»

Издание зарегистрировано Федеральной службой по надзору в сфере связи и массовых коммуникаций
Свидетельство о регистрации СМИ: ПИ № ФС77–58865 от 28.07.14 г.

Адрес редакции: 188540 Россия, г. Сосновый Бор, Ленинградская область, Копорское шоссе 72, ФЯО ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова».

Телефоны: 8 (813-69) 2-39-64 — заместитель гл. редактора. 8 (813-69) 6-01-43 — отв. секретарь редколлегии.
Факс: 8 (813-69) 2-36-72. E-mail: foton@niti.ru; Интернет сайт: www.niti.ru

При перепечатке ссылка на периодический рецензируемый научно-технический сборник «**Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок**» обязательна.

© ФЯО ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова», 2016

ISSN 2414–5726

NUCLEAR PROPULSION REACTOR PLANTS. LIFE CYCLE MANAGEMENT TECHNOLOGIES

№ 1 (3) **Collection of papers. Periodical edition** **2016**

Published since 2015 The edition is distributed in the Russian Federation

EDITORIAL BOARD

Editor-in-Chief V.A. Vasilenko, Professor, DSc. (Technology), Director General of Alexandrov Research Institute of Technology.

Deputy Editor-in-Chief R.D. Filin, Senior Deputy Director General — Deputy Director General for Science of Alexandrov Research Institute of Technology.

MEMBERS OF THE EDITORIAL BOARD

V.R. Axenov, (Executive Editor), Ph.D. (Tech.), Alexandrov Research Institute of Technology.

A. Ya. Blagoveshchensky, DSc. (Tech.), Peter the Great Saint-Petersburg Polytechnic University.

V.I. Bursuk, Ph.D. (Tech.), Deputy Navy Commander-in-Chief for Armaments — Head of Navy Shipbuilding and Armament Department, Ministry of Defence of the Russian Federation (Navy), Saint-Petersburg.

A.V. Elshin, DSc. (Tech.), Alexandrov Research Institute of Technology.

A.A. Efimov, Ph.D. (Chem.), Alexandrov Research Institute of Technology.

V.S. Gursky, DSc. (Chem.), Alexandrov Research Institute of Technology.

V.N. Zimakov, DSc. (Tech.), Alexandrov Research Institute of Technology.

Yu.V. Kriukov, (Executive Secretary), Ph.D. (Tech.), Alexandrov Research Institute of Technology.

Yu.A. Migrov, DSc. (Tech.), Alexandrov Research Institute of Technology.

L.N. Moskvin, DSc. (Chem.), Saint-Petersburg State University.

E.B. Pankina, Ph.D. (Tech.), Alexandrov Research Institute of Technology.

S.A. Petrov, Professor, DSc. (Tech.), Research Institute of Navy Shipbuilding and Armaments, Saint-Petersburg.

O. Yu. Pyhteyev, Ph.D. (Chem.), Alexandrov Research Institute of Technology.

O.B. Samoilov, DSc. (Tech.), JSC «Afrikantov OKBM».

V.B. Khabensky, DSc. (Tech.), Alexandrov Research Institute of Technology.

FOUNDER:

Federal nuclear organization. Federal state unitary enterprise «Alexandrov Research Institute of Technology».

PUBLICATION IS REGISTERED:

Federal service of supervision for communications. Registration certificate ПИ No. ФС77–58865, 28.07.14.

EDITORIAL OFFICE ADDRESS:

FNO FSUE «Alexandrov NITI», 72 Koporskoye shosse, Sosnovy Bor, Leningrad region, 188540 Russia

Tel.: 8 (813 69) 2 39 64 — Deputy Editor-in-Chief, 8 (813 69) 6 01 43 — Executive Secretary of Editorial Board.

Fax: 8 (813 69) 2 36 72. E-mail: foton@niti.ru; Website: www.niti.ru

Copyright notice: Reproduction of this edition in whole or in part shall always include the words “Reprinted from Collection of Papers «Nuclear propulsion reactor plants. Life cycle management technologies».

© FNO FSUE «Alexandrov NITI», 2016

Содержание

Выпуск № 1 (3) 2016

Предисловие 5

Моделирование и исследование нейтронно-физических и теплогидравлических процессов объектов с ЯЭУ

Г. Р. Пипченко, А. М. Поликарпова
Применение моделей для экспресс-оценки состояния критических функций безопасности АЭС с реакторами типа ВВЭР в целях оказания научно-технической поддержки информационно-аналитическому центру Ростехнадзора 6

В. К. Ефимов, Т. Б. Маликов, Ю. А. Мигров, С. В. Самусь, О. Д. Черный
Экспериментальное обоснование технологии вакуумной осушки ОЯТ реактора РБМК-1000 при переводе на сухое хранение 18

В. Г. Артемов, Р. Э. Зинатуллин, А. С. Иванов, А. С. Карпов, А. В. Пискарев, Ю. П. Шемаев
Использование численного моделирования экспериментов с импульсным источником нейтронов для оценки подкритичности в ХОЯТ Ленинградской АС 29

В. Г. Артемов, Р. Э. Зинатуллин, А. С. Карпов, А. В. Пискарев, Ю. П. Шемаев
Подготовка и обоснование параметров запаздывающих нейтронов в комплексе программ САПФИР-КОРСАР 38

В. Г. Артемов, Л. М. Артемова, Д. Ю. Бессонов, Р. Э. Зинатуллин, А. С. Иванов, А. В. Пискарев, Ю. П. Шемаев
Оценка подкритичности активной зоны на основе расчетного моделирования экспериментов по определению изменения реактивности методом «сброса стержня» 55

Обеспечение экспериментальных исследований

Ю. И. Басов, В. А. Беляков, А. Ю. Волков, А. В. Кутьин
Создание средств испытаний, градуировки и подтверждения пригодности расходомеров питательной воды 61

Информация для авторов

Требования к оформлению и содержанию статей, публикуемых в научно-техническом сборнике «Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок» 68

Правила подачи материалов в редакцию 72

CONTENTS

Issue № 1 (3) 2016

Introduction 5

Modeling and research of neutron and thermal-physical processes in propulsion reactor plants

G. R. Pipchenko, A. M. Polikarpova
Models for the rapid assessment of critical safety functions` status of NPP with WWER for scientific and technical support to information and analytic center of Rostechnadzor 6

V. K. Efimov, T. B. Malikov, Yu. A. Migrov, S. V. Samus, O. D. Cherny
Experimental study of the process for RBMK-1000 SNF vacuum drying before dry storage 18

V. G. Artemov, R. E. Zinatullin, A. S. Ivanov, A. S. Karpov, A. V. Piskarev, Yu. P. Shemayev
Use of numerical modeling of experiments with pulse neutron source for evaluation of subcriticality of spent fuel storage facility at Leningrad NPP 29

V. G. Artemov, R. E. Zinatullin, A. S. Karpov, A. V. Piskarev, Yu. P. Shemayev
Preparation and validation of delayed neutrons parameters in SAPFIR-KORSAR program package 38

V. G. Artemov, L. M. Artemova, D. Yu. Bessonov, R. E. Zinatullin, A. S. Ivanov, A. V. Piskarev, Yu. P. Shemayev
Evaluation of core subcriticality using numerical simulation of experiments with reactivity changes by the rod-insertion method 55

Experimental instrumentation

Yu. I. Basov, V. A. Beliakov, A. Yu. Volkov, A. V. Kutyin
Development of devices for testing, calibration and confirmation of applicability of feedwater flowmeters 61

Information for authors

Requirements to papers submitted for publication in Collection of Papers «Nuclear propulsion reactor plants. Life cycle management technologies» 68

Submission procedure 72

Предисловие

В третьем выпуске периодического рецензируемого научно-технического сборника «Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок» в рубрике «Моделирование и исследование нейтронно-физических и теплогидравлических процессов объектов с ЯЭУ» начата публикация статей, подготовленных на основе докладов участников межотраслевого научно-технического семинара «Расчетные и экспериментальные исследования динамики ЯЭУ на этапах жизненного цикла».

Семинар проводился с 20 по 22 октября 2015 года в городе Сосновый Бор Ленинградской области на базе ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова» в соответствии с планом научно-технических мероприятий Госкорпорации «Росатом».

В работе семинара приняли участие более 100 специалистов из 17 учебных, научно-исследовательских, конструкторских и проектных организаций, эксплуатирующих предприятий и фирм - разработчиков приборов, программных продуктов, технологий моделирования, учебных средств и систем управления.

На семинаре заслушано более 40 устных и обсуждено 7 стендовых докладов по следующим тематическим направлениям:

1) математические модели и численные методы;
2) расчетные исследования динамики;
3) моделирующие комплексы и тренажеры;
4) экспериментальные исследования физических процессов на локальных и интегральных стендах;
5) верификация расчетных кодов и математических моделей.

Работа семинара завершилась принятием согласованного с Госкорпорацией «Росатом» итогового документа («Решения»), содержащего рекомендации, направленные на дальнейшее совершенствование подходов и методов расчетных и экспериментальных исследований динамики ЯЭУ, актуализацию вопросов повышения технико-экономических показателей и уровня безопасности ЯЭУ на этапах жизненного цикла.

В рубрике «Обеспечение экспериментальных исследований» вниманию читателей предлагается статья с результатами разработки и эксплуатации испытательного расходомерного стенда ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова», предназначенного для градуировки, настройки и испытаний расходомеров питательной воды для управляющей системы безопасности ЯЭУ.

УДК 621.039.58

Применение моделей для экспресс-оценки состояния критических функций безопасности АЭС с реакторами типа ВВЭР в целях оказания научно-технической поддержки информационно-аналитическому центру Ростехнадзора

Г. Р. Пипченко, А. М. Поликарпова

ФБУ «НТЦ ЯРБ», г. Москва

Аннотация

В данной статье представлены результаты разработки компьютерной модели энергоблока АЭС с реакторной установкой ВВЭР-1000. Модель обеспечивает скорость расчета до 4 раз быстрее реального времени. Модель экспресс-оценки используется в информационно-аналитическом центре (ИАЦ) Ростехнадзора. Модель позволяет специалистам ИАЦ Ростехнадзора оперативно оценивать состояние и прогноз изменения критических функций безопасности, правильность действий эксплуатирующей организации по ликвидации аварии.

Ключевые слова: модель экспресс-оценки, безопасность, надзор, функции безопасности, прогноз, авария.

UDC 621.039.58

Models for the rapid assessment of critical safety functions` status of NPP with WWER for scientific and technical support to information and analytic center of Rostechnadzor

G R. Pipchenko, A. M. Polikarpova

FBE “SEC NRS”, Moscow

Abstract

This article presents results of design a computer model of NPP with WWER-1000. The model provides the speed of calculation around 4 times faster than the real time. Model for the rapid assessment is used in the information and analytic center (IAC) of Rostechnadzor. The model allows experts of IAC of Rostechnadzor to quickly estimate the status and forecast changes of critical safety functions, also it helps to estimate the correctness of actions of the operating organization in case of emergency.

Key words: models for the rapid assessment, safety, supervision, safety functions, forecast, accident.

Введение

К сфере ответственности Ростехнадзора относится контроль ядерной и радиационной безопасности при авариях на поднадзорных объектах. Для целей аварийного реагирования в Ростехнадзоре создан информационно-аналитический центр (ИАЦ).

В составе ИАЦ Ростехнадзора в режиме чрезвычайной ситуации функционируют рабочие группы научно-технической поддержки ФБУ «НТЦ ЯРБ», осуществляющие:

– оценку технологического состояния атомной станции (АС);

– оценку параметров радиационного выброса.

Задачей рабочих групп является оценка состояния аварийного блока АС и прогноза возможного изменения состояния критических функций безопасности.

Инструментом проведения экспресс-анализа состояния технологического оборудования АС в ФБУ «НТЦ ЯРБ» выбран моделирующий комплекс «РАДУГА-ЭУ» [1]. В состав комплекса, структурная схема которого представлена на рис. 1, входят следующие расчетные программы:

– программное средство (ПС) моделирования динамики реакторной установки (РУ)«Rainbow-TPP»;

– ПС моделирования сложных теплогидравлических сетей «TPP» [2];

– ПС моделирования систем управления энергоблока «МВТУ» [3];

– программа синхронизации обмена данными «INTEGR».

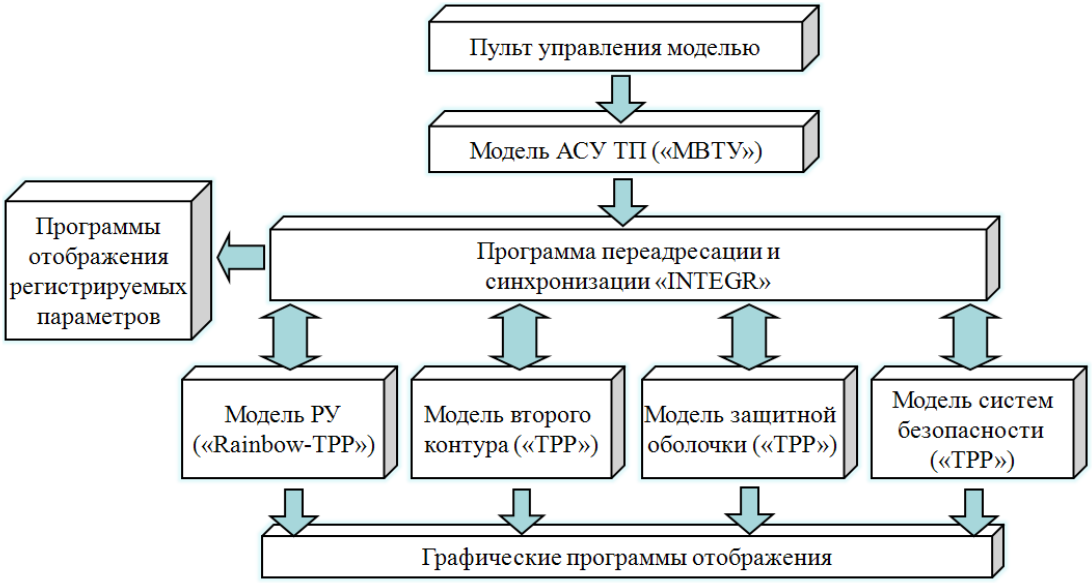


Рис. 1. Структурная схема моделирующего комплекса «РАДУГА-ЭУ».

Модель экспресс-оценки имеет следующие особенности:

– моделируются только основные системы реакторной и паротурбинной установок, системы безопасности;

– используется модель точечной кинетики нейтронов;

– активная зона моделируется шестью эквивалентными каналами с ТВС и каналом протечек.

Скорость моделирования превышает реальное время в несколько раз (скорость вычисления зависит от рассматриваемого аварийного процесса, от модификаций используемой модели и производительности вычислительной машины). Это позволяет использовать разработанную модель экспресс-оценки состояния критических функций безопасности и прогноза их изменения в режиме чрезвычайной ситуации.

На данный момент разработаны модели экспресс-оценки для всех энергоблоков с реакторами типа ВВЭР-1000.

Ниже в качестве примера описана модель экспресс-оценки энергоблока с РУ ВВЭР-1000/В-320.

Модель экспресс-оценки энергоблока с РУ ВВЭР-1000/В-320

Модель разработана для класса аварий, связанных с малыми и средними течами из первого контура и течами из первого контура во второй.

В модель энергоблока с реакторной установкой ВВЭР-1000/В-320 включено основное технологическое оборудование, без работы которого нельзя провести адекватную оценку состояния энергоблока в аварийных режимах и переходных процессах в реакторной установке, а именно:

1) четырехпетлевая модель РУ, включающая: реактор, главный циркуляционный трубопровод (ГЦТ), главные циркуляционные насосы (ГЦН), парогенераторы (ПГ), систему компенсации давления, систему продувки-подпитки, систему аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ);
2) модель второго контура, включающую: систему паропроводов свежего пара с запорной, регулирующей и предохранительной арматурой, систему основной питательной воды, систему аварийной питательной воды;
3) модель системы управления энергоблоком;
4) упрощенная модель защитной оболочки.

Расчетные схемы первого контура и реактора реакторной установки В-320 модели экспресс-оценки представлены на рис. 2 и 3, соответственно.

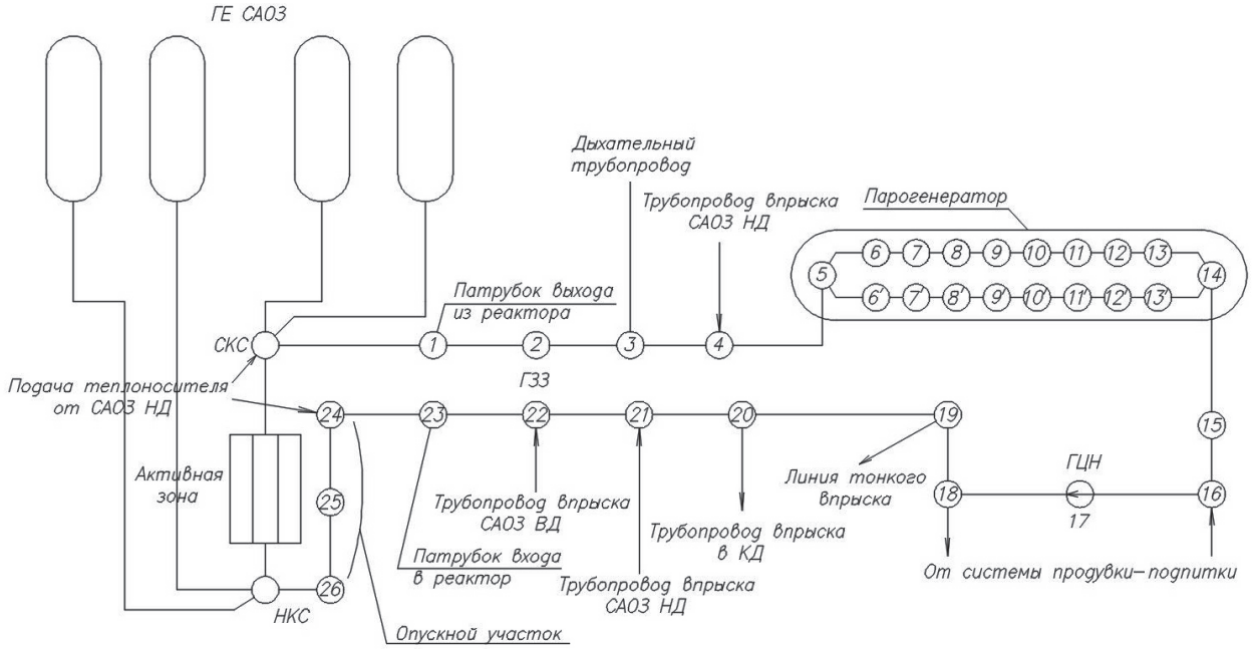


Рис. 2. Расчетная схема первого контура модели экспресс-оценки
(приведена одна петля ГЦТ, компенсатор давления (КД) не показан, ГЕ САОЗ — гидроемкости САОЗ).

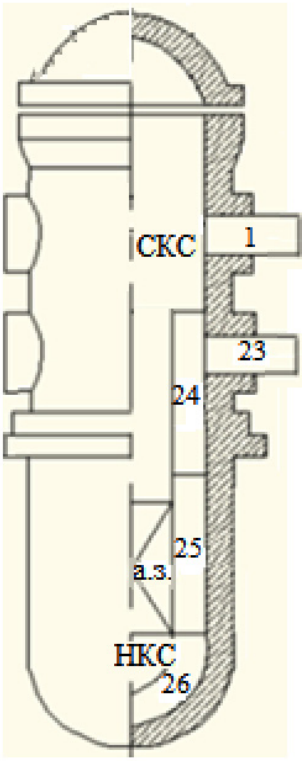


Рис. 3. Расчетная схема реактора модели экспресс-оценки:
а.з. — активная зона, НКС — напорная камера смешения, СКС — сборная камера смешения.

При расчете теплообмена трубчатки ПГ с водой учитывается изменение уровня в ПГ путем интерполяции зависимости площади поверхности теплообмена от уровня в ПГ.

Второй контур АС в модели экспресс-оценки упрощен, поскольку не влияет на развитие аварийного процесса в реакторной установке. На рис. 4 представлена расчетная схема второго контура, реализованная в модели экспресс-оценки.

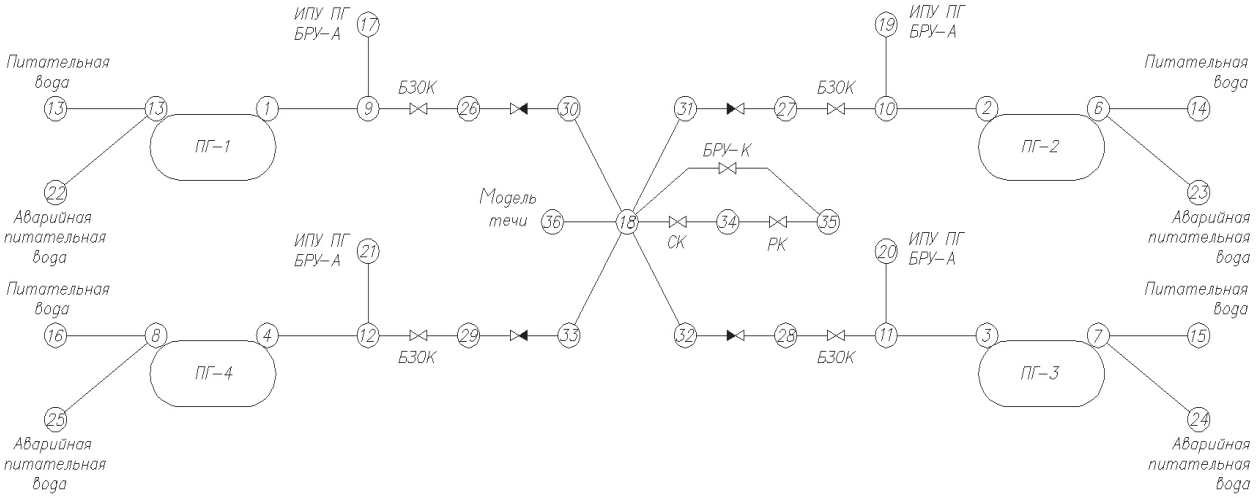


Рис. 4. Расчетная схема второго контура модели экспресс-оценки.

На рис. 5 приведена расчетная схема модели защитной оболочки, реализованная в модели экспресс-оценки с учетом работы предохранительных клапанов (ПК) КД и системой сдувок из КД в бак-барботёр.

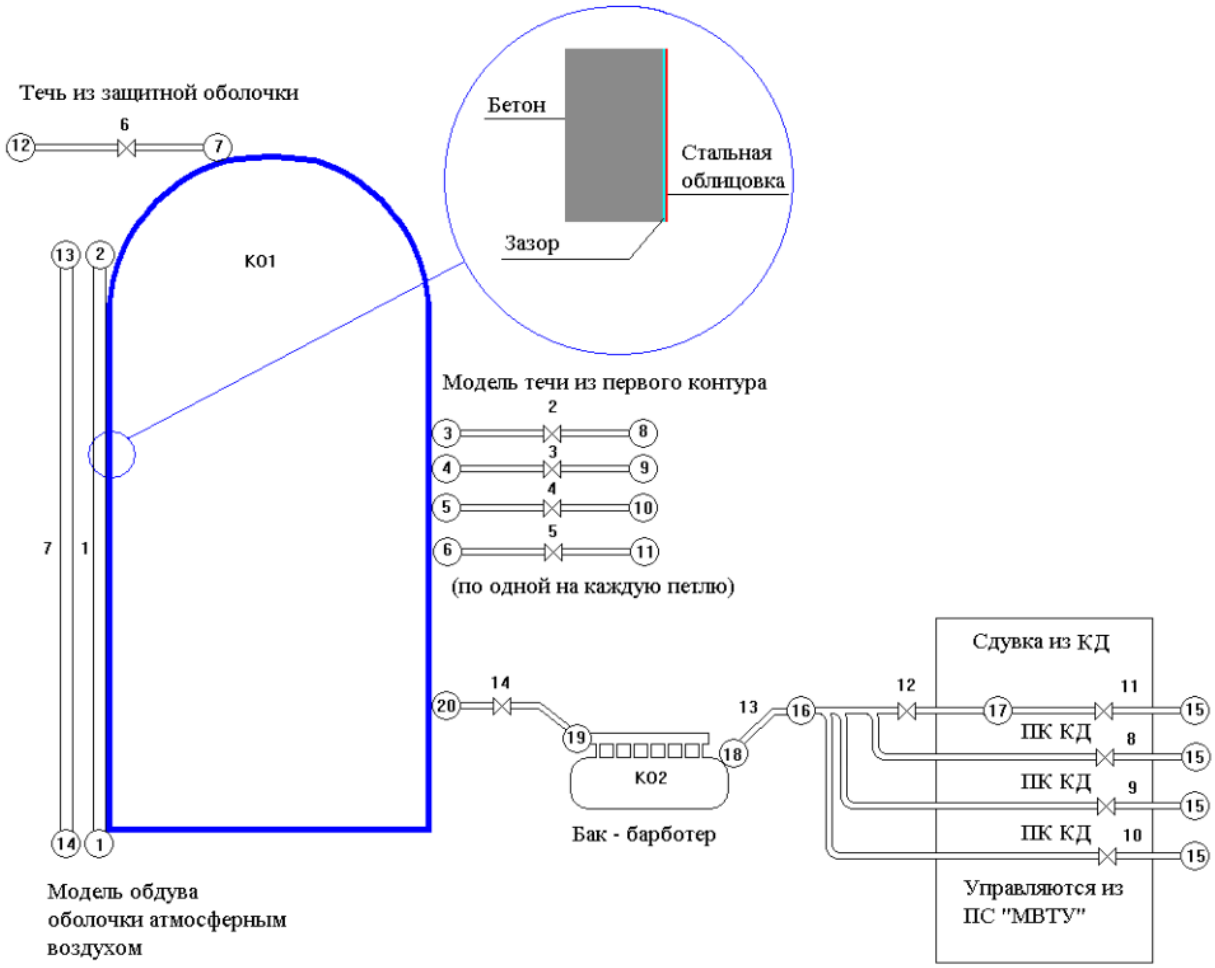


Рис. 5. Расчетная схема защитной оболочки модели экспресс-оценки.

Для модели экспресс-оценки в ПС «МВТУ» разработан графический интерфейс пользователя (окна управления моделью), который представлен на рис. 6–7.

На рис. 6 приведено главное меню панели управления моделью.

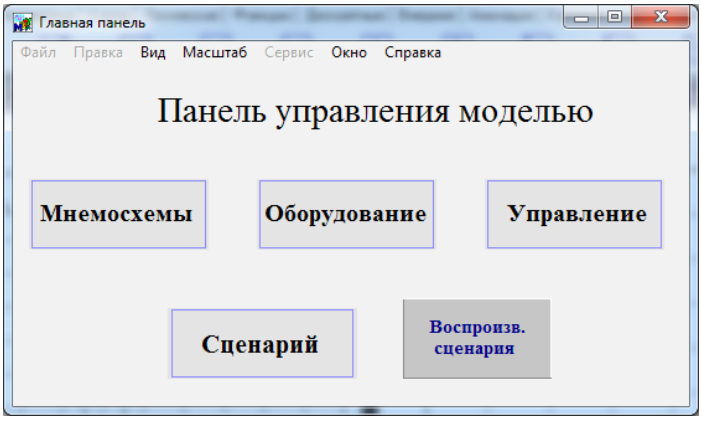


Рис. 6. Главное меню панели управления моделью экспресс-оценки.

Общий вид окна формирования сигналов на управление оборудованием второго контура (согласно расчетной схеме на рис. 4) представлен на рис. 7. Моделирование осуществляется в ПС «МВТУ».

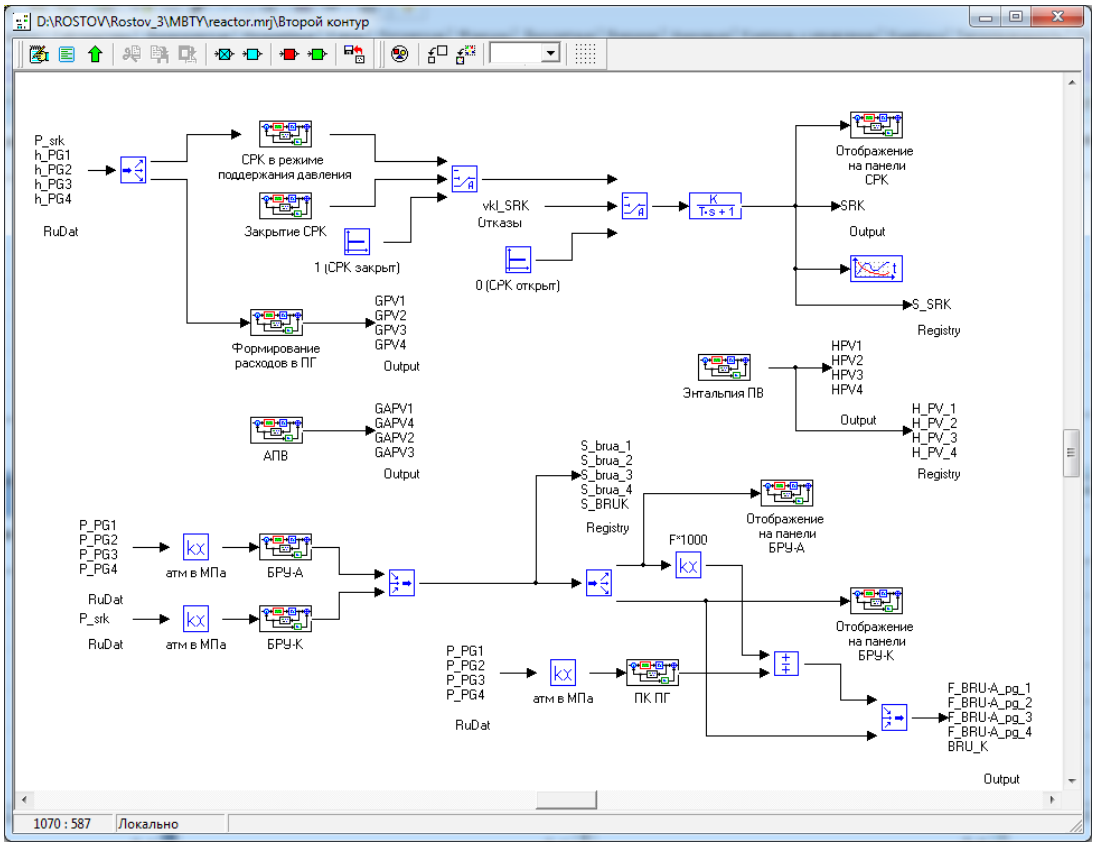


Рис. 7. Управление оборудованием второго контура модели экспресс-оценки.

Проведенные работы по отладке модели экспресс-оценки показали, что для моделирования аварий как с течами, так и без течей из первого контура достаточно использования единой модели экспресс-оценки для каждого энергоблока.

Верификация разработанной модели экспресс-оценки на примере аварийного процесса, связанного с течью из первого контура

Демонстрация возможностей модели экспресс-оценки представлена для энергоблока с РУ ВВЭР-1000/В-320 на примере аварийного процесса, связанного с течью эквивалентным диаметром 50 мм из ГЦТ четвертой петли на входе в реактор. Сравнение выполнено с проектным расчетом. Начальные условия, принятые при выполнении расчета, приведены в табл. 1.

Таблица 1

Исходные данные для моделирования аварийного режима с течью из ГЦТ

Характеристика, размерность	Значение
Тепловая мощность реактора, МВт	3245.0
Относительная мощность реактора	1.04
Давление теплоносителя над активной зоной, МПа	16.0
Температура теплоносителя на входе в реактор, °С	292.0
Расход теплоносителя через реактор, м^3/ч	82000.0
Уровень в компенсаторе давления, м	7.8
Давление пара в парогенераторах, МПа	6.37
Весовой уровень воды в парогенераторах, м	1.7
Температура питательной воды, °С	225.0

За момент времени 1.9 с до начала движения органов СУЗ (системы управления и защиты) принимается потеря электропитания собственных нужд станции.

В качестве единичного отказа в расчете принимается отказ одного дизель-генератора (ДГ). В дополнение к единичному отказу принят отказ одного канала пассивной части САОЗ, подающего борный раствор в сборную камеру реактора (СКР).

Значение давления в защитной оболочке принято в типовом расчете для энергоблока с РУ ВВЭР-1000/В-320 постоянным и равным атмосферному, что консервативно с точки зрения осушения первого контура.

Результаты расчета аварийного режима представлены на рис. 8–12. На рис. 8 и далее подпись «РАДУГА-ЭУ» соответствует результатам, полученным на основе модели экспресс-оценки для энергоблока с РУ ВВЭР-1000/В-320, которая создана при помощи моделирующего комплекса «РАДУГА-ЭУ».

В результате частичного разрыва холодной нитки главного циркуляционного трубопровода начинается истечение теплоносителя из первого контура под защитную оболочку реактора. Давление в первом контуре снижается, и это приводит к срабатыванию АЗ по сигналу снижения давления над активной зоной до 14.8 МПа при мощности реактора более 75 % от номинальной. После срабатывания АЗ мощность реактора снижается до уровня остаточных тепловыделений.

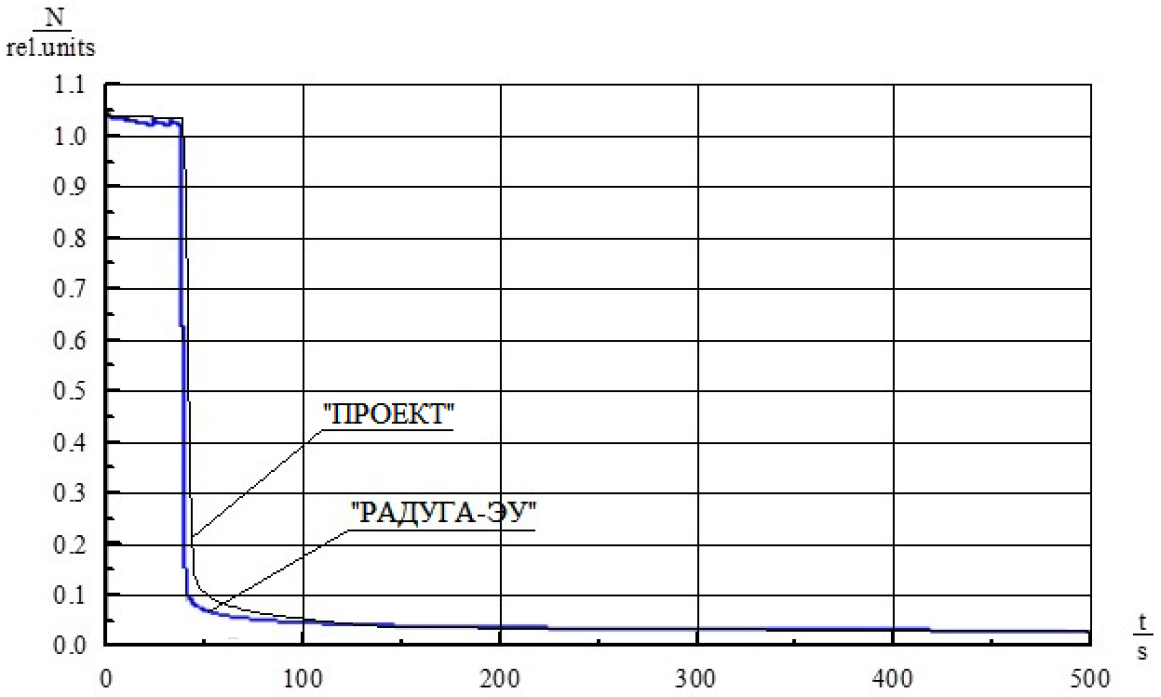


Рис. 8. Относительная мощность тепловыделений в активной зоне.

После обесточивания ГЦН и окончания их выбега в контуре устанавливается режим естественной циркуляции теплоносителя. Течь теплоносителя из первого контура приводит к снижению давления в первом контуре. К 4000 с переходного процесса расход от насосов САОЗ становится равным расходу в течь, давление теплоносителя первого контура стабилизируется на уровне ~2.8 МПа. После начала подачи раствора бора насосами САОЗ, срабатывания гидроемкостей (ГЕ) САОЗ и выравнивания расхода течи и подпитки давление в КД стабилизируется (рис. 9).

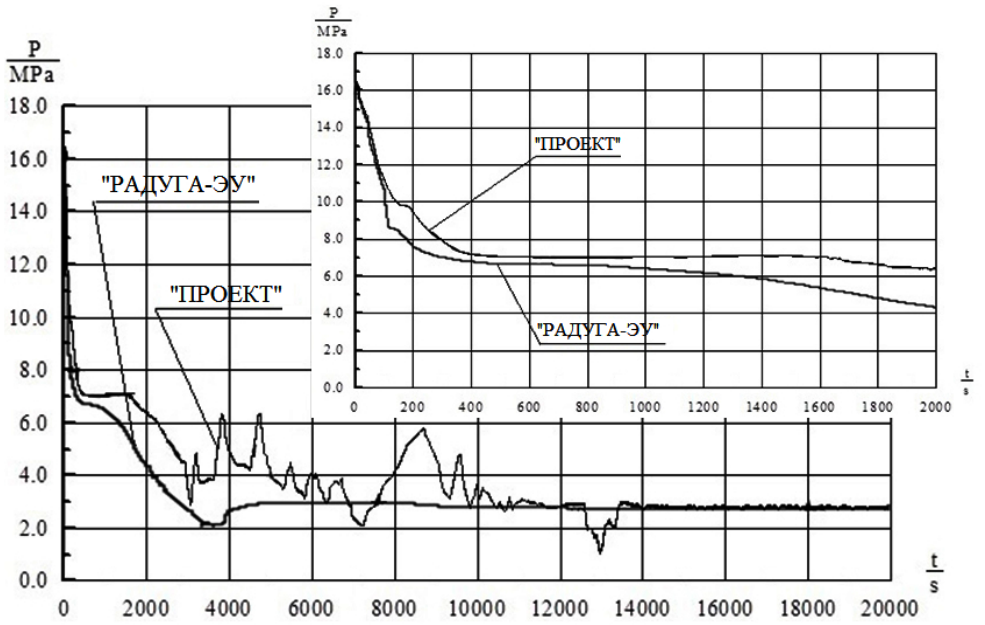


Рис. 9. Давление в КД.

Во втором контуре после отключения турбины растет давление в главном паровом коллекторе и парогенераторах, что приводит к срабатыванию быстродействующих редукционных установок сброса пара в атмосферу (БРУ-А).

Отключение турбопитательных насосов (ТПН) приводит к прекращению подачи питательной воды в ПГ. Это ведет к снижению уровня воды в ПГ и оголению трубчатки ПГ. Снижение температуры теплоносителя первого контура приводит к конденсации пара в ПГ, понижению давления в ПГ (рис. 10) и стабилизации уровня воды в ПГ.

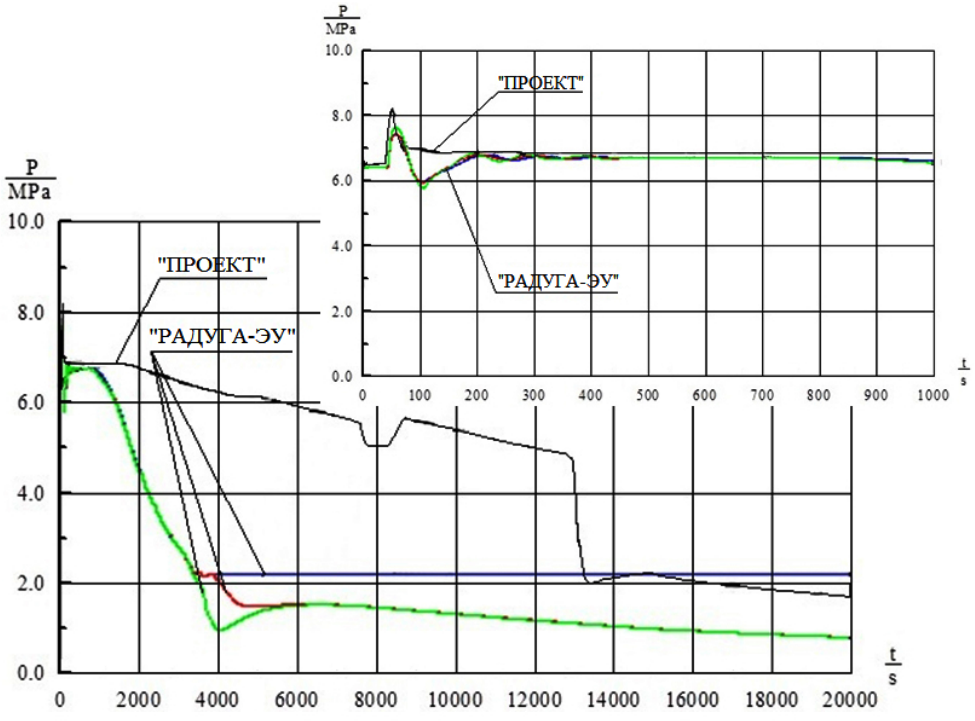


Рис. 10. Давление в ПГ.

На 100 с расчета давление в первом контуре снижается ниже 10.0 МПа, и начинается подача борного раствора от двух насосов аварийного ввода бора в холодные нитки третьей и четвертой циркуляционных петель. За счет этого снижается температура теплоносителя на входе и выходе из реактора (рис. 11), а также температура оболочек твэлов (рис. 12).

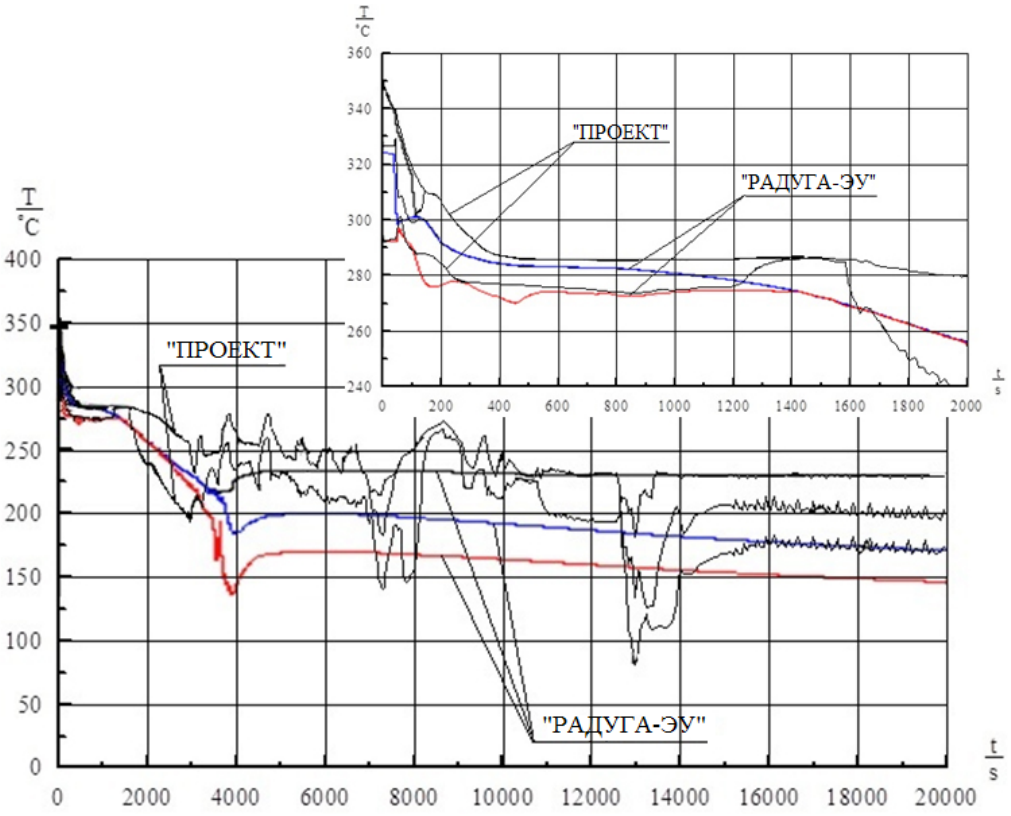


Рис. 11. Температура теплоносителя в НКР, СКР, температура насыщения.

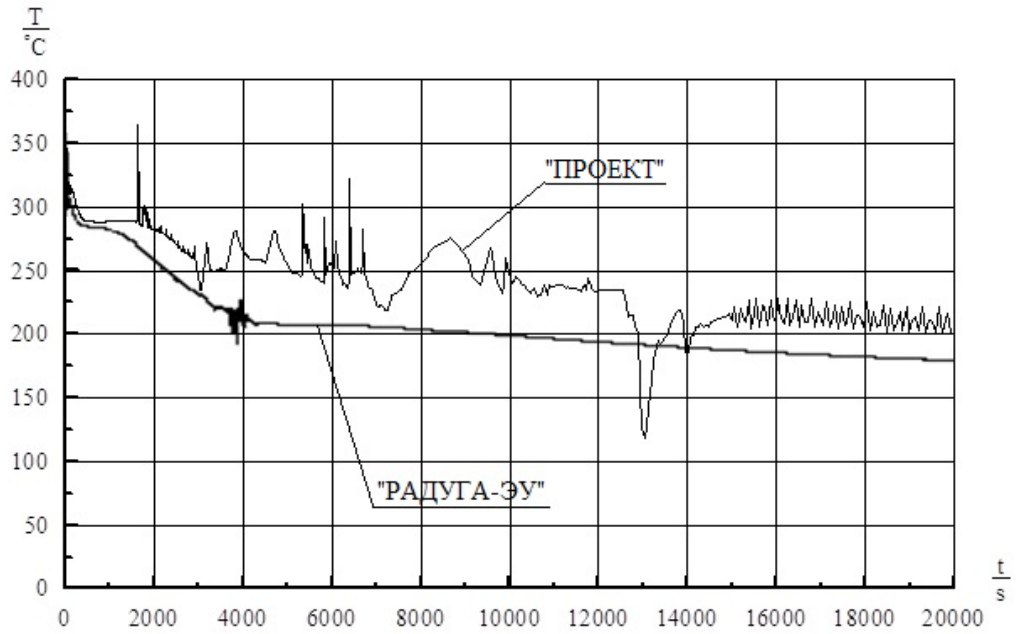


Рис. 12. Максимальная температура оболочек твэлов.

В приведенном ниже перечне отклонение результатов расчета определяется для установившихся на конец расчета значений.

Отклонения результатов расчета по модели экспресс-оценки от результатов расчета, представленных в типовом расчете для энергоблока с РУ ВВЭР-1000/В-320:

– максимальная температура оболочек твэлов — 12.5 %;

– температура теплоносителя в НКР, СКР — 14 %;

– давление в КД — 0.5 %.

Опыт применения модели экспресс-оценки во время учений на Ростовской АЭС

21 июля 2015 года состоялась противоаварийная тренировка на Ростовской АЭС. В ходе тренировки отрабатывалась ликвидация аварии, связанной с потерей внешнего электроснабжения собственных нужд, согласно сценарию, разработанному концерном «Росэнергоатом». В ходе проведения учений в ИАЦ Ростехнадзора применялись модели экспресс-оценки, созданные для энергоблоков Ростовской АЭС.

В ходе тренировки отрабатывалась ликвидация следующего аварийного сценария:

Ч+00 : 00 : 00 — по результатам мониторинга 16N на энергоблоке № 2 было зафиксировано превышение протечки из первого контура в ПГ-2 выше эксплуатационного предела (4.5 кг/ч);

Ч+00 : 10 : 00 — происходит повреждение наземных линий электропередач ВЛ 500 кВ и ВЛ 200 кВ в результате землетрясения в районе Ростовской АЭС; разрушение ОРУ-220 (500 кВ) приводит к потере внешнего электроснабжения собственных нужд; отказ запуска 2ДГ-1 (из-за неработоспособности топливной системы дизеля); отказ запуска 2ДГ-3 (из-за срабатывания защиты от многофазных замыканий в обмотке статора ДГ); запрет работы БРУ-К; БРУ-А срабатывает на энергоблоках № 2 и № 3, 2БРУА-2 заклинивает в открытом положении; БЗОК № 2 закрывается по факту увеличения температуры первого контура ≥ 200 °С, разницы температур насыщения первого и второго контура ≥ 75 °С и уменьшения давления во втором контуре ≤ 4.9 МПа;

Ч+00 : 15 : 00 — в результате землетрясения на энергоблоке № 2 происходит увеличение течи из первого контура во второй в 2ПГ-2 до эквивалентного диаметра 100 мм и разрыв трубопровода, соединяющего ГЕ 2YT12B01 (осуществляет подпитку в НКР) с реакторной установкой в неотсекаемой части; отказ ГЕ 2YT13B01 по общей причине (при снижении давления в первом контуре < 5.88 МПа).

Исходя из вышеприведённого сценария, наиболее неблагоприятная обстановка складывается на энергоблоке № 2 Ростовской АЭС. Ниже приведены результаты расчёта параметров оборудования энергоблока № 2 Ростовской АЭС.

На рис. 13 изображён график относительных нейтронной и тепловой мощностей в активной зоне. Как видно из рис. 13, функция безопасности — подкритичность активной зоны — обеспечивается для всего времени расчёта.

На рис. 14 изображён график давления на входе и выходе из активной зоны. К моменту времени 3150 с после начала расчёта наблюдается скачок давления больше 20 МПа, что свидетельствует о нарушении плотности первого контура и нарушении функции безопасности — обеспечение целостности первого контура.

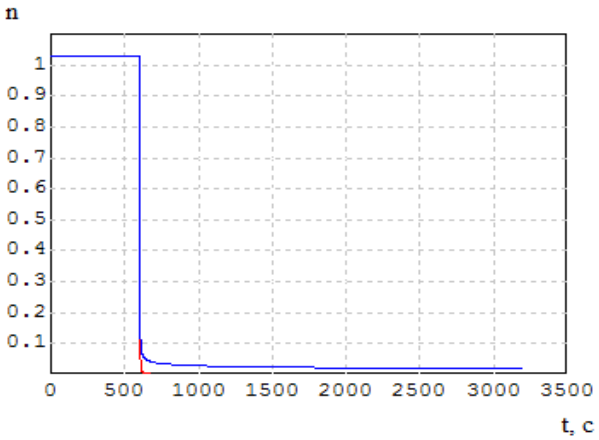


Рис. 13. Относительные нейтронная и тепловая мощности в активной зоне.

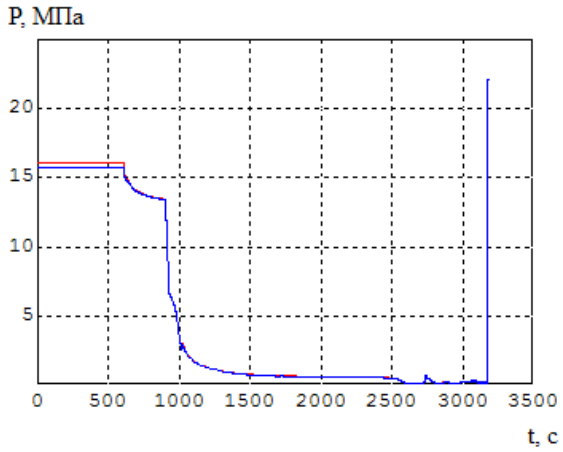


Рис. 14. Давление на входе и выходе из активной зоны.

На рис. 15 представлен график относительного массового паросодержания в напорной камере реактора (НКР). Как видно из рис. 15, начиная с момента времени 2200 с в НКР появляется пар, что свидетельствует о нарушении функции отвода тепла от активной зоны.

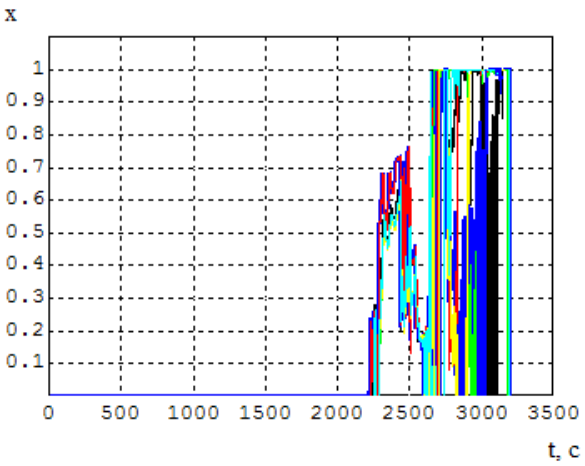


Рис. 15. Массовое паросодержание в НКР.

Таким образом, на основе расчётов по модели экспресс-оценки состояния критических функций безопасности АЭС получено время нарушения выполнения критических функций безопасности, которое составило:

– обеспечение подкритичности реактора — обеспечивается в течение всего времени расчёта;

– обеспечение целостности первого контура — 3150 с после начала расчёта;

– обеспечение отвода тепла от активной зоны — 2200 с после начала расчёта.

В результате анализа данного аварийного сценария можно сделать вывод, что до момента начала нарушения функции отвода тепла от активной зоны у персонала будет не больше 30 минут для проведения мероприятий по подаче охлаждающей воды к активной зоне реактора.

Заключение

На основе ПС «РАДУГА-ЭУ» созданы быстродействующие модели оценки состояния и прогноза развития критических функций безопасности на энергоблоках АЭС с реактором ВВЭР-1000.

Проведена верификация модели экспресс-оценки на основании документации по обоснованию безопасности АЭС.

Представлено практическое применение разработанной модели в ходе проведения учений в ИАЦ в 2015 г. на модели для энергоблока № 2 Ростовской АЭС.

Как показал опыт моделирования сценариев аварий при верификации, модель экспресс-оценки состояния функций безопасности позволяет восстанавливать недостающую информацию о дополнительных отказах на АЭС, не предоставленных эксплуатирующей организацией во время чрезвычайных ситуаций или противоаварийных тренировок.

В настоящее время модель экспресс-оценки используется специалистами ФБУ «НТЦ ЯРБ» в ИАЦ Ростехнадзора.

Литература

1. *Кавун О. Ю.* Методика моделирования динамики энергоблока АЭС, реализованная в программном комплексе РАДУГА-ЭУ/ О. Ю. Кавун // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов. 1999. Вып. 2. С. 17–39.

2. *Кавун О. Ю.* Программа «ТРР» для теплогидравлического расчета сложных теплогидравлических сетей / О. Ю. Кавун, М. Я. Куно, В. Г. Фейман // Алгоритмы и программы для нейтронно-физических расчетов ядерных реакторов. НЕЙТРОНИКА-97: сб. трудов семинара МАЭ РФ. Обнинск, 1998. С. 111–118.

3. Программный комплекс «Моделирование в технических устройствах» / О. С. Козлов, В. В. Ходаковский, Д. Е. Кондаков. Российское Агентство по Правовой Охране Программ для ЭВМ, Баз Данных и Топологий Интегральных Микросхем (РосАПО). Свидетельство № 970053 от 10.02.1997.

УДК 621.039.53

Экспериментальное обоснование технологии вакуумной осушки ОЯТ реактора РБМК-1000 при переводе на сухое хранение

В. К. Ефимов, Т. Б. Маликов, Ю. А. Мигров, С. В. Самусь, О. Д. Черный

ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова», г. Сосновый Бор Ленинградской области, Россия

Аннотация

Представлены результаты экспериментального обоснования технологии вакуумной осушки **отработавшего ядерного топлива** (ОЯТ) реактора РБМК-1000 при переводе на сухое хранение. Дано описание экспериментального стенда, оборудования, сценариев проведения и результатов экспериментов.

Ключевые слова: ОЯТ, контейнер, осушка, технология, эксперимент, РБМК-1000.

UDC 621.039.53

Experimental study of the process for RBMK-1000 SNF vacuum drying before dry storage

V. K. Efimov, T. B. Malikov, Yu. A. Migrov, S. V. Samus, O. D. Cherny

«Alexandrov Research Institute of Technology» (NITI), Sosnovy Bor, Leningrad region, Russia

Abstract

The paper presents results of experiments carried out in support of the technology for RBMK-1000 **spent nuclear fuel** (SNF) vacuum drying in preparation for dry storage. The experimental setup, equipment, scenarios, and results are described.

Key words: SNF, cask, drying, technology, experiment, RBMK-1000.

Введение

Для перевода отработавшего ядерного топлива РБМК-1000 из бассейнов выдержки на АЭС на сухое контейнерное хранение с возможностью дальнейшей транспортировки контейнеров с ОЯТ на переработку или на окончательное хранение в ОАО «КБСМ» разработана конструкция УКХ-109 (упаковочного комплекта хранения).

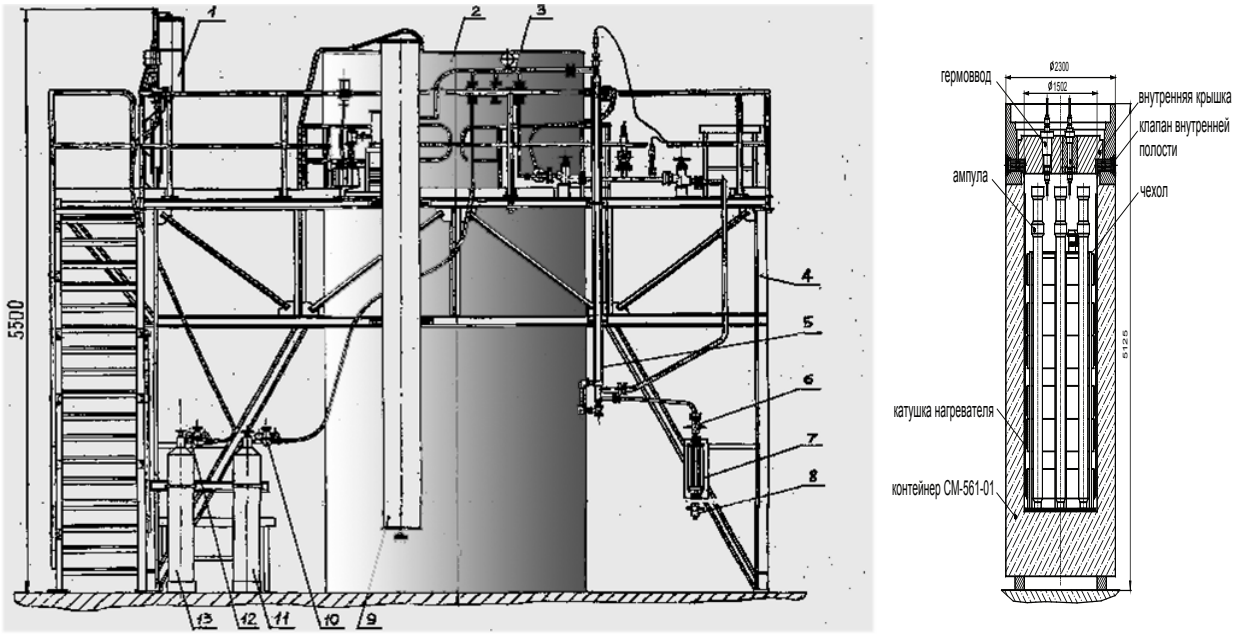
УКХ-109 представляет собой металлобетонный контейнер (МБК), загруженный чехлом с ампулами в количестве 144 штук. В ампулах размещаются пучки твэлов, полученные путем разрезки на две части отработавших тепловыделяющих сборок реактора РБМК-1000. Для удаления воды из внутренних полостей ампул и контейнера в средствах осушки УКХ-109 используется вакуумное осушение.

Проект технологического процесса осушения УКХ-109 разработан ОАО «КБСМ». Так как конструкция контейнера и технология загрузки ОЯТ существенно отличается от аналогов, то было принято решение об отработке этого процесса на специально созданном крупномасштабном стенде осушки и контроля герметичности СМ-Э332 во ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова».

В настоящей статье приведены описание стенда СМ-Э332, технология вакуумной осушки МБК, экспериментальная проверка метода вывода влаги и критерия завершения осушки МБК.

Описание стенда СМ-Э332

Стенд СМ-Э332 (рис. 1а) состоит из натурного металлобетонного контейнера (рис.1б), технологических систем осушки и откачки газов, системы измерений теплофизических параметров контейнера и контроля герметичности.



а) *б*)

Рис. 1. Стенд СМ-Э332:
а) общий вид стенда; 1 — силовой щит; 2 — контейнер; 3 — мановакуумметр; 4 — площадка обслуживания; 5 — конденсатор; 6 — клапан; 7 –приемный бак; 8 — клапан; 9 — бустерный бак; 10 — редуктор; 11 — баллон с гелием; 12 — редуктор; 13 — баллон с азотом;
б) конструкция контейнера имитатора.

Контейнер стенда представляет собой доработанный под установку имитаторов ОЯТ и датчиков измерения температуры натурный контейнер СМ-561–01. Доработана также и внутренняя крышка контейнера, в которой установлены герметичные выводы кабеля от электронагревателей и датчиков температуры. Внутри контейнера установлены четыре ампулы с нагревателями, которые имитируют процесс испарения воды из натурной ампулы с ОЯТ. Размеры и тепловыделение ампулы имитатора соответствуют штатной ампуле с ОЯТ. Так как в штатном контейнере устанавливается 144 ампулы, то энерговыделение остальных ампул с ОЯТ моделируется шестью катушками кабельного нагревателя.

Основные характеристики стенда:

Размеры контейнера, (диаметр/высота) мм	2300/5125
Внутренний объем контейнера, м^3	7.31
Масса контейнера в сборе, т	68.37
Масса чехла, т	0.78
Количество имитаторов ампул, шт.	4
Суммарная мощность нагревателей контейнера, кВт	11

Суммарная мощность нагревателей ампул, кВт	0.3
Диапазон изменения давления среды контейнера, кПа	0.2…150
Диапазон изменения температуры среды контейнера, ºС	10…180
Масштабы моделирования применительно к УКХ-109:	
объемный	1 : 1
линейный	1 : 1
по мощности тепловыделения имитаторов ампул с ОЯТ РБМК-1000	1 : 1

Схема стенда приведена на рис. 2. Уникальность стенда заключается в том, что в нем используется натурный контейнер, поэтому процессы осушки можно моделировать без использования масштабных коэффициентов, как по физическим, так и по временным параметрам.

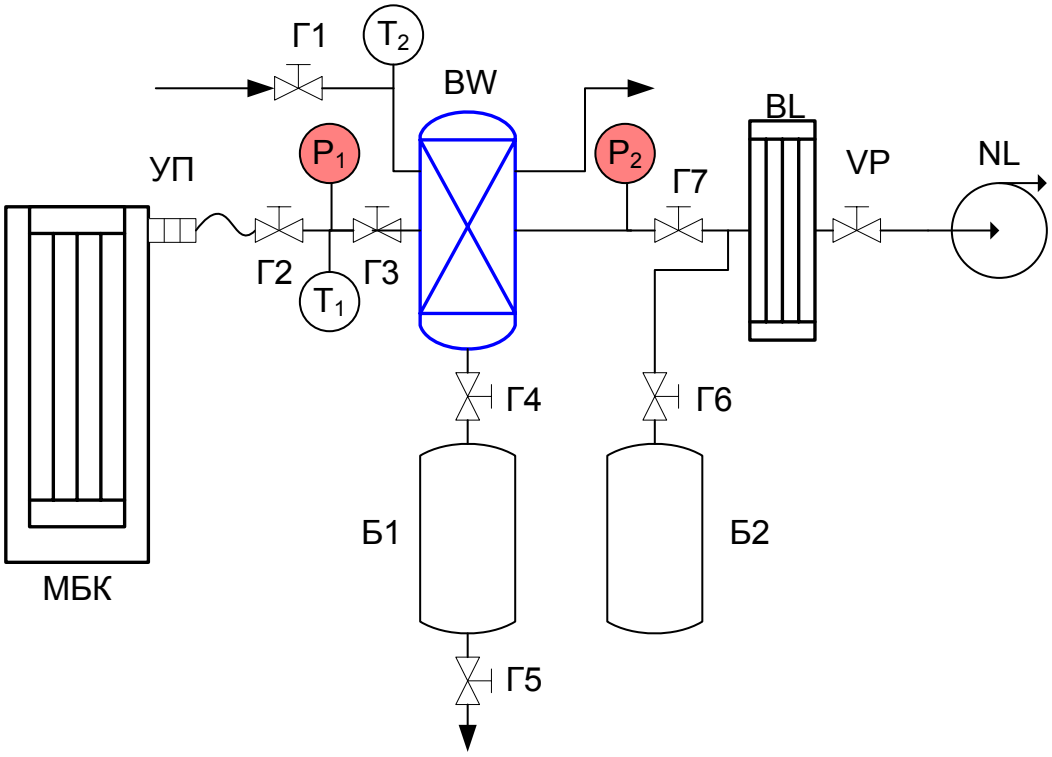


Рис. 2. Схема стенда СМ-Э322:

МБК — контейнер имитатор; BW — конденсатор; Б1 — приемный бак; BL — азотная ловушка; Б2 — бустерный бак; Г1…Г14 — клапаны запорные, Р1–Р2 — датчики давления; Т 1–Т 2 — датчики температуры; NL — вакуумный насос.

Технология вакуумной осушки ОЯТ

Моделирование условий подготовки УКХ-109 к сухому хранению осуществлялось:

– с энерговыделением, соответствующим 10-ти и 30-летней выдержки ОЯТ РБМК-1000;

– с различной массой испаряемой воды в контейнере и в ампулах с ОЯТ (от 1 до 31 кг);

– в зимних и летних условиях;

– с различной степенью прогрева корпуса МБК.

Каждый эксперимент состоял из трех этапов [1].

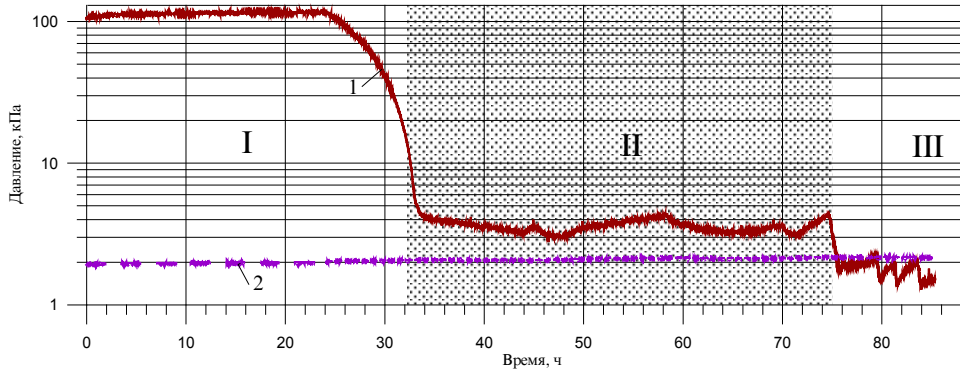
На первом, подготовительном этапе осуществлялась подготовка и настройка оборудования стенда. На этом этапе в центральную часть каждой ампулы заливалось по 250 г воды. На дно контейнера, в зависимости от типа эксперимента, заливалось от 1 до 31 кг воды.

На втором этапе, с целью моделирования температурного режима натурного УКХ за время его доставки из отделения загрузки на площадку обслуживания для проведения вакуумного осушения, осуществлялся предварительный, 24 часовой прогрев контейнера стенда при помощи электрических нагревателей, установленных в ампулах и на чехле.

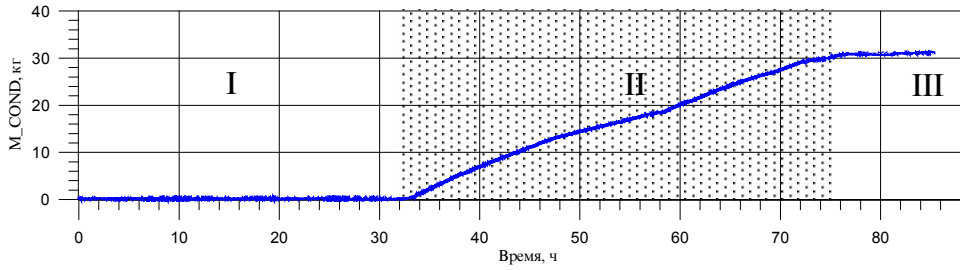
На третьем этапе проводилась откачка парогазовой среды из контейнера от атмосферного давления до остаточного давления в диапазоне от 1 до 3 кПа. После окончания осушки нагреватели отключались, и контейнер охлаждался до температуры окружающей среды. В среднем длительность проведения одного эксперимента составляла 10…15 суток.

Измерения, регистрация и обработка экспериментальной информации на стенде выполнялись при помощи системы экспериментальных измерений, состоящей из 54 различных датчиков, и специально разработанного в НИТИ измерительно-вычислительного комплекса (ИВК)«СМ-Э332».

Анализ результатов экспериментального моделирования процессов вакуумного осушения УКХ-109 с ОЯТ РБМК-1000 на стенде СМ-Э332 показал, что в зависимости от величины давления парогазовой смеси в контейнере можно выделить условно три стадии [2] технологического процесса вакуумного осушения УКХ. Рассмотрим эти процессы на примере результатов эксперимента СМ_3_06, в котором моделировалась вакуумная сушка УКХ-109 с 31 кг воды и с энерговыделением, соответствующем 30-летней выдержки ОЯТ (см. рис. 3).



а)



б)

Рис. 3. Характерные стадии технологического процесса вакуумного осушения УКХ-109:

а) давление:

1 — парогазовой смеси в контейнере;

2 — давление насыщения водяных паров при температуре окружающей среды;

б) M_COND — масса конденсата в приемном баке.

На первой стадии процесса вакуумирования в диапазоне давления в контейнере от 140 до 10…20 кПа происходит откачка парогазовой смеси. Пар, образующийся в ампулах с ОЯТ, в основном конденсируется на более холодных стенках контейнера, в первую очередь на крышке и в клапане внутренней полости. На этой стадии осушки откачка смеси может выполняться с максимально возможной производительностью вакуумного насоса.

С целью исключения захолаживания внутренних поверхностей клапана внутренней полости контейнера ниже температуры окружающей среды давление на выходе из контейнера должно быть выше давления насыщения водяных паров по температуре окружающей среды (температуре воздуха в помещении поста подготовки УКХ-109). В проекте средств осушки УКХ-109 не предусмотрено измерение давления газов во время откачки непосредственно в контейнере и оперативный контроль давления возможен только по датчикам, установленным в трубопроводе магистрали системы откачки.

Вторая стадия вакуумной осушки, которая реализуется при давлении в контейнере менее 10…20 кПа, характеризуется интенсивным парообразованием в контейнере и конденсацией выходящего пара в теплообменнике. На этой стадии откачки, после начала конденсации пара в теплообменнике (начала увеличения уровня в приемном баке), дополнительно к требованиям по регулированию давления необходимо уменьшить скорость откачки и поддерживать ее на минимально возможном уровне. Выполнение этого условия необходимо для исключения вскипания воды в конденсаторе и, соответственно, уменьшения количества пара, поступающего в блок с фильтрами и в сам насос.

Третья стадия откачки начинается после прекращения конденсации пара в конденсаторе (стабилизации уровня в приемном баке). На этой стадии в области давлений меньше 7 кПа осуществляется контроль окончания процесса вакуумной осушки контейнера.

Контроль остаточного влагосодержания

Основной задачей вакуумного осушения МБК является обеспечение условий, при которых максимально допустимое содержание воды в контейнере не должно превышать величины 20 г/м^3 или 100 г на контейнер УКХ-109. Достижение данных значений является задачей всего процесса. Анализ результатов экспериментального моделирования процессов вакуумного осушения металлобетонных контейнеров на стенде СМ-Э332 показал, что в реальных условиях осушки, когда содержание влаги в конкретном контейнере неизвестно, возможен единственный метод определения количества остаточной влаги во внутренней полости контейнера. Суть этого метода состоит в анализе изменения давления в контейнере за определенный промежуток времени и температуры окружающей среды.

Для этого в контейнере необходимо создать условия, при которых вся жидкая фаза воды испарилась, а паровая фаза находилась в перегретом относительно температуры насыщения состоянии. Затем следует измерить общее давление парогазовой смеси в контейнере и определить, допуская в консервативном приближении равенство парциального давления пара измеренному, плотность пара на линии насыщения и, соответственно, его массу в объеме контейнера.

Полученное при этом значение массы пара является максимально возможным, так как наличие в полости контейнера остатков воздуха снижает плотность перегретого пара. Такой подход справедлив и в связи с отсутствием температурных измерений в контейнере УКХ-109. Поэтому единственной информацией, на основании которой можно сделать вывод о тепловом состоянии контейнера при его вакуумировании, является температура окружающей среды на посту подготовки УКХ-109 к сухому хранению.

В соответствии с термодинамическими свойствами воды и водяного пара на линии насыщения плотности насыщенных паров воды 20 г/м^3 соответствует давление 2.72 кПа и температура насыщения 22.5 ºС. Следовательно, основным требованием к уровню остаточного разряжения во внутреннем объеме МБК при проведении технологического процесса вакуумного осушения является откачка газовой среды контейнера до абсолютных давлений менее $P_{мах}$=2.72 кПа. В этом случае остаточная плотность паров воды в контейнере будет меньше нормативной величины.

При температуре окружающей среды на площадке вакуумирования УКХ-109 выше 22.5 ºС и откачки среды контейнера до абсолютного давления 2.72 кПа, внутренние поверхности стенок контейнера из-за остаточного тепловыделения ОЯТ всегда будут перегреты выше температуры 22.5ºС, а водяные пары перегреты относительно состояния насыщения.

При температуре окружающей среды ниже 22.5 ºС откачку среды контейнера необходимо выполнять до давлений, как видно из рис. 4, ниже 2.72 кПа. В этом случае нижний предел остаточного давления в контейнере и, соответственно, минимально возможная температура окружающей среды будут определяться условиями надежной конденсации паров воды в теплообменнике-конденсаторе и исключения вскипания конденсата в приемном баке. Принимая температуру в теплообменнике средств осушки УКХ-109 равной 4 ºС, с учетом обеспечения температурного напора 5 ºС для надежной конденсации пара в конденсаторе, получим минимально возможную величину температуры окружающей среды, равную 9 ºС. Следовательно, величину давления на выходе из конденсатора и, соответственно, в контейнере необходимо поддерживать, как видно из рис. 4, выше $P_{мин}$=1.15 кПа.

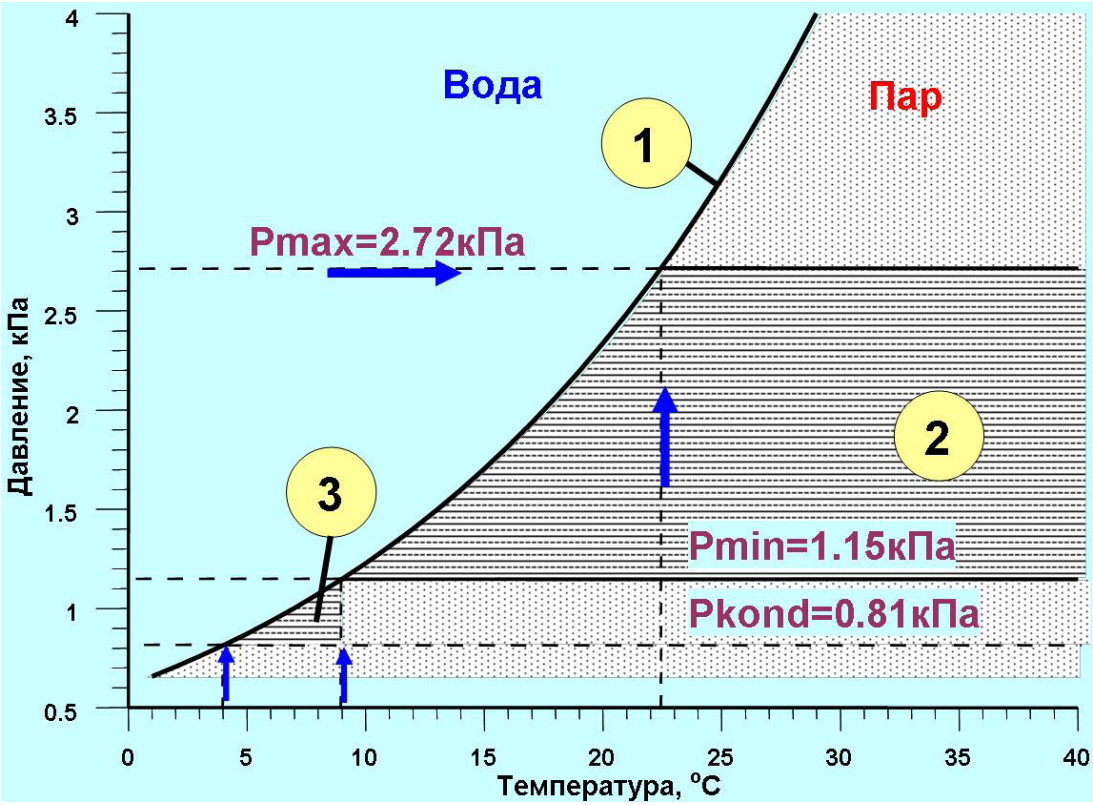


Рис. 4. Границы остаточного давления парогазовой смеси в УКХ-109 при контроле окончания вакуумной сушки:
1– линия насыщения водяного пара; 2 — допустимая область остаточного давления;
3 — область ухудшенной конденсации пара в теплообменнике.

Таким образом, для создания условий полного испарения воды в контейнере при температурах окружающей среды от 38 до 22.5 ºС газовый объем контейнера необходимо отвакуумировать до давления ниже 2.72 кПа, при температуре окружающей среды от 22.5 до 10 ºС — ниже давления насыщения при этой температуре, но выше $P_{мин}$=1.15 кПа. При температуре окружающей среды от 5 до 10 ºС, как видно из рис. 4, откачку среды контейнера необходимо выполнять ниже $P_{мин}$ = 1.15 кПа. В этом случае условия для конденсации пара в теплообменнике ухудшаются, и пар может поступать в блок с фильтрами и в насос.

Далее требуется выполнить контроль отсутствия в контейнере жидкой фазы воды. Для этого вакуумирование необходимо прекратить, магистраль откачки УКХ-109 перекрыть и контролировать давление в контейнере. С учетом результатов экспериментального моделирования процессов вакуумной осушки МБК на стенде СМ-Э332, процесс завершения осушки УКХ-109 реализуется следующим образом.

Если в течение 4 часов давление в контейнере повысится для ОЯТ 30-летней выдержки на величину менее 100 Па (для ОЯТ 10-летней выдержки — менее 200 Па) и при этом абсолютное давление в контейнере не превысит величину давления насыщения при температуре окружающей среды или предельную величину остаточного давления 2.72 кПа, что свидетельствует об отсутствии в контейнере жидкой фазы, то осушка закончена и величина остаточной влаги в контейнере не превышает 20 г/м^3. Если эти условия не соблюдаются, то необходимо откачку повторить.

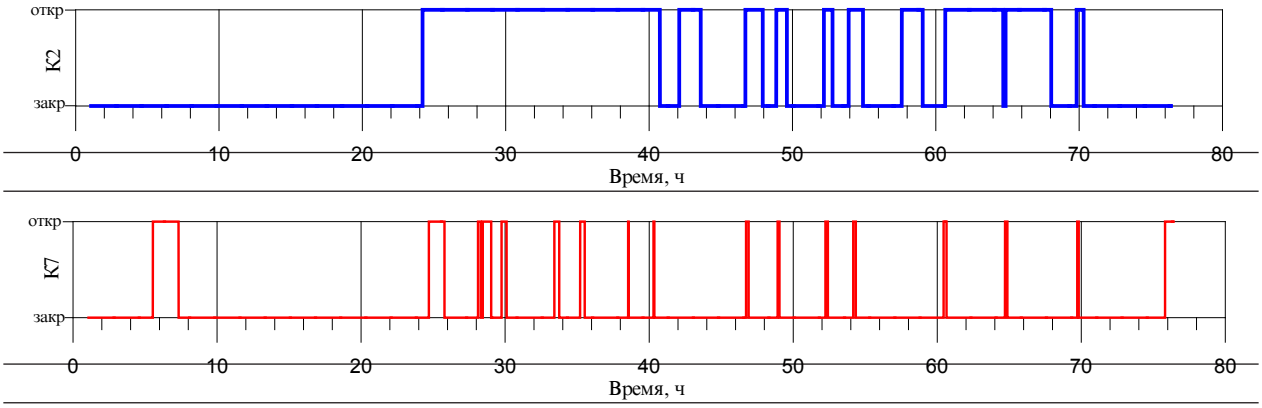
Экспериментальная проверка алгоритма осушки МБК

С учетом изложенных выше требований к проведению технологического процесса вакуумного осушения МБК с ОЯТ РБМК-1000 был проведен тестовый эксперимент с неизвестным для экспериментаторов количеством воды, залитой в контейнер. На рис. 5 приведены результаты хода вакуумной осушки в таких условиях.

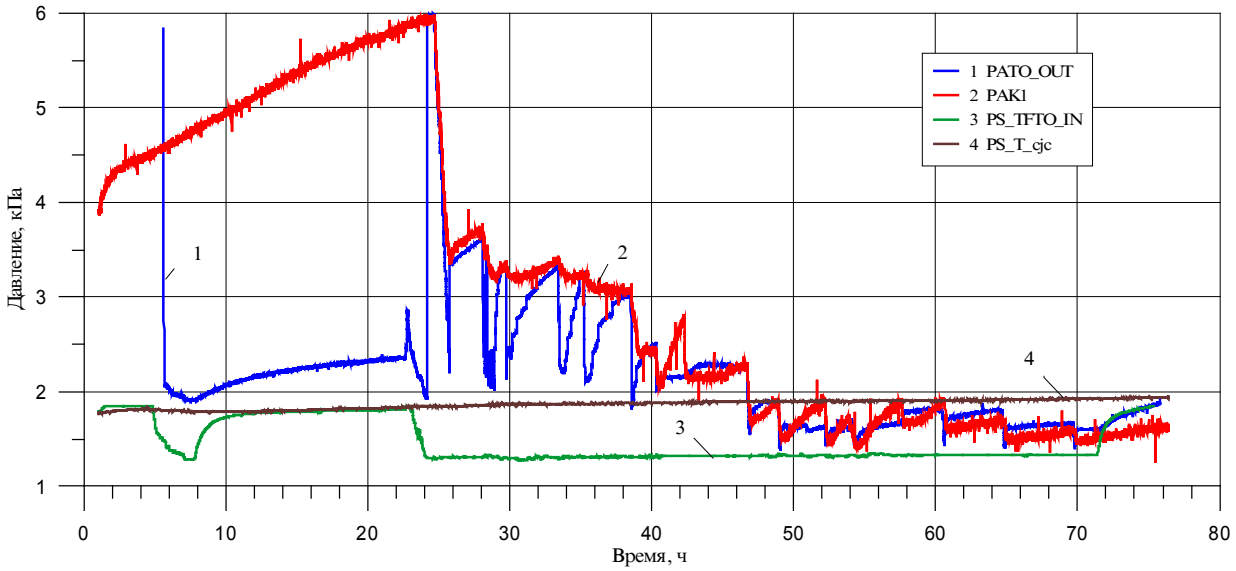
Эксперимент CM_9_06 [3] выполнялся при температуре окружающей среды 16 ºС, температура охлаждающей воды в конденсаторе во время эксперимента находилась в пределах 10…11 ºС. Контейнер предварительно был отвакуумирован до давления 4 кПа. Затем были включены нагревательные элементы чехла с суммарной мощностью 3.9 кВт, что соответствовало энерговыделению ОЯТ РБМК-1000 30-летней выдержки. Через 24 часа предварительный нагрев был закончен. При этом давление газовой смеси в контейнере выросло до 6 кПа.

Затем в магистрали откачки был открыт клапан К2 и полностью открыт клапан К7 (см. рис. 5) и при помощи вакуумного насоса началась откачка парогазовой среды из внутренней полости контейнера. Как видно, на первой стадии осушки, в соответствии с предложенным выше методом, откачка выполнялась с максимально возможной скоростью, но давление на выходе из конденсатора (PATO_OUT) оставалось выше давления насыщения паров воды при температуре окружающей среды (Ps_Tcjc).

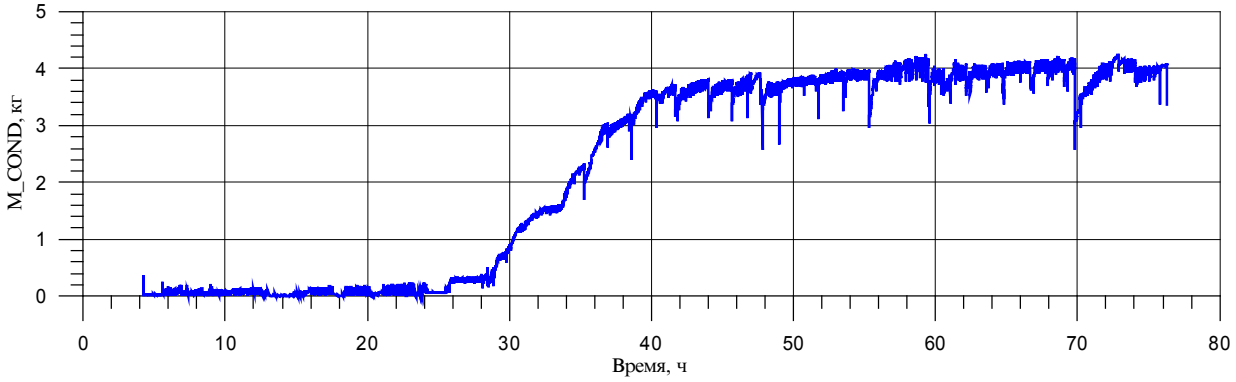
Начиная с 26-го часа, после начала конденсации пара в теплообменнике, наступила вторая стадия осушки. В этот момент был закрыт клапан К7 и откачка насосом прекратилась. После выхода уровня конденсата в приемном баке на стационарное значение (см. параметр M_COND) регулировки расхода откачки и давления на выходе из конденсатора (PATO_OUT), начиная с 28 часа эксперимента, выполнялись путем кратковременного открытия клапана К7.



а)



б)



в)

Рис. 5. Эксперимент CM_9_06, изменение во времени:
а) состояния клапанов (К2, К7 по рис. 2);
б) давление среды в контейнере (PAK1), на выходе из конденсатора (PATO_OUT), давление насыщения водяных паров по температуре окружающей среды (Ps_Tcjc) и по температуре охлаждающей жидкости в конденсаторе (Ps_TFTO_IN);
в) количество конденсата в приемном баке (M_COND).

К 40-му часу эксперимента в приемном баке было собрано 3.6 кг конденсата. Как видно, с 40-го по 47-й час эксперимента темп прироста конденсата в приемном баке существенно снизился, и началась реализация третьей стадии осушки — контроля достижения нормативных значений концентрации остаточной влаги в контейнере. Так как температура окружающей среды в эксперименте была равна 16 ºС, что ниже 22.5 ºС, то и откачка среды контейнера выполнялась до величины давления ниже давления насыщения при температуре 16 ºС (Ps_Tcjc=1.8 кПа), но выше величины давления насыщения при температуре охлаждающей жидкости в конденсаторе Ps_TFTO_IN=1.3 кПа. После 8 циклов откачки осушка контейнера была завершена.

На 70-м часе, после выполнения короткого цикла откачки насосом, был закрыт клапан К2, и одновременно, с целью проверки показаний датчиков давления, прекращена подача охлаждающей жидкости в конденсатор. Как видно из рисунка 5 б, в пределах своей погрешности измерения датчик PATO_OUT регистрирует парциальное давление пара в конденсаторе и в магистрали откачки от клапана К2 до клапана К7.

Дрейф давления в контейнере, зарегистрированный датчиком PAK1, в диапазоне времени от 65-го до 76-го часа имел постоянную величину (~20 Па/ч), соизмеримую с изменением давления газа от температуры при постоянном объеме, и не изменился при закрытии клапана К2.

Факт завершения к этому времени парообразования в контейнере и конденсации в теплообменнике косвенно подтверждается показаниями термопары THF_YP, установленной на внешней поверхности фланца клапана внутренней полости контейнера.

Допуская, что воздух в контейнере отсутствует (консервативная оценка), и, принимая во внимание погрешность измерения датчика PAK1, получим, что максимально возможное остаточное парциальное давление пара в контейнере имеет величину 1.7 кПа, которая меньше давления насыщения водяных паров по температуре окружающей среды, равного Ps_Tcjc = 1.93 кПа. Поэтому все внутренние и внешние поверхности контейнера в этот момент времени значительно перегреты относительно точки росы, величина которой в нашем случае составляет 17 ºС. В этом случае максимально возможная плотность остаточных паров воды в контейнере составит величину 12.8 г/м^3, что меньше нормативного значения 20 г/м^3.

Величина массы конденсата, слитого после эксперимента из приемного бака, составила 3.97 кг. Перед началом эксперимента экспертной комиссией на днище контейнера было залито 3.81 кг воды. С учетом остатка паров воды в контейнере после эксперимента (90 г) и количества воды, оставшегося после проведения предыдущего эксперимента (160 г), примерный небаланс массы залитой воды в контейнер и собранной в виде конденсата составил 0.090 кг.

Для реализации предложенного алгоритма в средствах осушки УКХ-109 необходимо обеспечить следующие измерения [4]:

- температуры хладоносителя на выходе из конденсатного блока;
- температуры воздуха в помещении поста подготовки УКХ к сухому хранению;
- давления парогазовой смеси в магистрали осушки на выходе из контейнера;
- давления парогазовой смеси на выходе из теплообменника;
- давления парогазовой смеси на входе в насос;
- весового уровня конденсата в приемном баке.

Для контроля давления среды в магистрали откачки необходимо предусмотреть применение дополнительных датчиков, имеющих следующие характеристики:

– датчик давления на выходе из контейнера с диапазоном измерения 0…4 кПа и погрешностью ± 10 Па;

– датчик давления на выходе из конденсатора с диапазоном измерения 0…10 кПа и погрешностью ± 25 Па.

Для обоснования условий проведения осушки УКХ-109 при температуре окружающей среды менее 10 ºС требуются дополнительные экспериментальные исследования с штатными насосом и холодильной установкой, а также с конфигурацией трубопроводов откачки, которая моделирует возможность образования гидрозатвора.

При температуре окружающего воздуха от 5 до 10 ºС целесообразно увеличить время предварительного прогрева УКХ-109 на стадии его подготовки к вакуумированию до 2…3 суток, а также предусмотреть режим дополнительного вакуумирования. Для этого, после фиксации факта завершения осушки, необходимо выполнить откачку среды контейнера до давления 0.76 кПа при помощи дополнительной байпасной линии, которая даст возможность исключить конденсаторный блок из магистрали откачки, и предотвратит вскипание конденсата в приемном баке. Но в этом случае определенное количество водяных паров поступит в фильтры и насос.

Выводы

1. Выполнены экспериментальные исследования различных режимов осушения УКХ-109 с ОЯТ РБМК-1000 в следующих условиях:

– с энерговыделением, соответствующим 10-ти и 30-летней выдержки ОЯТ РБМК-1000;

– с различной массой испаряемой воды в контейнере и в ампулах с ОЯТ (от 1 до 31 кг);

– в зимних и летних условиях;

– с различной степенью прогрева корпуса МБК.

2. Экспериментально подтверждена принципиальная возможность вакуумного осушения УКХ-109 до нормативных значений концентрации влаги (20 г/м3) при температуре окружающего воздуха более 15 ºС.

3. Предложена методика оценки максимальной концентрации остаточной влаги внутри контейнера после его осушения.

4. Разработан и экспериментально обоснован метод проведения вакуумной осушки УКХ-109, обеспечивающий условия достижения нормативного значения концентрации остаточной влаги внутри контейнера.

5. Выданы рекомендации по корректировке системы измерения и поддержания технологических параметров средств осушки УКХ-109 Ленинградской АЭС.

Литература

1. Экспериментальное обоснование технологии вакуумной осушки отработанного ядерного топлива реактора РБМК-1000 / В. К. Ефимов, Т. Б. Маликов, Ю. А. Мигров, С. В. Самусь, О. Д. Черный // Известия Санкт-Петербургского государственного технологического института (технического университета. 2014. № 24 (50). С. 67–72.

2. Экспериментальное обоснование технологии вакуумной осушки ОЯТ реактора РБМК-1000 при переводе на сухое хранение / В. К. Ефимов, Т. Б. Маликов, Ю. А. Мигров [и др.] // Збірник наукових праць Севастопольського національного університету ядерної енергії та промисловості. Украина. 2010. № 36. С. 30–41.

3. Экспериментальное обоснование технологии вакуумной осушки отработавшего ядерного топлива ОЯТ РБМК-1000 при переводе с «мокрого» на «сухое» хранение/ Т. Б. Маликов, Ю. А. Мигров, В. К. Ефимов, С. В. Самусь // Испытания и исследования ЯЭУ: научно-технический сборник. СПб.: ООО «Литография», 2012. С. 147–155.

4. Внедрение технологии вакуумной осушки МБК с ОЯТ РБМК-1000 на Ленинградской атомной станции/ В. К. Ефимов, В. М. Зозуля, А. В. Лесников, Т. Б. Маликов [и др.] // Збірник наукових праць Севастопольського національного університету ядерної енергії та промисловості. Украина. 2011. № 42. С. 32–40.

УДК 621.039.5

Использование численного моделирования экспериментов с импульсным источником нейтронов для оценки подкритичности в ХОЯТ Ленинградской АС

В. Г. Артемов, Р. Э. Зинатуллин, А. С. Иванов, А. С. Карпов, А. В. Пискарев, Ю. П. Шемаев

ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова», г. Сосновый Бор Ленинградской области, Россия

Аннотация

В ХОЯТ импульсные эксперименты проходят с отступлением от классического подхода. Детектирование осуществляется до момента установления асимптотического распределения нейтронного потока. Что делает невозможным непосредственное сравнение экспериментальных данных и результатов стационарного расчета, в котором решается уравнение для определения асимптотического декремента затухания нейтронного потока.

Для правильной интерпретации результатов импульсных экспериментов, которые проводятся в ХОЯТ ЛАЭС, необходимо «прямое» численное моделирование данных экспериментов на основе решения нестационарного диффузионного уравнения для потока нейтронов.

Представлены результаты использования расчетных моделей для исследования нестационарных нейтронно-физических процессов, которые сопряжены с импульсными экспериментами в ХОЯТ Ленинградской АС.

Ключевые слова: ЛАЭС, ХОЯТ, бассейн выдержки, подкритичность, декремент затухания нейтронного потока, импульсный метод, импульсный нейтронный генератор, эксперимент, нейтронно-физический расчет.

UDC 621.039.5

Use of numerical modeling of experiments with pulse neutron source for evaluation of subcriticality of spent fuel storage facility at Leningrad NPP

V. G. Artemov, R. E. Zinatullin, A. S. Ivanov, A. S. Karpov, A. V. Piskarev, Yu.P. Shemayev

«Alexandrov Research Institute of Technology» (NITI), Sosnovy Bor, Leningrad region, Russia

Abstract

Pulsed experiments are carried out in spent fuel storage facility with deviation from classical approach. Detection is performed prior to asymptotic neutron flux distribution, which makes it impossible to directly compare the experimental data and the results of stationary calculation where the equation is solved for determination of asymptotic neutron flux damping decrement.

To correctly evaluate the results of pulsed experiments carried out in spent fuel storage facility of Leningrad NPP it is needed to perform «direct» numerical modelling of experimental data based on solution of non-steady diffusion equation for neutron flux.

The paper presents the results of using computational models for research of non-stationary neutronic processes associated with pulsed experiments in spent fuel storage facility of Leningrad NPP.

Key words: LNPP, spent fuel storage facility, spent fuel pool, subcriticality, neutron flux damping decrement, pulsed method, pulse neutron generator, experiment, neutronic calculation.

Введение

В бассейнах выдержки (БВ) хранилища отработавшего ядерного топлива (ХОЯТ) Ленинградской атомной станции (АС) экспериментальная импульсная методика определения декремента затухания потока нейтронов (α–метод) в сочетании с расчетным мониторингом, который проводится с помощью комплекса программ САПФИР_95&RC_ХОЯТ [1, 2], используется как дополнительное средство контроля подкритичности.

Из-за больших размеров бассейнов выдержки ХОЯТ не удается обеспечить условия проведения экспериментов в классической постановке. Время экспозиции, достижимое в эксперименте, существенно меньше времени установления асимптотического распределения нейтронов. Поэтому при обработке результатов измерений не удается определить декремент затухания основной гармоники нейтронного потока, который характеризует подкритичность исследуемого объекта.

В данной работе представлены результаты использования расчетных моделей для исследования нестационарных нейтронно-физических процессов, которые сопряжены с импульсными экспериментами в ХОЯТ Ленинградской АС.

Результаты первых пробных экспериментов с импульсным источником нейтронов в хранилище Ленинградской АС

Определение подкритичности α–методом основано на предположении, что после импульса в системе за короткий промежуток времени устанавливается асимптотическое распределение нейтронов, амплитуда которого затухает по экспоненциальному закону. Показатель экспоненты есть асимптотический декремент затухания α_0. Его связь с реактивностью ρ выражается обобщенной формулой:

$$\rho \equiv (1-k_{\text{эфф}})/k_{\text{эфф}} = \alpha_0 \Lambda - \beta_{\text{эфф}}, \qquad (1)$$

где $k_{\text{эфф}}$ – эффективный коэффициент размножения нейтронов, Λ — время генерации нейтронов, а $\beta_{\text{эфф}}$ — эффективная доля запаздывающих нейтронов.

При классической реализации эксперимента расчетное моделирование импульсных экспериментов заключается в численном решении уравнения для определения декремента затухания нейтронного потока:

$$\nabla D^g \nabla \varphi_0^g(z) - \left[\Sigma_a^g + \sum_{g'>g} \Sigma_s^{g\to g'}\right]\varphi_0^g(z) + (1-\beta)\chi_p^g \sum_{g'} \nu\Sigma_f^{g'}\varphi_0^{g'}(z) = -\frac{\alpha_0}{v^g}\varphi_0^g(z). \qquad (2)$$

где

φ_0^g — асимптотическое распределение потока нейтронов в g-й энергетической группе;

v^g — скорость нейтронов в g-й группе; D^g – коэффициент диффузии в g-й группе;

Σ_a^g — сечение поглощения нейтронов в g-й группе;

$\Sigma_s^{g'\to g}$ — сечение перевода нейтронов из группы g' в группу g;

ν^g — среднее число нейтронов, возникающее в одном акте деления;

Σ_f^g — сечение деления в g-й группе;

χ_p^g — доля мгновенных нейтронов деления, непосредственно попадающих в g-ю группу;

$\beta = \sum_{m=1}^{M} \beta_m$ — полная доля запаздывающих нейтронов;

β_m — доля запаздывающих нейтронов m-й группы нейтронов.

На рис. 1 представлены результаты измерений, которые были проведены в одном фрагменте хранилища при различных положениях генератора и детектора.

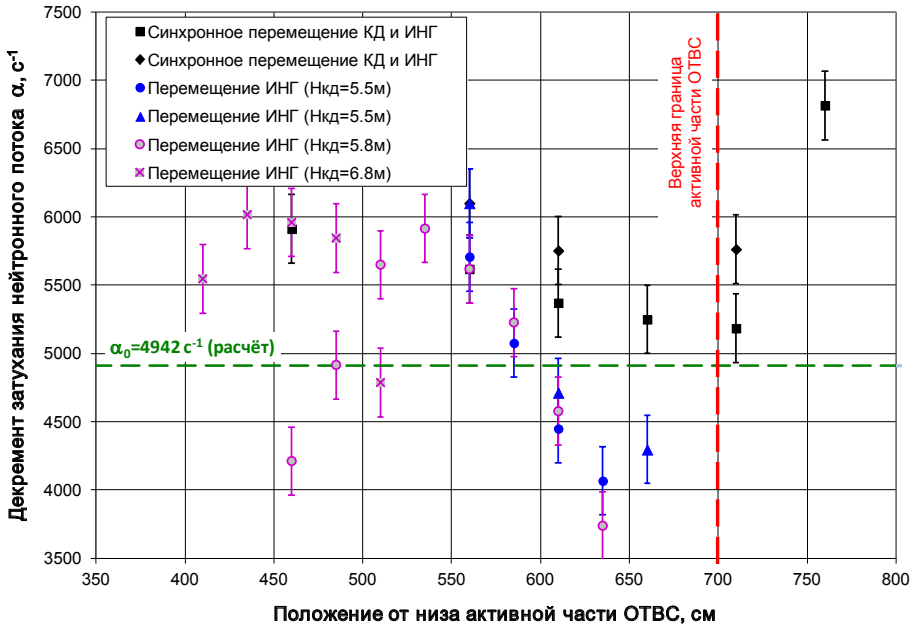


Рис. 1. Результаты первых серий измерений, проведенных в ХОЯТ ЛАЭС (1997–1999 гг.).

На первый взгляд экспериментальные данные выглядят как хаотический набор значений и плохо согласуются с величиной асимптотического декремента затухания, оцененного расчетным путем (2).

Расчетная модель ХОЯТ Ленинградской атомной станции

Для правильной интерпретации результатов импульсных экспериментов необходимо их «прямое» численное моделирование на основе решения нестационарного диффузионного уравнения для потока нейтронов:

$$\frac{1}{v^g}\frac{\partial}{\partial t}\Phi^g(\mathbf{r},t) = \nabla D^g \nabla \Phi^g(\mathbf{r},t) - \left[\Sigma_a^g + \sum_{g'>g}^{g\to g'} \Sigma_s\right]\Phi^g(\mathbf{r},t) + \sum_{g'<g}^{g'\to g} \Sigma_s \Phi^{g'}(\mathbf{r},t) - \\ -(1-\beta)\chi_p^g \sum_{g'} \nu\Sigma_f^{g'}\Phi^{g'}(\mathbf{r},t) + \sum_{m=1}^{M} \lambda_m \chi_{d,m}^g C_m(\mathbf{r},t) \quad (3)$$

$$\frac{\partial}{\partial t} C_m(\mathbf{r},t) = \beta_m \sum_g \nu\Sigma_f^g \Phi^g(\mathbf{r},t) - \lambda_m C_m(\mathbf{r},t) \ \ (m = 1,\ldots, M). \quad (4)$$

Здесь

Φ^g — поток нейтронов в g-й энергетической группе;

$\chi^g_{d,m}$ — доля запаздывающих нейтронов от ядер-предшественников m-й группы, попадающих в g-ю энергетическую группу;

λ_m – постоянная распада ядер-предшественников запаздывающих нейтронов m-й группы;

C_m – концентрация ядер-предшественников запаздывающих нейтронов m-й группы;

M – число групп запаздывающих нейтронов.

В процессе расчетных исследований было установлено, что для ХОЯТ, которое имеет значительные физические размеры, нейтронный импульс необходимо имитировать в виде функции:

$$\Phi^g(r,t)\big|_{t=0} = \mathrm{v}^g S^g \exp\left(-\frac{r^2}{\sigma^2}\right), \quad \sigma = \frac{R_{\text{имп}}}{\sqrt{\ln 2}}, \tag{5}$$

где: S^g — эффективная мощность источника в g-й энергетической группе; $R_{\text{имп}}$ — эффективный радиус импульса, имитирующий импульсный нейтронный источник.

На рис. 2 представлен вид функции, имитирующей электронный импульс для трех значений $R_{\text{имп}}$

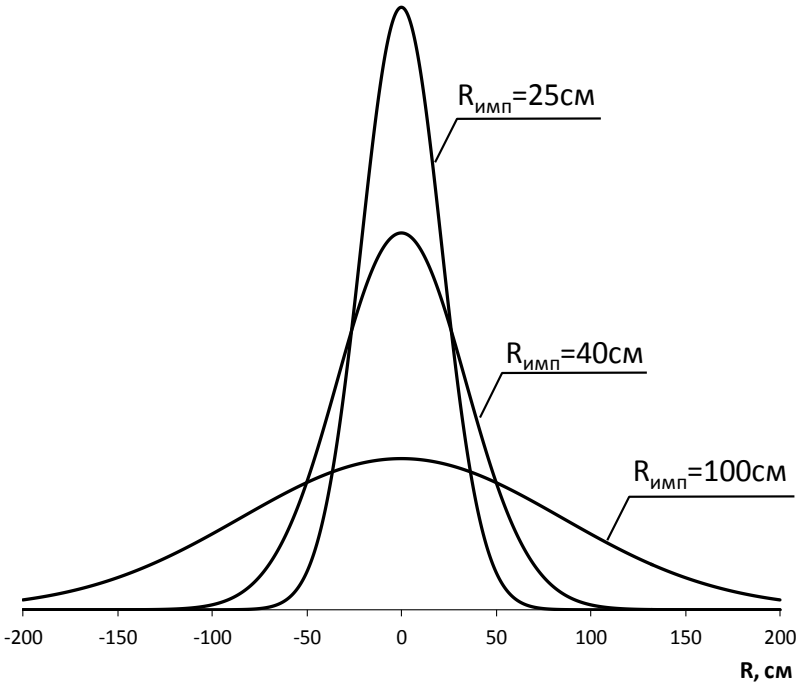


Рис. 2 — Начальная форма импульса.

При проведении в ХОЯТ импульсных экспериментов измерительная установка размещается в максимуме основной собственной функции уравнения (2) для определения декремента затухания (см. рис. 3).

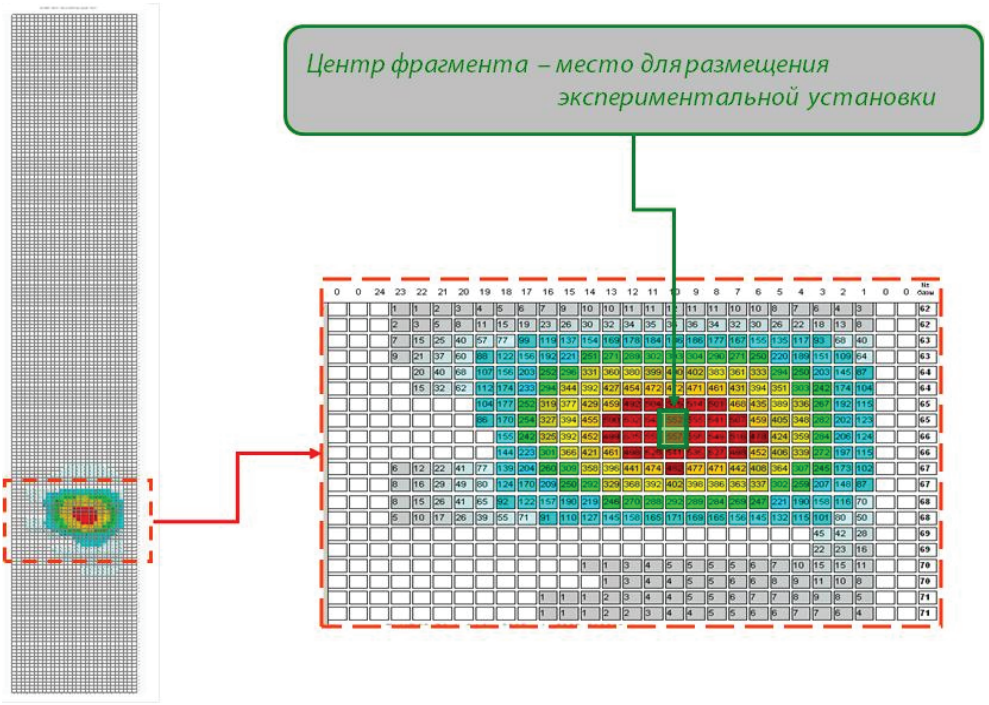


Рис. 3. Пример выбора фрагмента БВ с наибольшими размножающими свойствами и места для размещения в нем экспериментальной установки.

Каждый бассейн выдержки хранилища имеет значительные физические размеры и за время детектирования эксперимента нейтронный импульс не успевает охватить все пространство бассейна. Поэтому при моделировании импульсного эксперимента можно использовать только фрагмент хранилища, в котором непосредственно размещается измерительная установка (см. рис. 4).

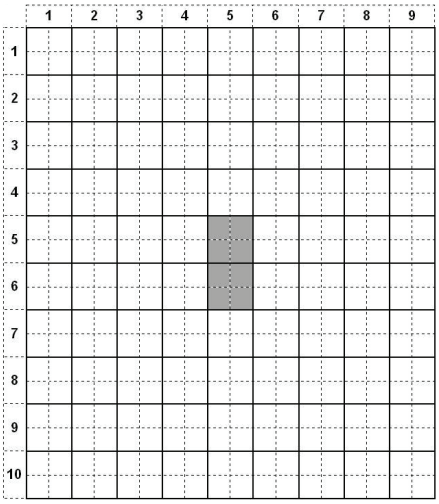


Рис. 4. Представление фрагмента хранилища в расчетной модели, используемой при численной имитации импульсных экспериментов.

Также в расчетной модели учтены следующие факторы:

– конструкцию измерительной установки;

– возмущение, вносимое установкой;

– высотный профиль выгорания топлива в отработавших тепловыделяющих сборках (ОТВС).

Далее рассмотрим результаты моделирования двух серий измерений. Заметим, что данные эксперименты невозможно интерпретировать в рамках классического подхода.

Влияние взаимного расположения импульсного генератора и детектора

Экспериментально было установлено, что значение декремента затухания уменьшается при увеличении расстояния между импульсным нейтронным генератором (ИНГ) и детектором (см. рис. 5).

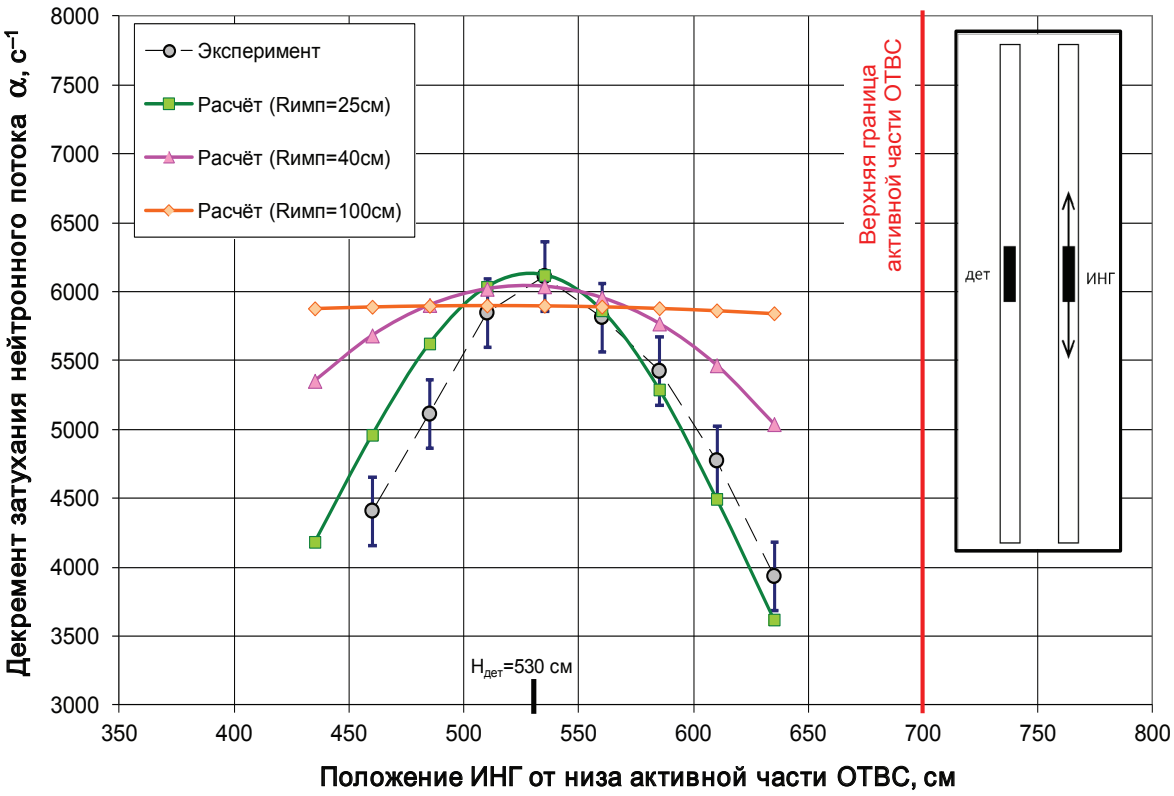


Рис. 5. Зависимость декремента затухания нейтронного потока от взаимного положения генератора и детектора.

Чтобы провести данные измерения генератор и детектор были размещены в соседних пеналах. Положение детектора не менялось, а генератор перемещался по высоте. Таким образом увеличивалось расстояние между генератором и детектором.

Данные измерения были смоделированы при различных начальных условиях. Варьировался радиус импульса. Наилучшее совпадение между экспериментом и расчетом было достигнуто при $R_{имп} = 25$ см.

Зависимость декремента затухания от размера фрагмента, в котором проводятся измерения

В свободной на тот момент части хранилища была проведена серия измерений в топливных фрагментах различного размера.

Результаты экспериментов и расчетов представлены на рис. 6.

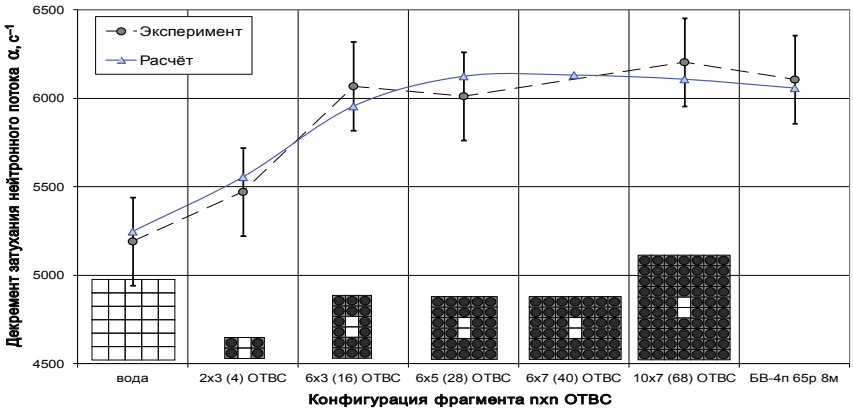


Рис. 6. Зависимость результатов измерения декремента затухания от размера топливного фрагмента.

Анализ результатов измерений и расчетное моделирование этих экспериментов показали, что радиус действия импульса приблизительно равен 0.5 м. Таким образом, при моделировании импульсных экспериментов можно ограничиться фрагментом 9×10 ОТВС (см. рис. 4).

Свойства высотной зависимости измеренного декремента затухания нейтронного потока

Численное моделирование импульсных экспериментов при синхронном перемещении генератора и детектора по высоте хранилища показало, что для ОТВС с глубоким выгоранием топлива измеряемая на опыте зависимость декремента затухания нейтронного потока $\alpha(z)$ имеет характерную форму с минимумом в районе верхней границы активной части ОТВС (см. рис. 7). При этом минимальное значение стремится к асимптотическому.

Для проверки результатов численного моделирования была проведена серия измерений декремента затухания нейтронного потока при перемещении генератора и детектора по высоте ТВС в различных фрагментах БВ ХОЯТ.

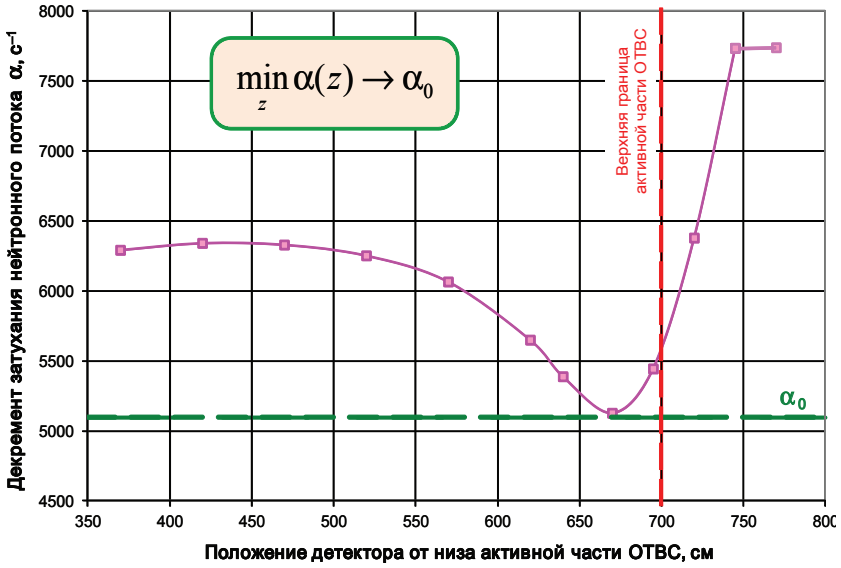


Рис. 7. Результаты численного эксперимента по определению зависимости декремента затухания $\alpha(z)$ от положения детектора при синхронном перемещении ИНГ и детектора по высоте пенала.

Результаты измерений подтвердили, что зависимость декремента затухания нейтронного потока от положения детектора имеет минимум в верхней части ОТВС, на расстоянии 40…60 см от верхней границы топлива.

Исследование чувствительности импульсного метода к средней величине выгорания топлива в ОТВС

Для проверки чувствительности импульсного метода к выгоранию топлива в ОТВС были проведены расчеты, имитирующие эксперименты с импульсным источником нейтронов для топлива разной глубины выгорания. Результаты расчетов представлены на рис. 8, где показано поведение декремента затухания при перемещении детектора по высоте ОТВС для фрагментов с различной глубиной выгорания.

С увеличением глубины выгорания топлива увеличивается не только абсолютное значение декремента затухания нейтронного потока, но и меняется форма зависимости $\alpha(z)$ от положения детектора. По мере возрастания глубины выгорания топлива минимум зависимости $\alpha(z)$ становится более выраженным и смещается к верхней границе активной части ОТВС.

При размещении ОТВС в ХОЯТ Ленинградской АС глубина выгорания топлива используется как параметр безопасности [3]. В хранилище размещается только топливо с выгоранием не ниже предельного, для которого еще выполняются требования ядерной безопасности. Предельной глубине выгорания соответствует граничная высотная зависимость декремента затухания $\alpha^{пред}(z)$ (см. рис. 8).

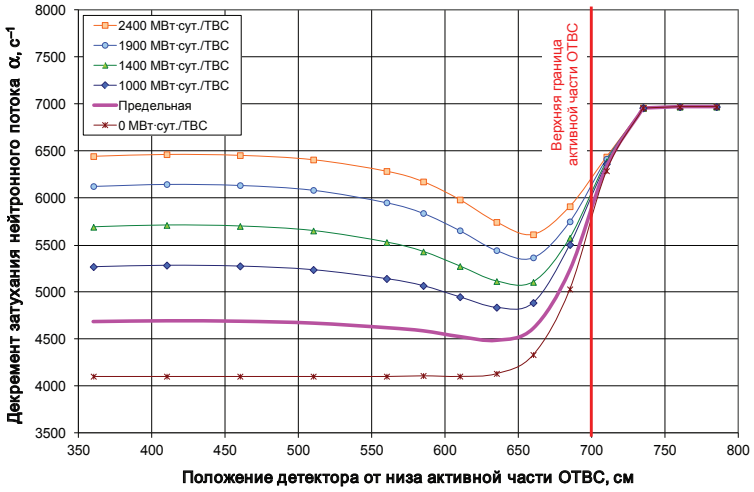


Рис. 8. Результаты численных экспериментов по определению $\alpha(z)$ для топлива с разной глубиной выгорания.

Если зависимость декремента $\alpha(z)$ для исследуемого фрагмента хранилища лежит выше предельной зависимости, то для такого фрагмента будут выполняться требования ядерной безопасности.

Расчетно-экспериментальная методика контроля подкритичности ХОЯТ

Результаты проведенных расчетных исследований легли в основу расчетно-экспериментальной методики контроля подкритичности ХОЯТ [4].

Ключевым элементом методики является проверка согласованности результатов расчетного моделирования и измерений (см. рис. 9). На этом этапе проверяются и методика измерений, и адекватность расчетной модели исследуемого фрагмента.

По итогам сопоставления измеренного значения $\alpha^{эксп}(z)$ и расчетного $\alpha^{пред}(z)$ делается предварительное заключение о величине «запаса» подкритичности исследуемого фрагмента БВ.

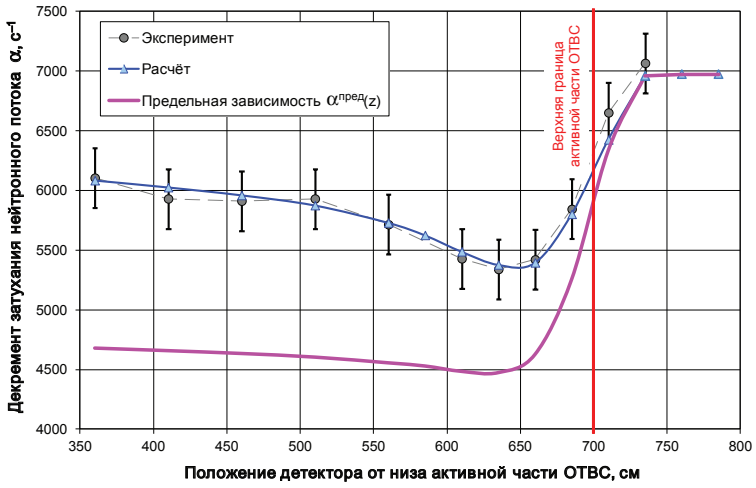


Рис. 9. Пример сопоставления экспериментальной, расчетной и предельной высотной зависимости $\alpha(z)$.

Заключение

На основе комплекса программ САПФИР_95&RC_ХОЯТ, в котором реализовано решение нестационарного диффузионного уравнения для потока нейтронов, была разработана полномасштабная расчетная модель ХОЯТ Ленинградской АС, имитирующая все особенности эксперимента с импульсным источником нейтронов.

Данная модель позволила изучить особенности протекания нестационарных нейтронно-физических процессов, которые сопряжены с импульсными экспериментами, и адаптировать импульсную методику к условиям хранилища.

Литература

1. Программный комплекс САПФИР_95&RC_ХОЯТ с библиотекой констант БНАБ78/С95: аттестационный паспорт ПС № 203 от 23.06.2005: регистрационный номер ПС в ЦОЭП при РНЦ КИ № 569 от 20.05.2004 / В. Г. Артемов, А. В. Ельшин, Р. Э. Зинатуллин, А. С. Иванов, А. С. Карпов, А. В. Пискарев, В. К. Сергеев, Ю. П. Шемаев: разработчик и правообладатель ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова». [6] с.

2. Комплекс программ САПФИР_95&RC_ХОЯТ для контроля подкритичности в хранилище отработавшего ядерного топлива Ленинградской атомной электростанции / В. Г. Артемов, Р. Э. Зинатуллин, А. С. Иванов, А. С. Карпов, А. В. Пискарев, Ю. П. Шемаев // ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова»: годовой отчет 2004 г. — СПб.: ООО «НИЦ «Моринтех», 2005. С. 130–136.

3. *Внуков В. С.* Глубина выгорания как параметр ядерной безопасности для хранилищ и транспортных упаковочных комплектов с отработавшим ядерным топливом / В. С. Внуков // Атомная техника за рубежом. 1990. № 12. С. 9–11.

4. РД ЭО 06132005. Методика контроля подкритичности хранилищ отработавшего ядерного топлива Ленинградской АЭС с помощью установки УИП006 / Концерн «Росэнергоатом». М.: Росэнегоатом, 2004. 24с.

УДК 621.039.51

Подготовка и обоснование параметров запаздывающих нейтронов в комплексе программ САПФИР-КОРСАР

В. Г. Артемов, Р. Э. Зинатуллин, А. С. Карпов, А. В. Пискарев, Ю. П. Шемаев

ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова», г. Сосновый Бор Ленинградской области, Россия

Аннотация

Описана методика подготовки параметров нейтронной кинетики для сопряженных нейтронно-физических и теплогидравлических расчетов с использованием расчетного кода КОРСАР.

Проведено сравнение параметров нейтронной кинетики, полученных из разных библиотек ядерных данных. Представлены результаты расчетов по оценке чувствительности нейтронно-физических характеристик реакторов к неопределенности ядерных данных по параметрам кинетики.

Приведены результаты верификации параметров запаздывающих нейтронов, полученных с использованием комплекса программ САПФИР_95&RC для нестационарных расчетов с распределенной нейтронной кинетикой.

Ключевые слова: ядерные данные, библиотеки констант, параметры запаздывающих нейтронов, комплекс программ, расчетное моделирование.

UDC 621.039.51

Preparation and validation of delayed neutrons parameters in SAPFIR-KORSAR program package

V. G. Artemov, R. E. Zinatullin, A. S. Karpov, A. V. Piskarev, Yu. P. Shemayev

*«Alexandrov Research Institute of Technology» (*NITI), Sosnovy Bor, Leningrad region, Russia

Abstract

The procedure is described to prepare the kinetics parameters for conjugated neutronic and thermohydraulic calculations using KORSAR code.

Neutron kinetics parameters from different nuclear data files are intercompared. The calculation results are presented for estimation of how far the reactors' neutronic characteristics are sensitive to uncertainty of nuclear data with respect to kinetics parameters.

The verification results are given for delayed neutrons parameters received using SAPFIR_95&RC program package for non-stationary calculations with distributed neutron kinetics.

Key words: nuclear data, nuclear data files, delayed neutrons parameters, program package, numerical modeling.

Введение

Комплекс программ (КП) САПФИР_95&RC [1] и расчетный код (РК) КОРСАР [2] при проведении сопряженных нейтронно-физических и теплогидравлических расчетов динамики реакторов представляют собой связанную систему программ, объединенных общей идеологией [3].

Подготовка нейтронно-физической модели реактора для расчёта динамики разделена на два этапа. Вся предыстория, учитывающая особенности эксплуатации реактора, выносится на первый, подготовительный этап, который выполняется заранее с применением методов стационарного нейтронно-физического расчета КП САПФИР_95&RC. В расчетном коде КОРСАР моделируется собственно переходный процесс с подготовленной заранее библиотекой малогрупповых сечений и параметров запаздывающих нейтронов для заданного момента кампании.

В данной статье приведено описание методики получения на основе файлов оцененных ядерных данных параметров запаздывающих нейтронов для уравнений пространственной кинетики с использованием программ комплекса САПФИР_95&RC.

1. Получение параметров кинетики для нестационарного уравнения диффузии в комплексе программ САПФИР_95&RC

Комплекс программ САПФИР_95&RC включает программу расчета нейтронно-физических характеристик в ячейках реактора — САПФИР_95 [4] и программу RC для расчета реактора в целом.

В комплексе программ САПФИР_95&RC предусмотрена возможность получать параметры кинетики на основе файлов оцененных данных (ENDF/B–VI [5], ENDF/B–VII [6], БНАБ–78 [7], БНАБ–93 [8], РОСФОНД [9] и др.). С этой целью в комплекс включен программный блок САПФИР–В30 [10], с помощью которого получают многогрупповые рабочие библиотеки параметров кинетики KINET/C для программы САПФИР_95.

Библиотека KINET/C выделена в отдельную библиотеку для удобства работы. Это позволяет в зависимости от исходных ядерных данных использовать различные ее варианты в сочетании с основной рабочей библиотекой многогрупповых сечений БНАБ–78 [7].

Основными этапами подготовки параметров нейтронной кинетики для малогрупповых расчетов являются:

– подготовка рабочей библиотеки KINET/C;

– расчет спектра нейтронов и свертка параметров по изотопам и энергетическим группам;

– формирование библиотеки параметров кинетики как функции параметров состояния (выгорания, плотности теплоносителя, концентрации борной кислоты, наличия ПЭЛ и др.)

Общая схема подготовки малогрупповых констант показана на рис. 1.

Библиотека KINET/C включает следующие разделы данных:

1. Относительные выходы запаздывающих нейтронов β_k^g;

   $\beta_k^g = \nu_{d,k}^g / \nu_k^g$,

   где $\nu_{d,k}^g$ — абсолютный выход запаздывающих нейтронов;

   $\nu_k^g = \nu_{d,k}^g + \nu_{p,k}^g$ — суммарный абсолютный выход нейтронов при делении.

Индексы величин здесь и далее по тексту означают следующее:

d — (delay) индекс запаздывающих нейтронов;

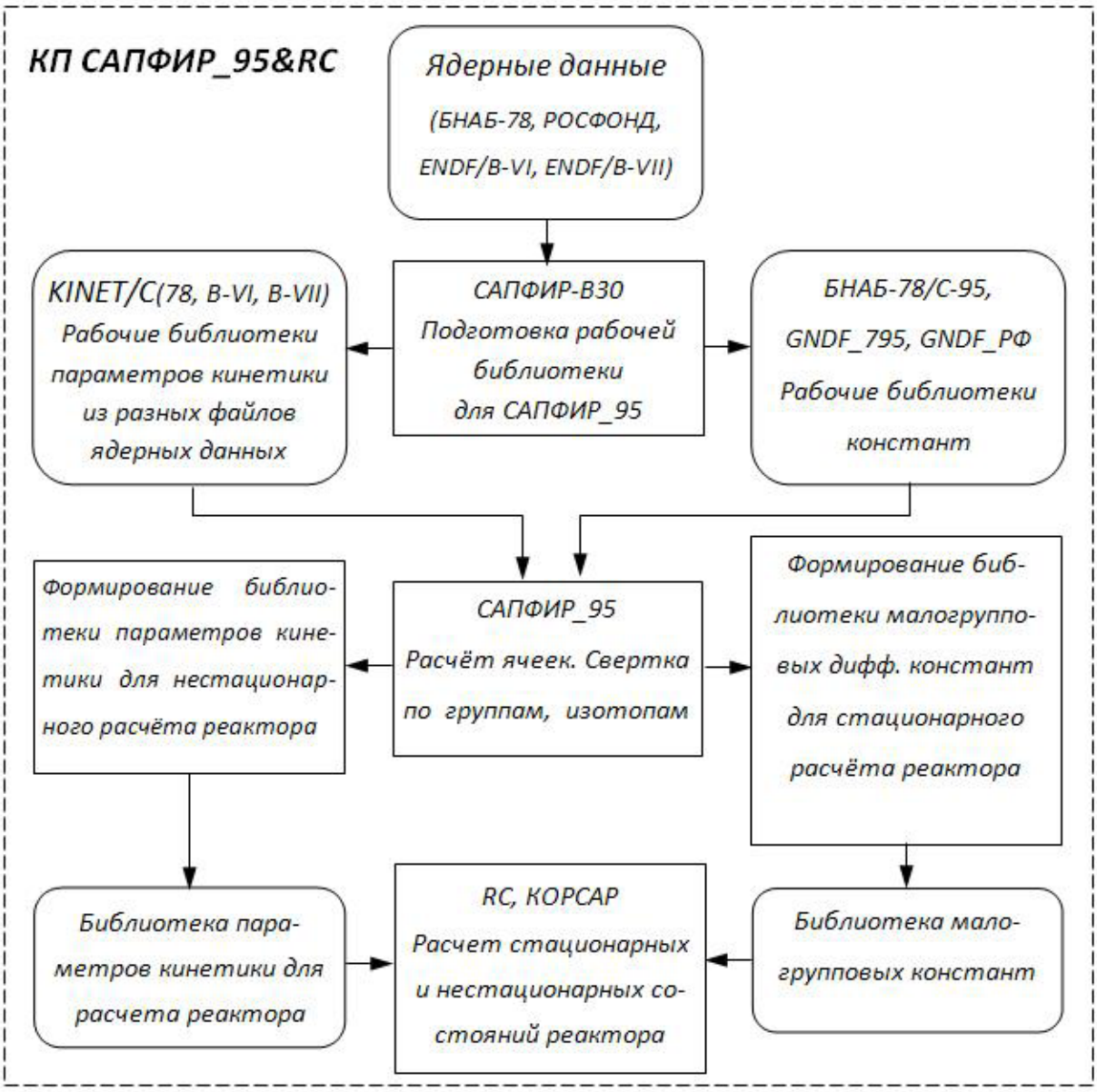


Рис. 1. КП САПФИР_95&RC. Схема подготовки малогрупповых сечений
и параметров нейтронной кинетики.

p — (prompt) индекс мгновенных нейтронов;

g — номер энергетической группы нейтрона, вызвавшего деление;

k — индекс делящегося изотопа.

2. Характеристики запаздывающих нейтронов для 6 групп (l – номер группы запаздывающих нейтронов):

λ_l^k — постоянные распада предшественников запаздывающих нейтронов;

α_l^k — относительная доля запаздывающих нейтронов группы l по отношению к полному выходу запаздывающих для k-го изотопа (т.е. $\beta_{l,k}^g = \beta_k^g \alpha_l^k$);

$\chi_{d,k}^{g,l}$ — спектры запаздывающих нейтронов l-й группы k-го изотопа.

Все параметры, вошедшие в этот раздел, не зависят от энергии нейтронов, вызывающих деление.

3. Спектры мгновенных нейтронов деления $\chi_{p,k}^{g'\to g}$, g' – номер группы нейтронов, вызвавших деление.

Программа САПФИР_95 осуществляет свертку параметров кинетики для каждого типа ячеек реактора с учетом изменения изотопного состава ячейки в процессе выгорания.

1.1 Алгоритм подготовки параметров запаздывающих нейтронов и малогрупповых сечений

Соотношения для свертки параметров кинетики получены из нестационарного уравнения переноса нейтронов, проинтегрированного в пределах ячейки с сохранением суммирования по номеру изотопа в явном виде только в слагаемых, содержащих параметры запаздывающих и мгновенных нейтронов деления:

$$\int \frac{1}{\mathrm{v}^{\mathrm{g}}} \frac{d\Phi^g}{dt} dV = \int \left[\hat{L}\vec{\Phi}\right]^g dV + \\ + \int \sum_{g'} \sum_{k} \chi_{p,k}^{g'\to g} \nu_k^{g'} \Sigma_{fk}^{g'} \Phi^{g'} (1-\beta_k^{g'}) dV + \int \sum_{l} \sum_{k} \chi_{d,k}^{g,l} \lambda_l^k C_l^k dV, \quad (1)$$

где V — объем ячейки; Φ^g — поток нейтронов в группе g; $\hat{L}$ — оператор, включающий поглощение, рассеяние и перенос нейтронов. В диффузионном приближении результат его применения к функции $\vec{\Phi}$ можно записать в следующем виде:

$$\left[\hat{L}\right]^g = \nabla D^g \nabla \Phi^g - \Sigma^g \Phi^g + \sum_{g'} \Sigma^{g'\to g} \Phi^{g'}.$$

Концентрации предшественников запаздывающих нейтронов C_l^k определяются из дифференциальных уравнений:

$$\int \frac{d}{dt} C_l^k dV + \int \lambda_l^k C_l^k dV = \int \alpha_l^k \sum_g \lambda_k^g \beta_k^g \nu_k^g \Sigma_{f,k}^g \Phi^g dV, \quad (2)$$

где $\Sigma_{f,k}^g = c^k \left\langle \sigma_f^k \right\rangle^g$ — произведение концентрации и группового блокированного сечения деления для изотопа k;

Σ_a^g, Σ_s^g, $D^g = 1/3\Sigma_{tr}^g$ — групповые макроконстанты реакций поглощения, рассеяния и коэффициенты диффузии для смесей изотопов в каждой зоне ячейки.

При подготовке малогрупповых констант для уравнения диффузии реактора используется предположение о разделении переменных. В этом приближении поток нейтронов в группе g можно представить в виде суперпозиции двух составляющих:

$$\Phi^g = \varphi^g(r) F^G(R,t), \quad (3)$$

где $\varphi^g(r)$ — плотность потока нейтронов группы g в однородной решетке ячеек — зависит только от состава ячейки в текущий момент времени (r – координата, связанная с центром ячейки); $F^G(R,t)$ — амплитуда потока нейтронов в ячейке — определяет изменение

плотности потока нейтронов в реакторе в целом (R – координата, связанная с центром реактора).

Индекс G здесь и далее означает номер группы нейтронов в малогрупповом приближении.

Подставив выражение (3) в уравнения (1) и (2) можно получить уравнение для усредненной по ячейке плотности потока нейтронов:

$$\frac{1}{v^G}\frac{\partial F^G}{\partial t} = \nabla D^G \nabla F^G - \Sigma_a^G F^G + \sum_{G'} \Sigma_s^{G'\to G} F^{G'} + (1-\beta^{эфф})\sum_{G'} \nu\Sigma_f^{G'} F^{G'} + \sum_l \lambda_l C_l \,, \tag{4}$$

$$\frac{d}{dt} C_l + \lambda_l C_l = \beta_l^{эфф} \sum_G \nu\Sigma_f^G F^G \,,\ G=1,\,2\ l=1,\ldots,6 \tag{5}$$

Из предположения о разделении переменных (3) следует, что коэффициенты уравнения могут быть получены для асимптотического случая, когда производные по времени равны нулю. С учетом этого, двухгрупповые сечения для уравнений (4) и (5) подготавливаются с использованием программы САПФИР_95 так же, как и для стационарных расчетов.

Особенности подготовки библиотеки параметров кинетики приведены ниже. Задача решается в два этапа. На первом этапе проводится гомогенизация и получаются усредненные по изотопам 26-ти групповые параметры для каждой ячейки. На втором этапе проводится свертка полученных констант по энергии.

1.2 Гомогенизация малогрупповых сечений и параметров кинетики

Сечения и параметры кинетики из библиотеки KINET/C усредняются по объему ячейки с весом потока нейтронов φ^g, полученного по программе САПФИР_95 в приближении бесконечной решетки ячеек.

Формулы для усреднения сечений для задачи кинетики (4) не отличаются от стационарной задачи. Они рассчитываются как функции параметров состояния ячейки, таких как энерговыработка, плотность теплоносителя в ТВС, температура топливной композиции, концентрация борной кислоты, наличие или отсутствие органов регулирования (ОР).

Параметры запаздывающих нейтронов по своей природе не зависят от плотности теплоносителя, температуры топлива и определяются, в первую очередь, составом топлива (соотношением делящихся изотопов). Таким образом, принципиальным является усреднение в смеси по изотопам с учетом количества нейтронов, образующихся при делении данного изотопа.

Многогрупповые параметры запаздывающих нейтронов рассчитываются программой САПФИР_95 по формулам (6)–(12) для серии состояний с учетом изменения изотопного состава в процессе выгорания топлива.

$$\langle\frac{1}{\lambda_l}\rangle^g = \frac{\sum_k \int \frac{1}{\lambda_{l,k}} \beta_{l,k}^g \nu_k^g \Sigma_{f,k}^g \varphi^g dV}{\sum_k \int \beta_{l,k}^g \nu_k^g \Sigma_{f,k}^g \varphi^g dV}\,, \tag{6}$$

$$\langle\beta^g\rangle = \frac{\sum_k \int \beta_k^g \nu_k^g \Sigma_{f,k}^g \varphi^g dV}{\sum_k \int \nu_k^g \Sigma_{f,k}^g \varphi^g dV}\,, \tag{7}$$

$$\langle \chi_p^{g\to g'} \rangle = \frac{\sum\limits_k \int \chi_{p,k}^{g\to g'} (1-\beta_k^g)\, v_k^g \Sigma_{f,k}^g \varphi^g dV}{\sum\limits_k \int (1-\beta_k^g)\, v_k^g \Sigma_{f,k}^g \varphi^g dV}, \tag{8}$$

$$\langle \alpha_l^g \rangle = \frac{\sum\limits_k \int \alpha_{l,k} \beta_k^g v_k^g \Sigma_{f,k}^g \varphi^g dV}{\sum\limits_k \int \beta_k^g v_k^g \Sigma_{f,k}^g \varphi^g dV}, \tag{9}$$

$$\langle \chi_d^{g\to g',l} \rangle = \frac{\sum\limits_k \int \chi_{d,k}^{g',l} \beta_k^g \alpha_l^k v_k^g \Sigma_{f,k}^g \varphi^g dV}{\sum\limits_k \int \beta_k^g \alpha_l^k v_k^g \Sigma_{f,k}^g \varphi^g dV}, \tag{10}$$

$$\langle \nu\Sigma_f^g \rangle = \frac{\sum\limits_k \int \nu_k^g \Sigma_{f,k}^g \varphi^g dV}{\int \varphi^g dV}, \tag{11}$$

$$\langle \varphi^g \rangle = \int \varphi^g dV\,. \tag{12}$$

1.3 Свертка по энергии

Для свертки многогрупповых параметров запаздывающих нейтронов, полученных по формулам (6)–(12), по энергии используется усредненный спектр нейтронов в ячейке $\langle \varphi^g \rangle = \int \varphi^g dV$, полученный по программе САПФИР_95 в приближении бесконечной решетки:

$$\langle \frac{1}{\lambda^l} \rangle = \frac{\sum\limits_g \langle \frac{1}{\lambda^l}^{\,g} \rangle \langle \varphi^g \rangle \langle \alpha_l^g \rangle \langle \beta^g \rangle \langle \nu\Sigma_f^g \rangle}{\sum\limits_g \langle \varphi^g \rangle \langle \alpha_l^g \rangle \langle \beta^g \rangle \langle \nu\Sigma_f^g \rangle}, \tag{13}$$

$$\langle \beta \rangle = \frac{\sum\limits_g \langle \beta^g \rangle \langle \varphi^g \rangle \langle \nu\Sigma_f^g \rangle}{\sum\limits_g \langle \varphi^g \rangle \langle \nu\Sigma_f^g \rangle}, \tag{14}$$

$$\langle \alpha_l \rangle = \frac{\sum\limits_g \langle \alpha_l{}^g \rangle \langle \varphi^g \rangle \langle \beta^g \rangle \langle \nu\Sigma_f^g \rangle}{\sum\limits_g \langle \varphi^g \rangle \langle \beta^g \rangle \langle \nu\Sigma_f^g \rangle}, \tag{15}$$

$$\langle \beta_l \rangle = \langle \beta \rangle \langle \alpha_l \rangle, \tag{16}$$

$$\langle \chi_p^G \rangle = \frac{\sum\limits_{g\subset G} \sum\limits_{g'} \langle \chi_p^{g'\to g} \rangle \langle \varphi^{g'} \rangle (1-\langle \beta^{g'} \rangle) \langle \nu\Sigma_f^g \rangle}{\sum\limits_g \langle \varphi^g \rangle (1-\langle \beta^g \rangle) \langle \nu\Sigma_f^g \rangle}, \tag{17}$$

$$\langle \chi_d^{Gl} \rangle = \frac{\sum\limits_{g\subset G} \sum\limits_{g'} \langle \chi_d^{g'\to g} \rangle \langle \varphi^{g'} \rangle (\langle \alpha_l{}^{g'} \rangle \langle \beta^{g'} \rangle) \langle \nu\Sigma_f^{g'} \rangle}{\sum\limits_g \langle \varphi^g \rangle (\langle \alpha_l{}^g \rangle \langle \beta^g \rangle) \langle \nu\Sigma_f^g \rangle}, \tag{18}$$

$$\langle \chi^G \rangle = (1-\langle \beta \rangle) \langle \chi_p^G \rangle + \langle \beta \rangle \sum_l \langle \chi_d^{G,l} \rangle\,. \tag{19}$$

Суммирование в формулах (13)–(19) ведется по энергии налетающего нейтрона по всем 26 группам, т.е. g=1, 2,…, 26.

В современных теплогидравлических кодах, в том числе и в коде КОРСАР, уравнения кинетики, как правило, решаются в двух энергетических группах. В этом случае спектры нейтронов деления для мгновенных и запаздывающих нейтронов вырождаются: $\chi_p = \chi_d = \begin{pmatrix} 1 \\ 0 \end{pmatrix}$.

Чтобы учесть спектральную особенность запаздывающих нейтронов, в уравнения вводится эффективная доля запаздывающих нейтронов $\beta_{эфф} = \gamma_{эфф}\beta$. Параметр $\gamma_{эфф}$ учитывает разницу между энергетической зависимостью спектров мгновенных и запаздывающих нейтронов. В программе САПФИР_95 для вычисления эффективной доли запаздывающих нейтронов используются соотношения:

$$\langle \gamma_l^{эфф} \rangle = \frac{\sum_g \varphi^{g+} \langle \chi_d^{g,l} \rangle}{\sum_g \varphi^{g+} \langle \chi^g \rangle}, \tag{20}$$

$$\langle \beta_l^{эфф} \rangle = \langle \gamma_l^{эфф} \rangle \langle \alpha_l \rangle \langle \beta \rangle, \tag{21}$$

$$\langle \beta^{эфф} \rangle = \sum_l \langle \beta_l^{эфф} \rangle. \tag{22}$$

Сопряженная функция φ^{g+} так же, как и φ^g вычисляется в приближении баклинга.

Приведенные формулы получены с учетом утечки нейтронов в приближении разделения переменных (см.(3)) и независимости распределения нейтронов в ячейке от времени. Таким образом, эффективные параметры запаздывающих нейтронов определяются, в первую очередь, изотопным составом рассчитываемой ячейки, но, поскольку при их получении используется плотность потока нейтронов, то косвенно они зависят также от параметров состояния (плотности теплоносителя, температуры топлива, наличия/отсутствия стержней регулирования).

2. Оцененные данные для параметров запаздывающих нейтронов

Параметры запаздывающих нейтронов определяют скорость протекания нейтронно-физических процессов после внесения возмущения в активную зону. В расчетных кодах используются эффективные групповые параметры запаздывающих нейтронов. Наибольшее распространение получила схема, в которой все предшественники (излучатели) запаздывающих нейтронов, разделяются на 6 групп. Каждая группа характеризуется относительной долей запаздывающих нейтронов β_l и эффективной постоянной распада λ_l.

В течение многих лет при анализе нейтронной кинетики использовались данные о характеристиках запаздывающих нейтронов, полученных из макроскопических экспериментов. Наибольшее распространение получили оцененные ядерные данные, базирующиеся на фундаментальной работе Дж. Р. Кипина [11]. Оценки параметров запаздывающих нейтронов, полученные Дж. Р. Кипином, включены в библиотеку БНАБ–78 [7]. За основу параметры Дж. Р. Кипина взяты и в библиотеке ENDF/B–V. В отличие от БНАБ–78, где используются выходы запаздывающих нейтронов при делении тепловыми нейтронами, в ENDF/B–V они соответствуют делению ядер быстрыми нейтронами.

Со времени выхода работы [11] накоплена большая информация об осколках деления, испускающих запаздывающие нейтроны. Это позволило определить групповые характери-

стики запаздывающих нейтронов как сумму вкладов в них отдельных ядер. Таким образом получены данные по выходам запаздывающих нейтронов в работе Немировского П. Э. и др. [12]. Из работ зарубежных авторов можно отметить работу [13], в которой получены данные по запаздывающим нейтронам на расширенной экспериментальной базе с рекомендациями для включения этих оценок в библиотеку ENDF/B–VI.

Для примера в табл. 1 приведены данные, иллюстрирующие тенденцию изменения параметров запаздывающих нейтронов от оценок Дж. Р. Кипина до последних оценок ENDF/B–VII. Буква «F» в табл. 1 указывает на то, что параметры приведены для деления быстрыми нейтронами. Если в скобках указана буква «T» — данные приведены для деления тепловыми нейтронами.

Таблица 1

Параметры запаздывающих нейтронов, полученных при делении ^{235}U

Библиотека	Параметр	Номер группы						b
		1	2	3	4	5	6	
Кипин Дж. Р. (F) [11]	λ_m	0.0127 ±0.0002	0.0317 ±0.0008	0.115 ±0.003	0.311 ±0.008	1.40 ±0.081	3.87 ±0.369	
	α_m	0.038 ±0.003	0.213 ±0.005	0.188 ±0.016	0.407 ±0.007	0.128 ±0.008	0.026 ±0.003	0.0064 ±0.0002
Кипин Дж. Р. (T) [11]	λ_m	0.0124 ±0.0003	0.0305 ±0.0010	0.111 ±0.004	0.301 ±0.011	1.14 ±0.15	3.01 ±0.29	
	α_m	0.033 ±0.003	0.219 ±0.009	0.196 ±0.022	0.395 ±0.011	0.115 ±0.009	0.042 ±0.008	0.0065 ±0.0002
ENDF/B–VI [5] БНАБ–93 [8]	λ_m	0.0133	0.0327	0.1207	0.3027	0.8494	2.853	
	α_m	0.035	0.1807	0.1725	0.3867	0.1586	0.0664	0.00687
БНАБ–78 [7]	λ_m	0.0124	0.0305	0.111	0.301	1.14	3.01	
	α_m	0.033	0.219	0.196	0.395	0.115	0.042	0.00682
ENDF/B–VII [6]	λ_m	0.0125	0.0318	0.1094	0.3176	1.354	8.636	
	α_m	0.032	0.166	0.161	0.460	0.133	0.0472	0.0065

Приведенные в табл. 1 данные показывают, что по различным оценкам суммарная доля запаздывающих нейтронов при делении ^{235}U находится в диапазоне $0.0064 < \beta < 0.00687$, т. е. величина β определяется с погрешностью 6–7 %. Причем, если сначала, от первых результатов Дж. Р. Кипина до разработки библиотеки ENDF/B–VI, наблюдалась тенденция роста в оценке доли запаздывающих нейтронов для ^{235}U, то разработчики версии библиотеки ENDF/B–VII вернулись к оценке Дж. Р. Кипина.

Оценки относительных долей a_l в отдельных группах различаются на 15–20 %. Особенность использования этих данных заключается в том, что при проведении расчетов групповые параметры запаздывающих нейтронов нельзя варьировать случайным образом в пределах неопределенности их значений в отдельных группах. Их нужно использовать в комплекте, выбирая наиболее подходящие к данному типу реактора.

Учитывая, что до настоящего времени все представленные в табл. 1 данные используются в практических расчетах, приведенные выше различия в оценках параметров запаздывающих нейтронов можно рассматривать как неопределенность ядерных данных. Мы рассмотрели данные на примере изотопа ^{235}U. Для других изотопов картина аналогичная. В практических расчетах, когда топливо содержит смесь делящихся изотопов, используется процедура свертки по изотопному составу ячейки и по энергетическим группам с использованием формул (6)–(19) для получения средних параметров для каждой ячейки реактора.

При моделировании динамических процессов в реакторе погрешность определения параметров запаздывающих нейтронов проявляется в скорости изменения интегральной мощности активной зоны. Это обстоятельство необходимо учитывать при анализах безопасности.

В качестве иллюстрации чувствительности результатов расчетов к оценке параметров запаздывающих нейтронов ниже приведены результаты моделирования тестовых задач AER1 и AER2 с использованием различных наборов параметров кинетики.

3. Влияние оценки параметров запаздывающих нейтронов на результаты моделирования изменения мощности в тестовой задаче, имитирующей аварию с выбросом стержня

В первой тестовой задаче AER–1 [14] моделируется процесс выброса одного из стержней регулирующей группы СУЗ из активной зоны реактора ВВЭР–440 с последующим вводом в активную зону стержней аварийной защиты. По условиям задачи обратные связи между нейтронно-физическими и теплогидравлическими параметрами отсутствуют. В исходной формулировке тестовой задачи параметры запаздывающих нейтронов взяты для ^{235}U по оценке Дж. Р. Кипина для деления на быстрых нейтронах (первая строка в таблице 1), а суммарная доля запаздывающих нейтронов β принята равной 0.0065.

На рис. 2 приведены результаты расчетов изменения мощности, выполненных с помощью КП САПФИР_95&RC, с использованием разных наборов параметров запаздывающих нейтронов λ_m, α_m из табл. 1. Суммарная доля запаздывающих нейтронов β во всех случаях принята одинаковой и равной, как и в исходном тесте, 0.0065. На рисунке приведены также результаты, полученные с использованием восьмигрупповых параметров из библиотеки РОСФОНД [9], которые практически не отличаются от результатов, полученных с параметрами Дж. Р. Кипина.

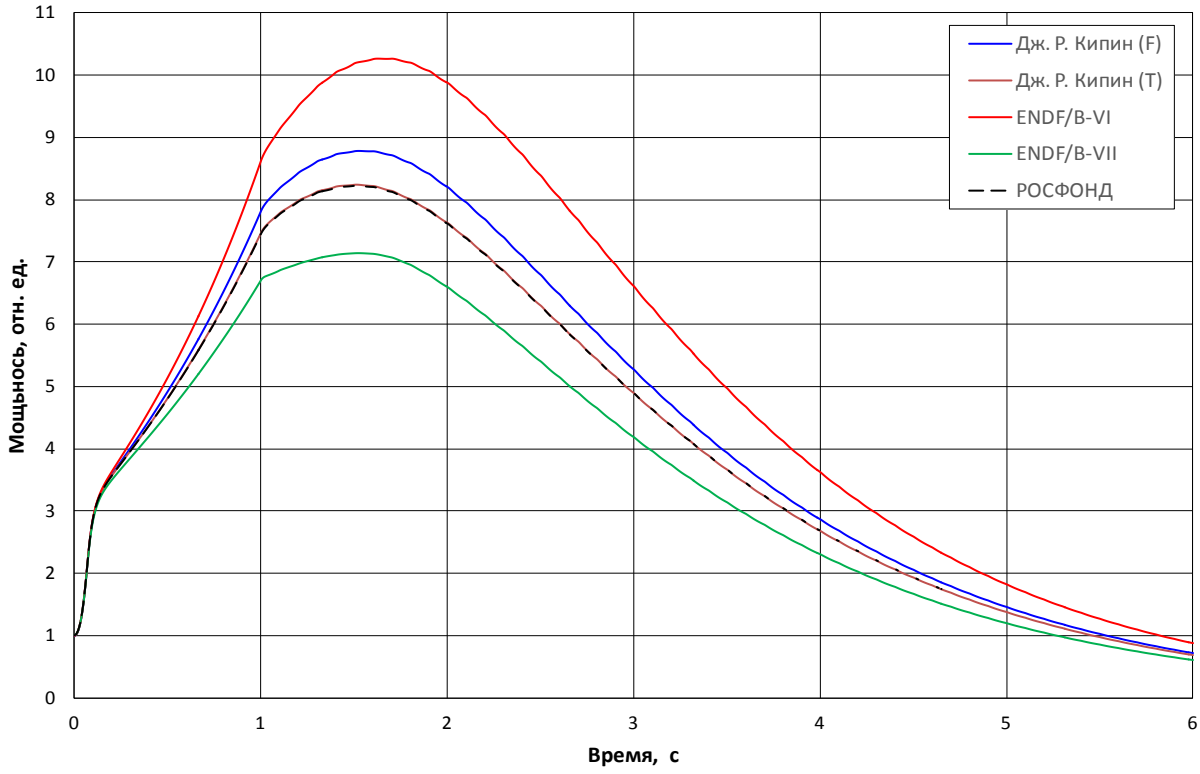


Рис. 2. Тестовая задача AER–1. Чувствительность результатов расчета изменения мощности к выбору библиотеки ядерных данных для параметров запаздывающих нейтронов.

Приведенные результаты расчетов показывают, что разница в оценке амплитуды мощности при использовании параметров запаздывающих нейтронов из различных библиотек ядерных данных может быть весьма значительной.

В тестовой задаче AER–2 [15] имитируется выброс стержня в активной зоне реактора ВВЭР–440, находящейся в «горячем» критическом состоянии (1375 Вт). Эффективная доля запаздывающих нейтронов принята равной 0.005, а вес выбрасываемого стержня составляет ~ 2 $\beta_{эфф}$. Разгон на мгновенных нейтронах гасится за счет эффекта Допплера. Относительные доли и постоянные распада предшественников запаздывающих нейтронов $\lambda_{m,}$ и α_m взяты теми же, что и в задаче AER–1.

В этой тестовой задаче из-за малости временного интервала (~0.3 с) неопределенность в значениях параметров запаздывающих нейтронов практически не сказывается на величине амплитуды всплеска мощности. Однако амплитуда всплеска мощности чувствительна к суммарной доле запаздывающих нейтронов. Эту зависимость иллюстрируют результаты моделирования изменения мощности при разных значениях $\beta_{эфф}$. Графики изменения мощности приведены на рис. 3. Диапазон изменения $\beta_{эфф}$ [0.0046…0.005] выбран в соответствие с диапазоном неопределенности в оценке суммарной доли запаздывающих нейтронов, которая составляет ~ 7 % (см. данные табл. 1).

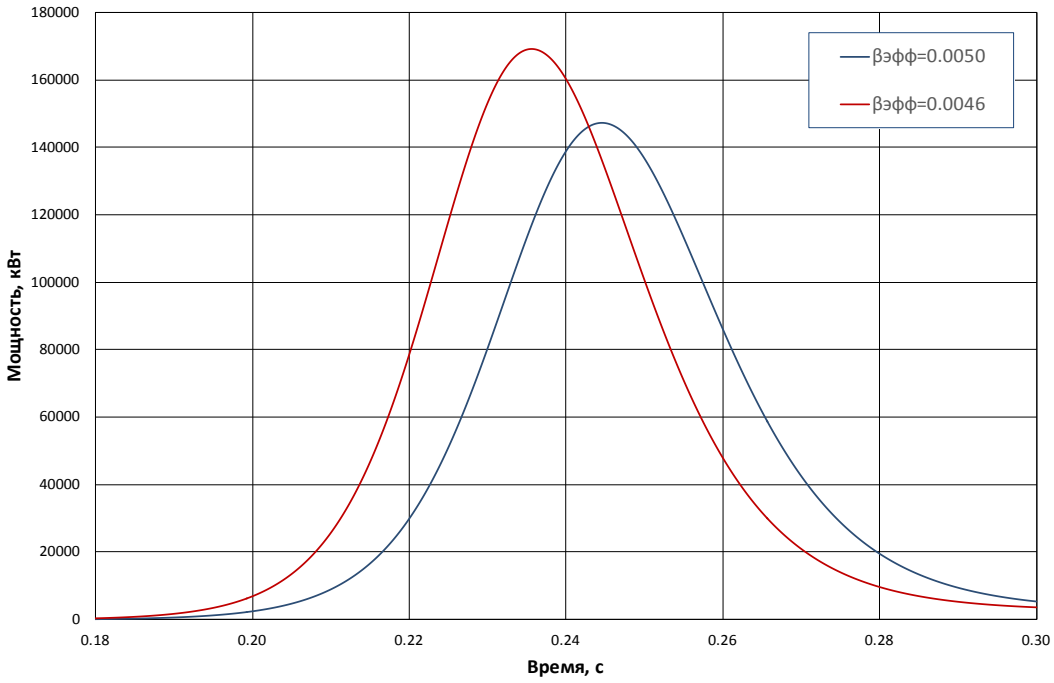


Рис. 3. Тестовая задача AER–2. Влияние неопределенности в оценке суммарной доли запаздывающих нейтронов на результат расчета мощности.

Приведенные результаты иллюстрируют чувствительность отклика активной зоны при анализе аварий с выбросом стержня к неопределенности параметров запаздывающих нейтронов, используемых в расчетных моделях.

4. Результаты верификации модели подготовки параметров кинетики для малогрупповых расчетов

К сожалению, возможности для верификации используемых в программах параметров запаздывающих нейтронов применительно к анализу конкретной аварии ограничены из-за

отсутствия соответствующих экспериментальных данных. Кроме того, в динамических процессах выделить этот фактор на фоне других погрешностей сложно.

Поэтому для верификации использовались эксперименты на сборках и реакторах, позволяющие получить оценку точности расчета параметров запаздывающих нейтронов косвенным образом, по результатам моделирования экспериментов с изменением реактивности.

4.1 Моделирование шумовых экспериментов для верификации параметров кинетики, используемых в КП САПФИР_95&RC_ВВЭР

На сегодняшний день имеется неопределённость порядка 5…7% в оценке значения полного выхода запаздывающих нейтронов. Диапазон погрешности получен при сравнении значений параметров запаздывающих нейтронов Дж. Р. Кипина, и значений, внесенных в современные библиотеки ядерных данных БНАБ–78, ENDF/B–V, ENDF/B–VI, ENDF/B–VII.

Для верификации схем расчёта параметров кинетики, реализованных в комплексе программ САПФИР_95&RC_ВВЭР, были использованы шумовые эксперименты на критических сборках нулевой мощности. Шумовые эксперименты позволяют оценить отношение эффективной доли запаздывающих нейтронов к времени жизни нейтронов $\beta_{эфф}/l$. Была использована серия шумовых экспериментов, описанных в работах [16, 17].

Эта серия из восьми опытов интересна тем, что была проведена на критических сборках с различным изотопным составом топлива. В одной сборке был только уран, остальные содержали дополнительно различное количество плутония. Количественное соотношение этих двух изотопов влияет, в первую очередь, на величину $\beta_{эфф}$.

При моделировании шумовых экспериментов ставилась задача отследить изменение $\beta_{эфф}$ при изменении изотопного состава топлива с учётом неопределённости в оценке полного выхода запаздывающих нейтронов. В расчетах были использованы две оценки полного выхода запаздывающих нейтронов: предложенная Дж. Р. Кипиным и взятая из библиотеки ENDF/B–VI.

Описание конструкции и состава сборок были взяты из работ [16, 17]. Топливо сборки № 1 представляет собой алюминиево-плутониевый сплав, сборка № 8 содержит только диоксид урана (UO_2), а в остальных решетках топливом являлась смесь UO_2 и PuO_2. Во всех случаях в качестве замедлителя и отражателя использовалась вода.

Часть сборок имела квадратную решётку, часть гексагональную. Геометрия сборок была близка к цилиндрической, все сборки находились в критическом состоянии. Детектор находился в отражателе вблизи активной зоны.

В данных экспериментах на однородных сборках с нулевой мощностью анализировалась статистическая флуктуация потока нейтронов около некоторого среднего значения [16]. Полученный сигнал подвергался частотному преобразованию, после чего полученная спектральная зависимость методом наименьших квадратов аппроксимировалась формулой (23).

$$\left|n(\omega)\right|^2 = \left(A_1 + \frac{A_2}{\omega^2}\frac{\omega^2 + A_3}{\omega^2 + A_4}\right)\frac{A_5}{\omega^2 + A_5}. \qquad (23)$$

Коэффициент A_4 есть квадрат искомого значения отношения эффективной доли запаздывающих нейтронов ко времени жизни нейтронов, т. е. $A_4 \approx (\beta_{эфф}/l)^2$.

Расчётная оценка отношения эффективной доли запаздывающих нейтронов ко времени жизни нейтронов $\beta_{эфф}/l$ была получена как результат имитации шумовых экспериментов.

При этом использовалась следующая последовательность действий:

– реактивность возмущалась по гармоническому закону с определённой частотой; рассчитывалось изменение во времени плотности нейтронного потока. Отклик системы на возмущение вычислялся как отношение амплитуды регистрируемого сигнала к амплитуде возмущающего сигнала для данной частоты. Частота воздействия менялась в диапазоне от 0.1 до 100 $с^{-1}$. В итоге получалась спектральная зависимость отклика системы, которая аналогична экспериментальной;

– полученная частотная зависимость аппроксимировалась формулой (23) с использованием метода наименьших квадратов.

После этих преобразований расчётная зависимость мощности сигнала от частоты принимает вид, соответствующий экспериментальной зависимости. В качестве примера на рис. 4 приведены результаты моделирования частотной характеристики для одной из сборок.

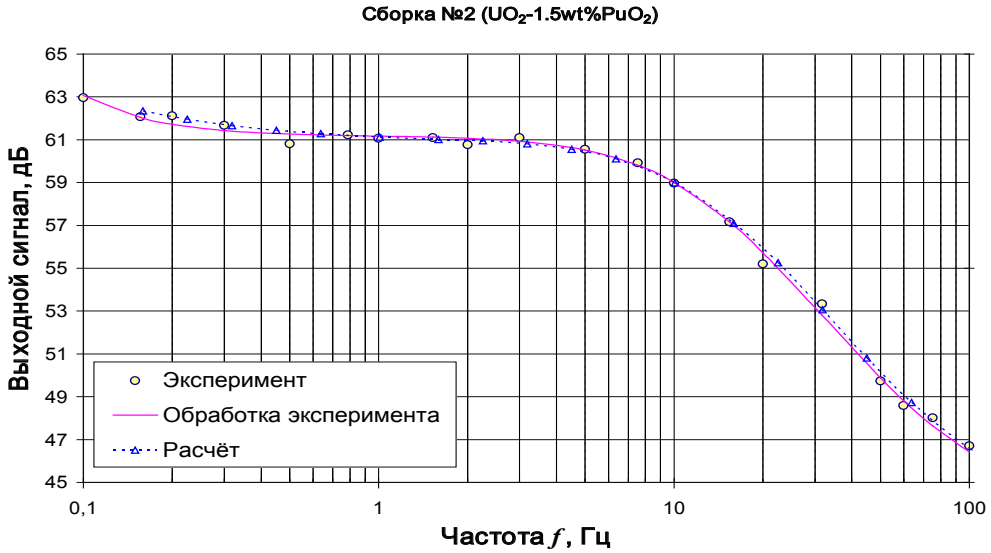


Рис. 4. Зависимость мощности выходного сигнала от частоты колебаний реактивности; сборка № 2 [UO_2 (0.16 %)1.5 % PuO_2 (8 % ^{240}Pu)].

Расчёты по комплексу программ САПФИР_95&RC проведены в четырехгрупповом диффузионном приближении.

Малогрупповые константы и параметры запаздывающих нейтронов для исследуемых сборок были подготовлены с помощью программы САПФИР_95 в соответствии с описанной выше методикой по формулам (6)–(22). Параметры запаздывающих нейтронов были подготовлены в двух вариантах: на основе оцененных ядерных данных библиотеки ENDF/B–VI и на основе данных, представленных в работе Дж. Р. Кипина [11]. Таким образом, учитывалась максимальная существующая неопределенность в оценке значений параметров запаздывающих нейтронов.

На рис. 5 сопоставлены экспериментальные и расчётные значения отношения $\beta_{эфф}/l$. Результаты моделирования экспериментов показали, что измеренные и расчётные значения отношения $\beta_{эфф}/l$ согласуются в пределах погрешности измерений для обеих расчётных оценок в широком диапазоне соотношений изотопов ^{235}U, ^{238}U, ^{239}Pu, ^{240}Pu, ^{241}Pu в топливной композиции. Погрешность эксперимента ~ 8 % не позволяет выделить лучшую из расчетных оценок, разница между которыми в среднем составляет ~ 5 %.

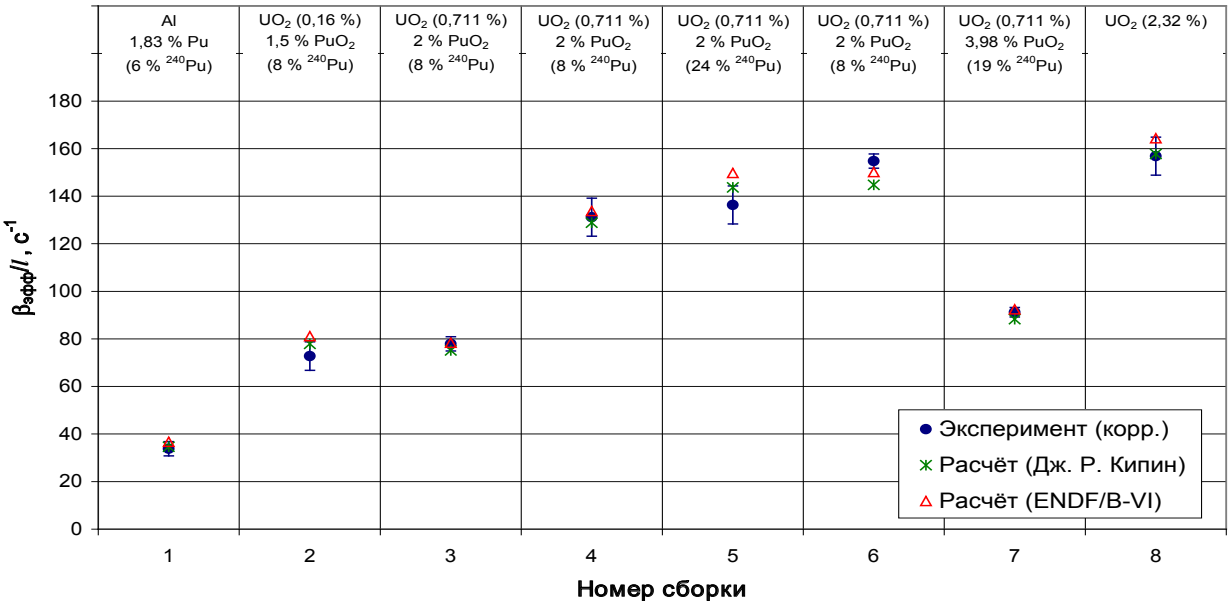


Рис. 5. Экспериментальные данные и результаты расчётного моделирования отношения $\beta_{эфф}/l$.

В комплексе программ САПФИР_95&RC в качестве базовых для формирования рабочей библиотеки нейтронной кинетики используются ядерные данные для параметров запаздывающих нейтронов из библиотеки БНАБ–78. В программе САПФИР_95 они преобразуются с использованием соотношений (6)–(22) в константы нестационарного уравнения диффузии нейтронов с шестью группами запаздывающих нейтронов.

Проверка и обоснование выбора данных осуществлялась путем моделирования экспериментов с возмущением реактивности.

4.2 Оценка точности параметров запаздывающих нейтронов при моделировании экспериментов со сбросом аварийной защиты

В этом разделе приведены результаты моделирования экспериментов по определению эффективности органов регулирования. Известно, что на опыте изменение реактивности, вызванное перемещением ОР, измеряется в эффективных долях запаздывающих нейтронов $\beta_{эфф}$. Проверка точности используемых значений для доли запаздывающих нейтронов основывается на двух тестовых расчетах.

В первом тесте проверяется собственно нейтронно-физическая модель активной зоны. В этом случае в качестве репера принимается результат расчета методом Монте-Карло.

Во втором тесте моделируются результаты измерений реактивности при сбросе аварийной защиты (АЗ). Реактивность вычисляется по изменению интегральной плотности потоков «быстрых» нейтронов в ТВС активной зоны, просуммированных с весом, учитывающим ослабление сигнала от соответствующей ТВС до места расположения детектора. При этом реактивность рассчитывается на основе обращенного уравнения кинетики (ОРУК), как и в реальном эксперименте.

В первой тестовой задаче (Тест № 1) выполнен расчет эффективности АЗ для активной зоны первого блока Волгодонской АЭС для двух случаев. В первом варианте определялась полная эффективность АЗ, во втором — эффективность АЗ с одним застрявшим ОР 8-й рабочей группы. Тестовые расчеты были выполнены для проверки нейтронно-физической модели активной зоны, подготовленной с использованием комплекса программ САПФИР_95&RC.

С использованием программы MCNP был выполнен реперный расчет. Результаты расчетов приведены в табл. 2.

Таблица 2

Тест № 1. Результаты расчетов эффективности АЗ

Вычисляемая характеристика	MCNP	САПФИР_95&RC_ВВЭР
1. Полная эффективность АЗ, ед. реакт.	–0.0713	–0.0719
2. Эффективность АЗ без 1 ОР, ед. реакт.	–0.0536	–0.0539

Вторая тестовая задача была подготовлена на экспериментальном материале.

Во время физического пуска реактора были выполнены эксперименты со сбросом АЗ при застревании одного кластера 8-й рабочей группы ОР.

На рис. 6 приведены результаты моделирования экспериментов со сбросом АЗ в сравнении с результатами измерений. Расчеты выполнены с параметрами кинетики, подготовленными на основе исходных ядерных данных из библиотеки БНАБ–78.

Результаты расчетов изменения реактивности согласуются с показаниями реактиметров, подключенных к внезонным датчикам ИК-4 и ИК-14, в пределах погрешности измерений.

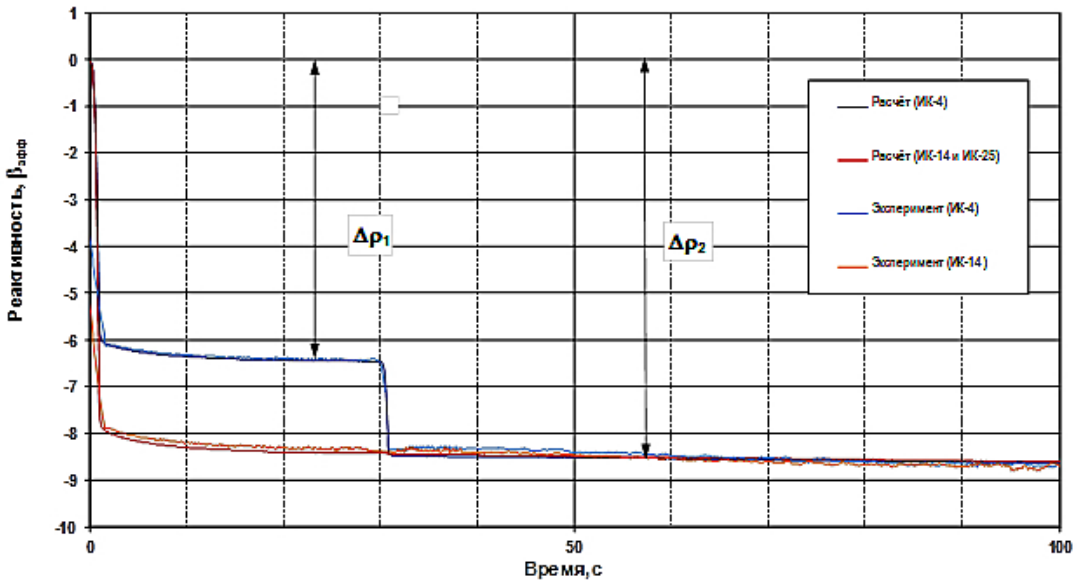


Рис. 6. Тест № 2. Изменение реактивности в экспериментах со сбросом АЗ.

Особенность экспериментов со сбросом АЗ на ВВЭР–1000 заключается в том, что результаты моделирования зависят не только от величины интегральной доли запаздывающих нейтронов, но и от относительных долей для шести групп запаздывающих нейтронов. Эта особенность была использована для выбора наиболее подходящей библиотеки ядерных данных для расчетов активных зон реакторов ВВЭР. На рис. 7 приведены результаты моделирования того же эксперимента со сбросом АЗ, что и на рис. 6. Расчеты по КП САПФИР_95&RC _ВВЭР выполнены с использованием разных библиотек ядерных данных.

Сравнение результатов расчетов с данными измерений показывает, что наилучшее совпадение с экспериментом обеспечивают параметры запаздывающих нейтронов, полученные из файлов библиотеки БНАБ–78. Наибольшие отличия от эксперимента получены при использовании параметров запаздывающих нейтронов из файлов ядерных данных ENDF/B–VI.

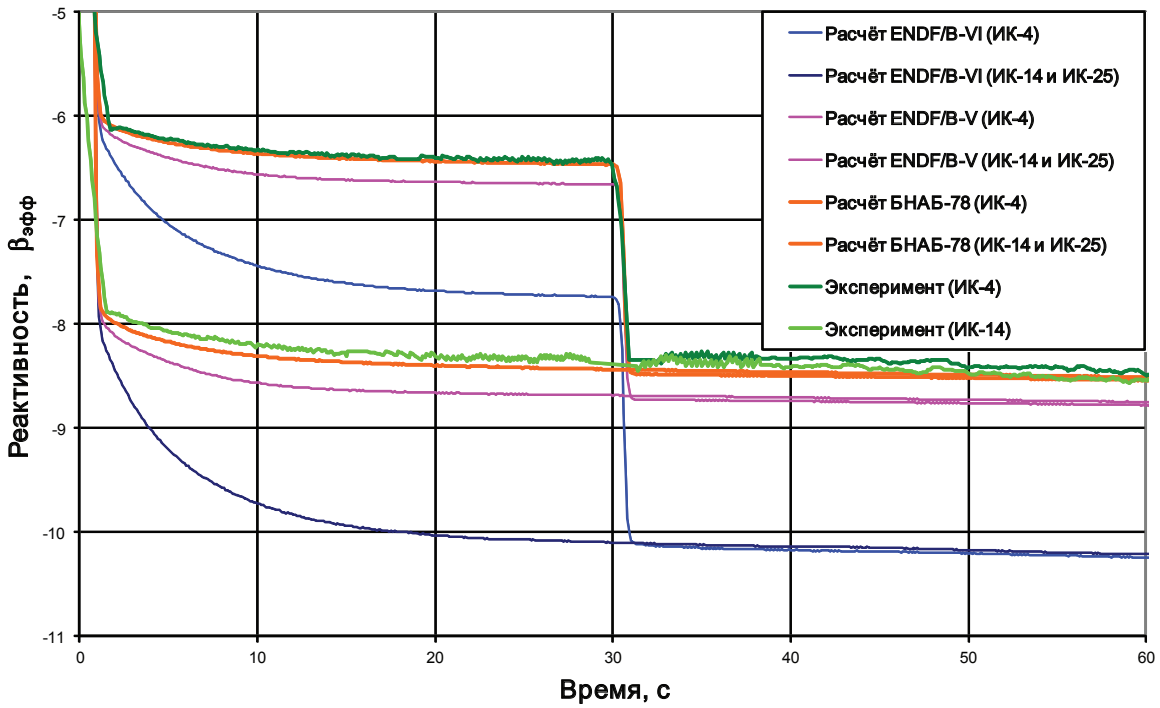


Рис. 7. Тест № 2. Результаты моделирования эксперимента со сбросом аварийной защиты при использовании различных наборов параметров запаздывающих нейтронов в уравнениях кинетики.

Аналогичные выводы получены и при верификации КП САПФИР_95&RC и РК КОРСАР на экспериментах, выполненных на загрузках ВВЭР-1000 с выгоревшим топливом.

Заключение

Приведенные в статье результаты показали, что использование параметров запаздывающих нейтронов из различных библиотек ядерных данных (БНАБ–78, ENDF/B–V, ENDF/B–VI) может приводить к существенно различным расчетным оценкам всплеска мощности при моделировании реактивностных аварий.

Для оценки чувствительности результатов расчетов динамики РУ к неопределенности оценок ядерных данных в комплексе программ САПФИР_95&RC, который используется при подготовке малогрупповых констант для нейтронно-физической модели кода КОРСАР, предусмотрены программные средства для получения параметров кинетики из разных библиотек оцененных ядерных данных.

Результаты верификации комплекса программ САПФИР_95&RC, КОРСАР/ГП и КОРСАР/BR подтвердили, что наилучшее совпадение с данными измерений при моделировании экспериментов с возмущением реактивности обеспечивают параметры запаздывающих нейтронов, полученные из библиотеки БНАБ–78.

Литература

1. Комплекс программ САПФИР_BBP95&RC с библиотекой констант БНАБ78/С95: аттестационный паспорт ПС № 261 от 23.09.2009: регистрационный номер депонированного ПС № 380 от 08.07.1996. Ростехнадзор / В. Г. Артемов, А. В. Ельшин, А. С. Иванов, А. С. Карпов, В. В. Обухов, В. К. Осипов, П. В. Писарев, В. К. Сергеев, В. В. Тебин,

Ю. П. Шемаев; разработчик ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова», ИЯР РНЦ «Курчатовский институт»: заявитель ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова».— [6] с.

2. Программное средство КОРСАР/BR: аттестационный паспорт ПС № 355 от 17.04.2014. Ростехнадзор / Ю. А. Мигров, Ю. В. Юдов, И. Г. Данилов, С. Н. Волкова, В. Г. Коротаев, А. В. Владимиров, Д. В. Бенедиктов, В. И. Гусев, А. П. Егоров, В. Г. Артемов, А. В. Пискарев, Ю. П. Шимаев; разработчик ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова: заявитель ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова», ОАО «ОКБ Африкантов».— [13] с.
3. Программный комплекс КОРСАР/BR для расчетов в обоснование безопасности реакторов блочной и интегральной компоновки и реакторов типа ВВЭР / Р. Д. Филин, Ю. А. Мигров, В. Г. Коротаев, В. Г. Артемов, Л. М. Артемова, Д. В. Бенедиктов, А. В. Пискарев, Ю. П. Шемаев, А. Н. Гудошников // Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок: научно-технический сборник. Сосновый Бор: ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова», 2015. Вып. 2 (2). С. 6–14.
4. Программа САПФИР_ВВР95 с библиотекой констант БНАБ78/С95: аттестационный паспорт ПС № 260 от 23.09.2009: регистрационный номер депонированного ПС № 378 от 08.07.1996. Ростехнадзор / В. Г. Артемов, А. В. Ельшин, А. С. Иванов, А. С. Карпов, В. В. Обухов, В. К. Осипов, П. В. Писарев, В. К. Сергеев, В. В. Тебин; разработчик ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова», ИЯР РНЦ «Курчатовский институт»; заявитель ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова» . [5] с.
5. *Brady M. C.* Delayed neutron Data and Group Parameters for 43 Fissioning Systems / M. C. Brady, T. R. England // Nucl. Sci. Eng. 1989. Vol.85. P. 139.
6. ENDF/B-VII.1 Nuclear Data for Science and Technology: Cross Sections, Covariances, Fission Product Yields and Decay Data [Электронный ресурс] / URL: http://t2.lanl.gov/nis/publications/ChadwickLA-UR-11–05121.pdf, свободный. (дата обращения 01.03.2016).
7. Групповые константы для расчета реакторов и защиты / Л. П. Абагян, Н. О. Базазянц, М. Н. Николаев, А. М. Цибуля.— М.: Энергоиздат, 1981. 233 с.
8. *Забродская С. В.* Данные по запаздывающим нейтронам в системе константного обеспечения БНАБ-93 / С. В. Забродская., М. Н. Николаев, А. М. Цибуля // Вопросы атомной науки и техники. Ядерные константы. 1998. Вып. 1. С. 21–27.
9. РОСФОНД — российская национальная библиотека оцененных нейтронных данных / С. В. Забродская, А. В. Игнатюк, В. Н. Кощеев, В. Н. Манохин, М. Н. Николаев, В. Г. Проняев // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы. 2007. Вып. 1–2. С. 3–21.
10. *Карпов А. С.* Система подготовки многогрупповых нейтронных констант для пакета САПФИР / А. С. Карпов, В. В. Обухов, В. В. Тебин // Нейтроника 95. Обнинск. 2000.
11. *Кипин Дж. Р.* Физические основы кинетики ядерных реакторов / Дж. Кипин.— М.: Атомиздат, 1967. 428 с.
12. *Маневич Л. Г.* Константы запаздывающих нейтронов: препринт ИАЭ4308/4 / Л. Г. Маневич, П. Э. Немировский, М. С. Юдкевич. М.: Цниатоминформ, 1986. С. 36.
13. *England T. R.* Aggregate delayed neutron intensities and spectra using augmented ENDF/BV precursor data / T. R. England, W. B. Wilson, R. E. Schenter // Nucl. Sci. Eng. 1983. Vol. 85. P. 139.

14. *Kereszturi A.* A Three-Dimensional Hexagonal Kinetic Benchmark Problem / A. Kereszturi, M. Telbris // In Proc. Second Symposium of AER, KFKI Atomic Energy Research Institute, Budapest. 1992. P. 381.

15. *Grundmann U. and Rohde U.* Definition of the Second Kinetic Benchmark of AER / U. Grundmann, U. Rohde // In Proc. Third Symposium of AER, KFKI Atomic Energy Research Institute, Budapest. 1993. P. 325.

16. *Uotinen V.O.* Reactor Kinetic Parameters of Lattices of Plutonium and Uranium in Water / V.O. Uotinen, J.H. Lauby, W.P. Stinson, S.R. Dwivedi // Nucl. Sci. Eng.. 1971, Vol. 44. P. 66–71.

17. *Uotinen V.O.* Kinetic Parameters in a Plutonium Lattice Containing Water Regions / V.O. Uotinen, W.P. Stinson, S.P. Singh // Nucl. Techn. 1972 . Vol. 15. P. 109–113.

УДК 621.039.51

Оценка подкритичности активной зоны на основе расчетного моделирования экспериментов по определению изменения реактивности методом «сброса стержня»

В. Г. Артемов, Л. М. Артемова, Д. Ю. Бессонов, Р. Э. Зинатуллин, А. С. Иванов, А. В. Пискарев, Ю. П. Шемаев

ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова», г. Сосновый Бор Ленинградской области, Россия

Аннотация

На примере решения задачи по определению подкритичности активной зоны при имитации зависания отдельных компенсирующих групп на верхнем концевом выключателе продемонстрировано применение методики расчетно-экспериментальной оценки параметров РУ, основанной на детальном моделировании экспериментов и предусматривающей непосредственный расчет показаний детекторов.

Ключевые слова: нейтронно-физический расчет, транспортная ЯЭУ, активная зона, эксперимент, подкритичность, реактивность, уравнение кинетики.

UDC 621.039.51

Evaluation of core subcriticality using numerical simulation of experiments with reactivity changes by the rod-insertion method

V. G. Artemov, L. M. Artemova, D. Yu. Bessonov, R. E. Zinatullin, A. S. Ivanov, A. V. Piskarev, Yu. P. Shemayev

*«Alexandrov Research Institute of Technology» (*NITI), Sosnovy Bor, Leningrad region, Russia

Abstract

The paper presents a numerical and experimental method for the evaluation of nuclear reactor parameters. The method relies on detailed simulation of experiments and directly calculates detector readings. Application of the method is illustrated in evaluation of the core subcriticality in the simulated condition with some of shim-rod groups stuck at the upper limit stop position.

Key words: neutronic calculation, propulsion reactor, core, experiment, subcriticality, kinetics equation.

Введение

Данная работа проведена в рамках расчетного сопровождения испытаний активной зоны кампании 3+ стенда транспортной ЯЭУ. Основными задачами расчетного сопровождения испытаний являются:

– обеспечение корректной интерпретации результатов регламентных измерений для определения степени отличия реального объекта от проекта;

– прогнозная оценка изменения характеристик активной зоны, важных для безопасности, напрмер, энергоресурс активной зоны, неравномерность энерговыделения, подкритичности и т.п. в последующих циклах испытаний.

Для решения поставленных задач применяется аттестованный в Ростехнадзоре комплекс программ (КП) САПФИР_ВВР95-RC [1].

Оценка подкритичности является одной из регламентных задач по обеспечению безопасной эксплуатации реакторов. Для подтверждения проектных оценок подкритичности программа испытаний предусматривает регулярное проведение измерений реактивности методом «сброса стержня» при имитации зависания отдельных компенсирующих групп на верхнем концевом выключателе. На основе сопоставления результатов измерений с проектными оценками подкритичности делается заключение об обеспечении выполнения требований безопасности на предстоящий цикл испытаний.

Интерпретация результатов измерения реактивности методом «сброса стержня» затруднена вследствие наличия неучитываемой методической погрешности, проявляющейся в виде так называемых «пространственных эффектов» [2].

КП САПФИР_ВВР95-RC позволяет устранить влияние методической погрешности измерений путем детального моделирования экспериментов, в результате которого рассчитывается не интегральная реактивность (как в стандартной методике, применяемой при проектировании), а показания детекторов с учетом их реального расположения. При таком подходе расхождение между измеренными и смоделированными значениями целиком определяется погрешностью расчетной модели, которая в этом случае легко поддается оценке. Выявленная погрешность расчетной модели учитывается при прогнозном расчете подкритичности.

Необходимость уточнения погрешности расчетной модели обусловлена двумя причинами:

– отличием компоновки активной зоны кампании 3+ от типичных активных зон транспортных реакторов, для которых выполнена верификация и аттестация КП САПФИР_ВВР95-RC;

– при условии выявления систематической составляющей погрешности, ее учет позволяет повысить точность прогнозных расчетов.

Таким образом, оценка подкритичности проводится посредством расчетно-экспериментальной методики, которая в обобщенном виде разделяется на 4 этапа:

1. Проведение эксперимента.
2. Детальное расчетное моделирование эксперимента.
3. Уточнение погрешности расчетной модели.
4. Окончательная оценка характеристики объекта.

Залогом успешного применения такого подхода является реализованная в КП САПФИР_ВВР95-RC возможность проведения как стандартного расчета характеристик активной зоны, так и детального моделирования экспериментов.

Описание эксперимента

Введенная реактивность регистрируется штатными реактиметрами, подключенными к трем внешним ионизационным камерам. Для вычисления реактивности в реактиметрах используется обращенное решение уравнения точечной кинетики.

Основным источником методической погрешности в экспериментах такого типа является то, что в реальном эксперименте время экспозиции меньше, чем время, требуемое для завершения переходного процесса, инициированного вводом отрицательной реактивности. В реальном эксперименте время экспозиции, как правило, ограничивается временным интервалом, соответствующим спаду сигнала детектора до уровня шума. Вследствие незавершенности переходного процесса показания реактиметров, подключенных к разным детекторам, существенно различаются, что упрощенно интерпретируется, как проявление «пространственных эффектов». Из-за особенностей активной зоны ЯЭУ в кампании 3+ эти эффекты проявляются особенно значимо, поскольку она обладает уникальной секторной компоновкой.

Один сектор целиком состоит из «свежих» тепловыделяющих сборок, другой сектор состоит преимущественно из выгоревших тепловыделяющих сборок, оставленных на дожигание с предыдущей кампании. Вследствие разницы в размножающих свойствах свежего и выгоревшего топлива возник существенный перекос энерговыделения в сторону сектора со свежим топливом. В сочетании с тяжелыми (обладающими большой эффективностью) органами регулирования секторная компоновка привела к тому, что показания реактиметров могут различаться в несколько раз (см. рис. 1).

Детальное расчетное моделирование эксперимента

Моделирование эксперимента проводится на основе полномасштабной модели активной зоны с отражателями, подготовленной с использованием КП САПФИР_ВВР95RC.

Кампания 3+ является продолжением кампании 3 после частичной перегрузки. Поэтому распределение выгорания на данный момент текущей кампании рассчитывается заранее с учетом модели эксплуатации в предыдущую кампанию.

Точность результатов моделирования напрямую зависит от точности воспроизведения условий эксперимента. Подробную информацию об изменении условий эксперимента можно получить благодаря наличию измерительно-вычислительного комплекса АНИС, в котором реализована функция автоматизированной регистрации параметров реакторной установки.

В ходе моделирования решается нестационарное уравнение диффузии с 6-ю группами запаздывающих нейтронов. В результате расчета определяется пространственное распределение плотности потока нейтронов на каждом временном шаге.

Плотность потока нейтронов в точке размещения детектора вычисляется путем суммирования вкладов каждого топливного канала с учетом ослабления, обусловленного расстоянием до детектора и параметрами среды. Для вычисления показаний реактиметров используются те же параметры запаздывающих нейтронов, что и в эксперименте.

Уточнение погрешности расчетной модели

Для сопоставления расчетных и экспериментальных данных выбирается момент времени, близкий к моменту завершения движения «стержня». На более поздних показаниях детекторов могут сказываться посторонние факторы, не относящиеся к эффективности «стержня» и не учитываемые при моделировании, такие, как влияние постоянного источника нейтронов или изменения параметров теплоносителя (если эксперимент проводится на разогретом реакторе), и т. д.

На рис. 1 в качестве примера приведены рассчитанные и измеренные показания реактиметров, подключенных к ионизационным камерам ИК–2, ИК–5, ИК–8, расположенными за пределами активной зоны.

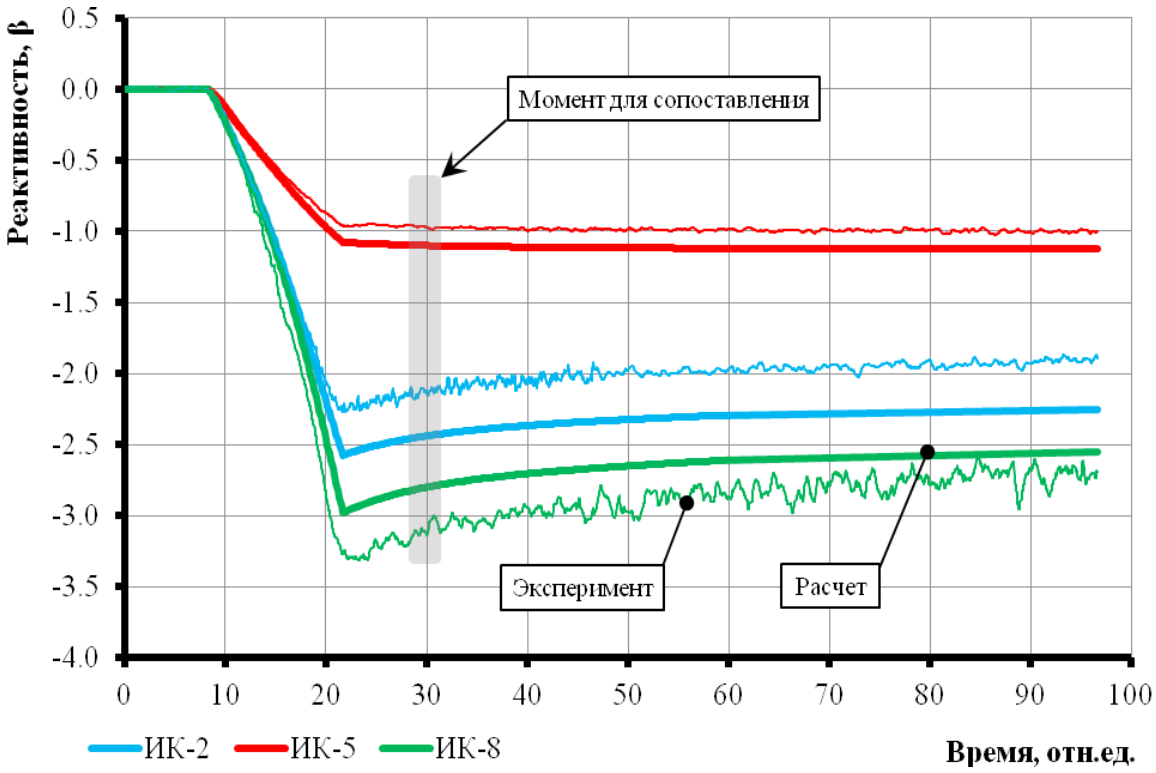


Рис. 1. Сопоставление расчетных и экспериментальных показаний детекторов.

При оценке погрешности расчета, наиболее представительными являются экспериментальные данные от датчиков, в показаниях которых вес «пространственных» эффектов минимален. В данном случае таким датчиком является камера ИК–5. Кроме того, в соответствии с принципом консервативности наибольшей ценностью обладают показания тех детекторов, которые свидетельствуют о переоценке подкритичности. На рис. 1 это детекторы ИК–2 и ИК–5. Они свидетельствуют о том, что расчетная оценка минимальной подкритичности может быть завышена на ~ 13%.

Уточнение погрешности прогнозного расчета

Дополнительная погрешность прогнозного расчета подкритичности при зависании отдельных компенсирующих групп на верхнем концевом выключателе определяется точностью предсказания положения органов регулирования в предстоящем цикле испытаний. Ошибка прогнозного положения органов регулирования обусловлена погрешностью расчета выгорания и зависит, в первую очередь, от длительности предстоящего цикла. Оценка влияния этого фактора проведена путем сопоставления результатов претестового и посттестового расчетов серии экспериментов.

В претестовом расчете были использованы прогнозные критические положения органов регулирования, полученные с учетом моделирования предыдущего цикла испытаний.

В посттестовом расчете были использованы критические положения органов регулирования, зарегистрированные в эксперименте. Результаты претестового и посттестового расчета представлены на рис. 2.

Претестовый расчет показал, что при прогнозировании изменения минимальной подкритичности в течение одного цикла испытаний (интервал ~10 % энерговыработки), полученная оценка может быть дополнительно завышена на ~5 %.

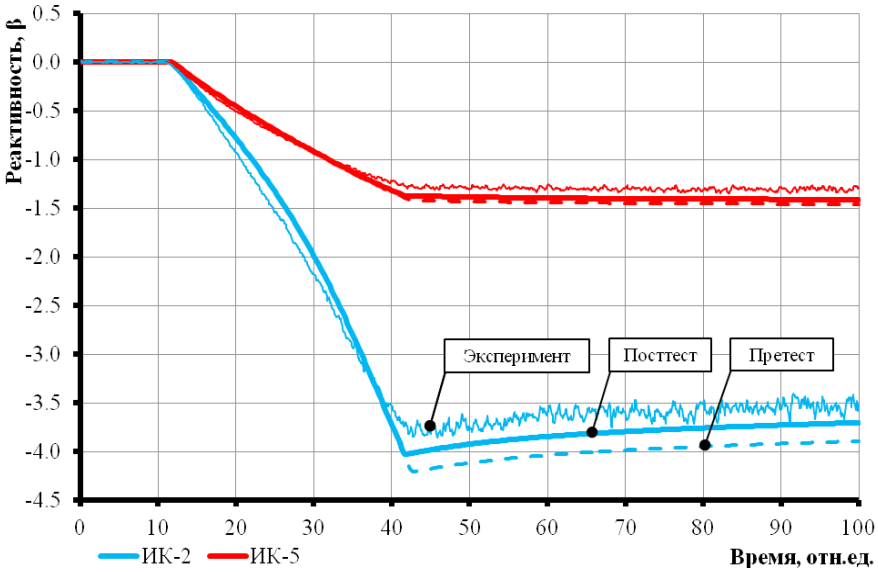


Рис. 2. Выявление методической погрешности прогноза
на основе претестового расчета.

Расчет подкритичности при зависании отдельных компенсирующих групп на верхнем концевом выключателе с учетом уточненной погрешности

Одной из основных задач расчетного сопровождения испытаний является определение степени отличия реального объекта от проекта. Применение описанной расчетно-экспериментальной методики для решения этой задачи требует от применяемого расчетного кода возможности проводить не только детальное моделирование экспериментов, но и стандартный расчет искомой характеристики, аналогичный проектному. В данном случае речь идет об определении подкритичности на основе разности эффективных коэффициентов размножения исходного критического и конечного подкритического стационарных состояний.

На рис. 3 представлены результаты расчетно-экспериментальной оценки минимальной подкритичности в сравнении с проектными данными.

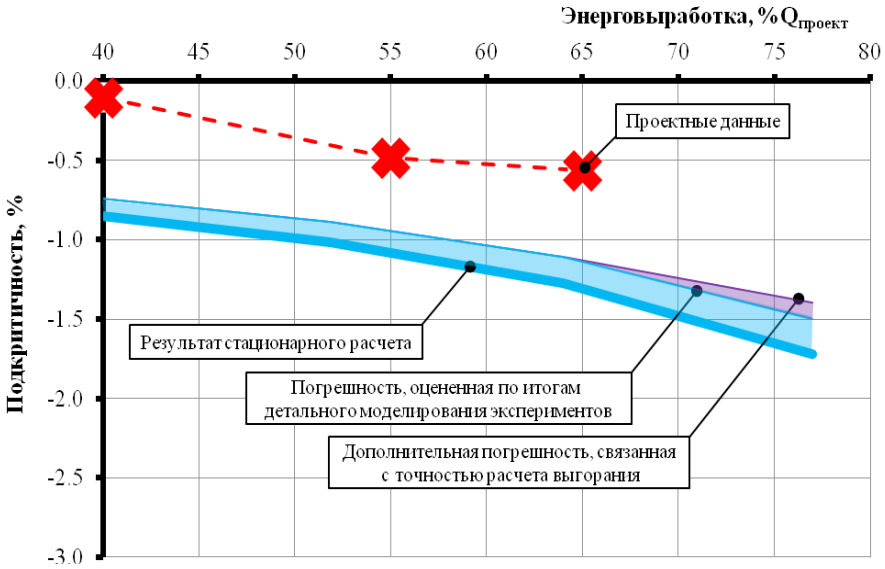


Рис. 3 . Расчетно-экспериментальная оценка изменения минимальной подкритичности
в сравнении с проектными данными.

Данные, приведенные на рис. 3, свидетельствуют о том, что проектные значения минимальной подкритичности обладают запасом консервативности. Также следует отметить, что для сохранения приемлемого уровня точности оценки подкритичности необходимы регулярные эксперименты.

Выводы

На примере оценки подкритичности при зависании отдельных компенсирующих групп на верхнем концевом выключателе продемонстрировано применение расчетно-экспериментальной методики, позволяющей определять характеристики активных зон с оцененной погрешностью.

Расчетно-экспериментальная методика в обобщенном виде включает:

– проведение эксперимента;

– детальное расчетное моделирование эксперимента;

– уточнение погрешности расчетной модели на основе сопоставления результатов моделирования с результатами измерений;

– расчетную оценку характеристики объекта с учетом выявленной погрешности расчетной модели.

Применение данного подхода, основанного на сочетании расчетных и экспериментальных данных, к определению характеристик объекта позволяет не только надежно оценить погрешность результата моделирования, но и снизить ее при условии наличия систематической составляющей.

Данный подход реализован с использованием КП САПФИР_ВВР95-RC, который позволяет проводить не только стандартные расчеты, применяемые при проектировании, но и детальное моделирование экспериментов с учетом условий проведения измерений.

Литература

1. Комплекс программ САПФИР_ВВР95&RC с библиотекой констант БНАБ78/С95: аттестационный паспорт ПС № 261 от 23.09.2009: регистрационный номер депонированного ПС № 380 от 08.07.1996. Ростехнадзор / В.Г. Артемов, А.В. Ельшин, А.С. Иванов, А.С. Карпов, В.В. Обухов, В.К. Осипов, П.В. Писарев, В.К. Сергеев, В.В. Тебин, Ю.П. Шемаев; разработчик ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», ИЯР РНЦ «Курчатовский институт»; заявитель ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова». [6] с.

2. *Казанский Ю. А.* Экспериментальные методы физики реакторов / Ю.А. Казанский, Е.С. Матусевич.— М.: Энергоатомиздат, 1984. 272 с.

УДК 389.681.12

Создание средств испытаний, градуировки и подтверждения пригодности расходомеров питательной воды

Ю. И. Басов, В. А. Беляков, А. Ю. Волков, А. В. Кутьин

ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова», г. Сосновый Бор Ленинградской области, Россия

Аннотация

В статье приведены результаты разработки испытательного расходомерного стенда ЭРС, предназначенного для градуировки, настройки и испытаний расходомеров питательной воды на воде высокой чистоты.

Ключевые слова: расходомерный стенд, испытания, вода высокой чистоты.

UDC389.681.12

Development of devices for testing, calibration and confirmation of applicability of feedwater flowmeters

Yu. I. Basov, V.A. Beliakov, A. Yu. Volkov, A. V. Kutyin

«Alexandrov Research Institute of Technology» (NITI), Sosnovy Bor, Leningrad region, Russia

Abstract

The paper presents the results of developing the flowmeter test facility ЭРС intended for calibration, adjustment and testing of feedwater flowmeters using high-purity water.

Key words: flowmeter test facility, testing, high-purity water.

Введение

Необходимость создания испытательного расходомерного стенда в НИТИ была вызвана потребностью отработки и метрологических исследований схемно-технических решений разрабатываемых в НИТИ расходомеров питательной воды для управляющей системы безопасности ЯЭУ, проведения их предварительных, межведомственных испытаний, испытаний в целях утверждения типа и первичной поверки изделий [1, с. 102].

В [2, с. 9] проведен анализ стендовой базы Минатома РФ. За время развития отечественной атомной энергетики на предприятиях Минатома сформировалась теплофизическая стендовая база, предназначенная для обоснования и отработки реакторных установок АЭС.

Особенностью стендовой базы является то, что теплофизические стенды проектировались как полномасштабные модели элементов АЭС, реакторных установок, воспроизводящие аварийные теплогидравлические процессы и явления и не были предназначены для отработки метрологического обеспечения расходомеров питательной воды транспортных ЯЭУ. Типичным представителем таких стендов является стенд В-3, созданный в ЭНИЦ ВНИИАЭС [2, с. 142]. Стенд В-3 предназначен для проведения исследований в области совершенствования водных технологий и программно-технических средств автоматизированных систем контроля и управления водно-химическими режимами второго контура. Стенд

рассчитан и спроектирован на рабочие параметры и режимы второго контура реальной АЭС с ВВЭР-1000 с соблюдением определенного масштабного фактора. Стенд В-3 дает возможность проводить эксперименты в широком диапазоне рабочих параметров, ограниченных следующими максимальными значениями: давление в парогенераторе — 6.48 МПа; температура в парогенераторе — 278.5 °С; расход теплоносителя — до 10 т/ч.

Расходомерные стенды Росстандарта (размещенные в центрах стандартизации и метрологии, метрологических институтах), предназначенные для поверки рабочих эталонов и рабочих средств измерений, работают на воде хозяйственно-питьевого водоснабжения.

Из анализа теплофизической стендовой базы предприятий Госкорпорации «Росатом» и Росстандарта следует, что имеющаяся стендовая база не может использоваться при разработке и испытаниях макетов и создаваемых расходомеров ПРТП-489-АПЛ по требованиям к чистоте рабочей среды (воде высокой чистоты).

1. Требования к стенду

1.1 Испытательный стенд должен работать на воде высокой чистоты (ВВЧ).

Вода ВВЧ должна соответствовать требованиям «Норм качества промывочной воды 1 очереди» уч. № 31/9202 предприятия РНЦ «Курчатовский Институт».

1.2 Встроенные средства измерений расхода ВВЧ должны иметь основную относительную погрешность не более ± 0.3 %.

1.3 Испытательный стенд должен иметь диапазон задания расходов ВВЧ не менее чем от 27.5 до 275 м^3/ч.

1.4. Программно-технический комплекс (ПТК) стенда должен выполнять следующие функции:

– информационную;

– управляющую;

– набора статистики;

– поддержки персонала;

– обработки информации.

1.5 Для задания и поддержания расхода ВВЧ должны быть разработаны алгоритмы автоматического и автоматизированного управления.

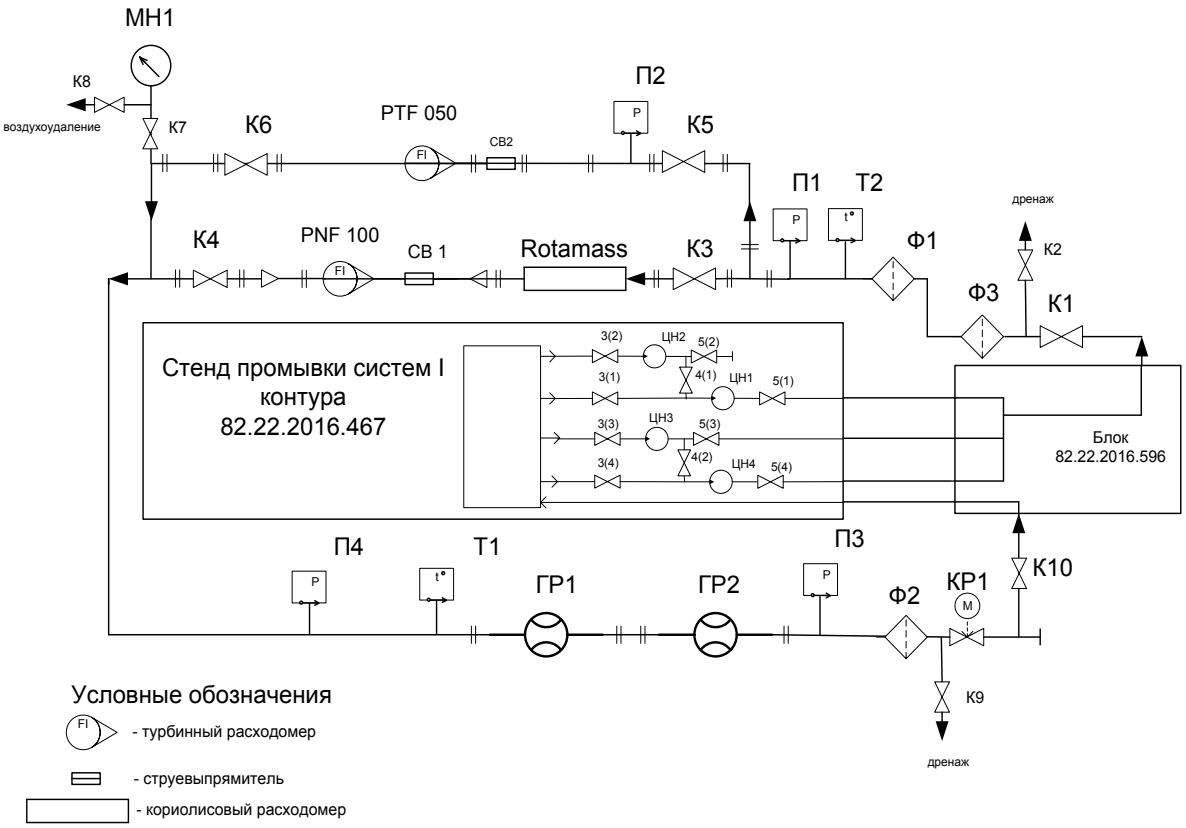
1.6 Должна быть предусмотрена возможность ручного и дистанционного управления расходом ВВЧ стенда.

2. Средства обеспечения стенда

2.1 Техническое обеспечение

Гидравлическая схема стенда ЭРС приведена на рис. 1.

Стенд ЭРС представляет собой комплект оборудования, включающий в себя трубопровод от стенда промывки первого контура с арматурой, регулирующий клапан Samson, эталонные расходомеры типа PTF 050, PNF 100, ROTAMASS, кабельные трассы и стойку с измерительными преобразователями.



КР1 - клапан регулирующий Samson типа 3251;
К5, К6 - клапан сильфонный Ду 50;
МН1 - манометр МКУ 6 МПа;
П2, П3, П4 - датчик давления 415 ДИ;
PNF 100 - расходомер жидкости турбинный Ду 100;
ГР1, ГР2 - градуируемые расходомеры;
СВ1 - струевыпрямитель Ду 100;
Т1, Т2 - термопреобразователь сопротивления ТПС 002;
Ф3 - фильтр двухступенчатый дифференциальный

К1, К3, К4, К10 - клапан сильфонный Ду 150;
К2, К7, К8, К9 - клапан сильфонный Ду 10;
П1 - датчик давления АИР10;
PTF 050 - расходомер жидкости турбинный Ду 50;
Rotamass - расходомер массовый кориолисовый Ду 150;

СВ2 - струевыпрямитель Ду 50;
Ф1, Ф2 - фильтр сетчатый Ду 150;

Рис. 1. Гидравлическая схема стенда ЭРС.

Стенд ЭРС работает совместно со стендом промывки систем первого контура, который имеет четыре насоса. Управление расходом ВВЧ через стенд возможно в следующих режимах:

– автоматическом (с помощью адаптивного регулятора по заданному расходу на видеокадре монитора ПЭВМ iROBO);

– автоматизированном (с помощью автоматического регулятора по заданному расходу на видеокадре монитора ПЭВМ iROBO);

– дистанционном (с помощью виртуальных кнопок на мониторе ПЭВМ, с отключенным регулятором);

– дистанционном (с помощью кнопок, расположенных на измерительной стойке);

– ручном (с помощью маховика, расположенного на приводе клапана Samson).

Регулирование расхода стенда ЭРС осуществляется с помощью клапана Samson с электроприводом, управляемым через контроллер WAGO I/O от ПЭВМ iROBO при различных сочетаниях подключенных насосов стенда промывки систем первого контура.

Технические характеристики стенда ЭРС:

- диапазон задания расходов от 7.1 до 280 м^3/ч;
- рабочая среда — вода ВВЧ, качество по ОСТ 95.306–75. Объем расходного бака 10 м^3;
- точность поддержания расхода рабочей среды ± 0.5 м^3/ч;
- рабочие условия эксплуатации стенда ЭРС:
  - температура рабочей среды от 20 до 70 °С;
  - давление рабочей среды от 0.2 до 1.2 МПа;
  - температура окружающего воздуха от 15 до 25 °С;
  - относительная влажность окружающего воздуха от 45 до 80 %;
  - атмосферное давление от 84 до 106 кПа;
- питание от сети переменного тока (220 ± 22) В, (50 ± 1) Гц. Мощность, потребляемая стендом ЭРС, не превышает 1.5 кВт.

Технические характеристики основных встроенных средств измерений:

- расходомер жидкости турбинный типа PTF 050 в комплекте с теплоэнергоконтроллером ИМ 2300, диапазон измерения от 7.1 до 75.0 м^3/ч, основная относительная погрешность ± 0.15 %;
- расходомер жидкости турбинный типа PNF 100 в комплекте с теплоэнергоконтроллером ИМ 2300, диапазон измерения от 28 до 280.0 м^3/ч основная относительная погрешность ± 0.15 %;
- расходомер массовый кориолисовый ROTAMASS, диапазон измерения от 30.0 до 280.0 м^3/ч основная относительная погрешность ± 0.15 %.

2.2 Информационное обеспечение

Для автоматизации процесса измерения параметров стенда и регулирования расхода испытательный стенд оборудован системой сбора и управления, которая состоит из:

- компьютера промышленного исполнения IRobo 2000;
- крейта с модулями системы сбора сигналов cDaq National Instruments;
- крейта ввода и вывода WAGO 750-серии;
- прибора-регистратора Ф1771;
- сетевого коммутатора HP.

Структурная схема информационно-управляющей части ПТК стенда ЭРС приведена на рис. 2.

Компьютер промышленного исполнения IRobo 2000 обеспечивает автоматизацию процессов регулирования расхода, измерения, сбора, регистрации и отображения экспериментальных данных в табличном и графическом виде. Задание расхода, управление процессами измерения и регистрации осуществляется с помощью элементов управления видеокадра на мониторе компьютера iROBO. Для автоматического регулирования расхода стенда ЭРС разработан программный адаптивный регулятор.

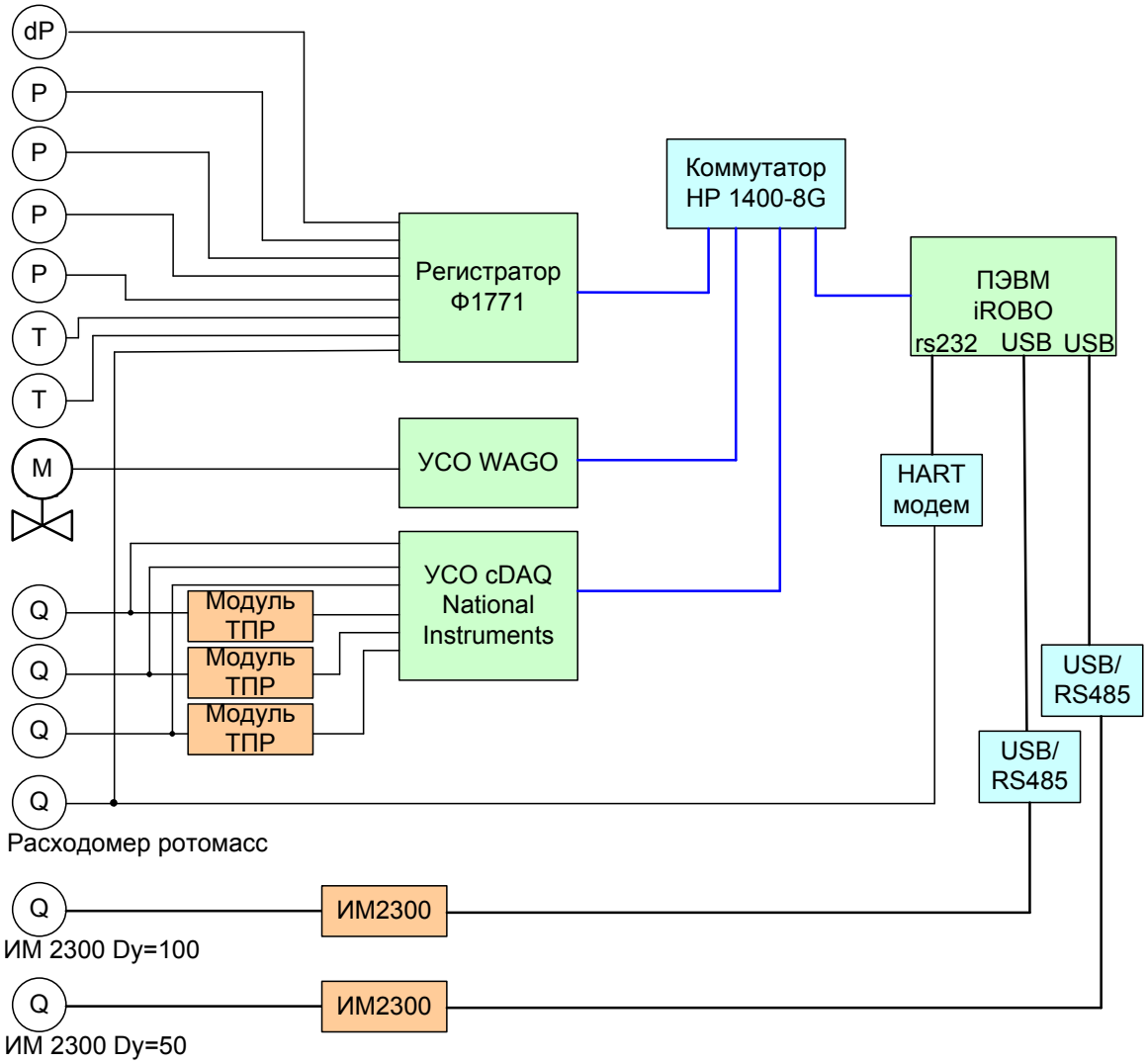


Рис. 2. Структурная схема информационно-управляющей части ПТК стенда ЭРС.

На основе информации с видеокадра оператором выбирается необходимый расходомер, от которого регулятор получает значение заданного расхода, в качестве обратной связи могут использоваться сигналы объемного расхода:

– от расходомера Rotomass через цифровой интерфейс HART;

– от расходомера ИМ2300 диаметра 100 мм через цифровой интерфейс RS485 (большие расходы);

– от расходомера ИМ2300 диаметра 50 мм через цифровой интерфейс RS485 (малые расходы);

– от расходомера Rotomass по аналоговому сигналу, измеряемому прибором Ф1771.

Регулятор вырабатывает соответствующие управляющие сигналы на электропривод регулирующего клапана SAMSON для поддержания заданного расхода на стенде ЭРС.

Все измеренные значения сигналов стенда ЭРС сохраняются в файлах текстового формата.

Для связи систем сбора с компьютером на стенде ЭРС организована сеть 1000Base-T на базе коммутатора HP 1400–8G.

2.3 Программное обеспечение

Специальное программное обеспечение разработано с помощью программного пакета LabVIEW, который является средой разработки и платформой для выполнения программ.

Разработанное специальное программное обеспечение реализует следующие алгоритмы:

– управления регулирующим клапаном;

– автоматического регулирования расхода на любое заданное допустимое значение;

– сбора экспериментальной информации от разных источников: прибора Ф1771 (Регистратор), системы сбора данных cDAQ National Instruments, системы ввода-вывода WAGO, расходомера Ротамасс (Rotamass) через цифровой интерфейс HART, расходомера ИМ2300 через интерфейс RS485, от системы ультразвукового измерения расхода Flexim через интерфейс RS232;

– записи собранных значений параметров в файл;

– усреднения собранных значений для дальнейшей записи в файл протокола;

– предоставления измеренных значений параметров на мнемосхеме видеокадра, видеокадр приведен на рис. 3;

– отображения состояния технических средств системы сбора и управления на видеокадре диагностики;

– предупреждения об аварийных режимах работы стенда;

– подсказки оператору конфигурации насосной группы для достижения заданного значения расхода.

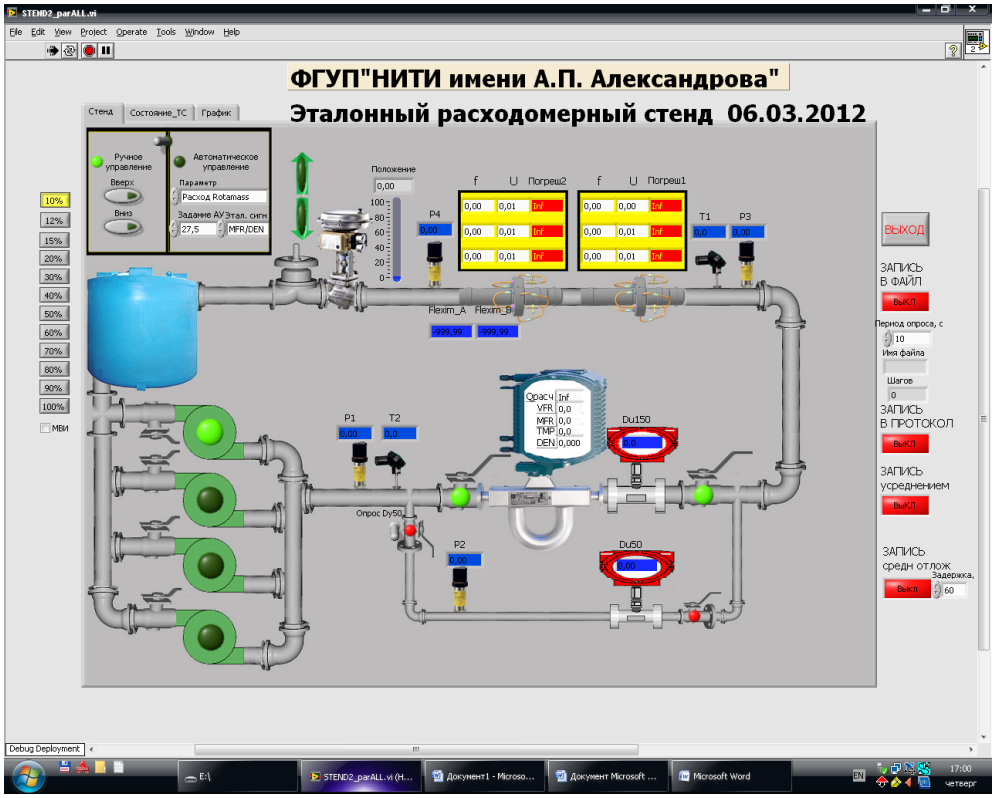


Рис. 3. Видеокадр стенда ЭРС.

2.4 Методическое обеспечение

Разработаны следующие программы и методики:

- пусконаладочных испытаний испытательного стенда ЭРС;
- испытаний макета первичного преобразователя расходомера ПРТП-489-АПЛ;
- предварительных и приемочных испытаний расходомера ПРТП-489-АПЛ;
- градуировки сужающих устройств для системы СПЖПВ;
- ресурсных испытаний турбинных преобразователей расхода ТПРГ2–10.

2.5 Метрологическое обеспечение

Разработаны программы и методики первичной и периодической аттестации стенда ЭРС.

ФБУ «ГНМЦ Минобороны России» с участием НИТИ проведена первичная аттестация испытательного расходомерного стенда ЭРС.

По результатам первичной аттестации стенд ЭРС признан пригодным для проведения настройки, градуировки, калибровки, поверки, юстировки расходомеров питательной воды. ФБУ «ГНМЦ Минобороны России» выдан аттестат.

Разработаны и отработаны алгоритмы автоматизированного управления и поддержания расхода среды по заданному значению от персонального компьютера.

На стенде выполнены исследования макета первичного преобразователя расходомера ПРТП-489-АПЛ, проведены предварительные и приемочные испытания расходомера ПРТП-489-АПЛ.

Заключение

По результатам приемочных испытаний, выполненных на испытательном стенде ЭРС расходомер ПРТП-489-АПЛ признан пригодным для эксплуатации.

ФБУ «ГНМЦ Минобороны России» утвердило тип средства измерений.

На испытательном стенде ЭРС выполнена первичная и периодическая поверка расходомеров ПРТП-489-АПЛ. ФБУ «ГНМЦ Минобороны России» выдало свидетельство о первичной поверке.

Метрологическая служба НИТИ выполнила периодическую поверку расходомеров ПРТП-489-АПЛ.

Литература

1. Создание средств испытаний, градуировки и подтверждения пригодности расходомеров питательной воды и дозирующих устройств / А. П. Лукашев, В. А. Беляков, Ю. И. Басов, Ю. А. Волков, А. В. Кутьин // ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова»: годовой отчет 2013 г. / гл. ред. В. А. Василенко. — Сосновый Бор: ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова», 2014. С. 102–104.
2. Теплофизическая стендовая база Минатома РФ / В. Н. Блинков, О. И. Мелихов, Э. А. Болтенко, И. В. Елкин // Годовой отчет ЭНИЦ ВНИИАЭС 2000 / Ред. В. Н. Блинников. — Электрогорск, 2001. С. 9–19.

Требования к оформлению и содержанию статей, публикуемых в научно-техническом сборнике «Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок»

Сборник публикует статьи и краткие сообщения о результатах теоретических и экспериментальных исследований и разработок, выполненных при создании, отработке и эксплуатации объектов с ЯЭУ на всём их жизненном цикле.

В Сборник принимаются статьи для опубликования основных результатов диссертационных работ на соискание ученых степеней доктора и кандидата наук, соответствующие тематике Сборника.

Все статьи, публикуемые в Сборнике, проходят рецензирование. Подготовка рецензий на поступающие для публикации в Сборнике статьи осуществляется независимыми рецензентами на условиях анонимности (для авторов).

Ответственный секретарь редколлегии Сборника организует процедуру рецензирования статей, а также взаимодействие между авторами и рецензентами в соответствии с «Положением об институте рецензирования статей научно-технического Сборника», утвержденным главным редактором и размещенным на интернет сайте www.niti.ru в рубрике **«Научно-технический сборник «Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок»**.

После получения рецензии на статью редакция направляет автору перечень замечаний рецензента, которые должны быть учтены автором при подготовке окончательной версии статьи. Откорректированный автором вариант статьи направляется в редакцию Сборника в максимально короткие сроки (не более 5 календарных дней). Подготовленный и утвержденный к публикации вариант статьи редакция направляет автору для окончательного согласования.

Тематические рубрики научно-технического сборника

1. Стендовые испытания транспортных ЯЭУ.
2. Исследование динамики и создание технологий испытаний объектов с ЯЭУ.
3. Моделирование и исследование нейтронно-физических и теплогидравлических процессов объектов с ЯЭУ.
4. Технологии создания систем контроля и управления (СКУ) ЯЭУ.
5. Химические технологии обеспечения жизненного цикла ЯЭУ, радиохимические и материаловедческие исследования.
6. Исследование процессов при тяжелых авариях на объектах атомной энергетики.
7. Влияние объектов атомной энергетики на окружающую среду.
8. Обеспечение экспериментальных исследований.

1. Условия опубликования статей

1.1. Представляемые для публикации статьи на русском языке должны обладать научно-практической актуальностью и новизной, содержать:

- **индекс универсальной десятичной классификации** для научных работ (**УДК**) приводится вместе с аббревиатурой УДК в верхнем левом углу первой страницы (классификационный индекс УДК должен подробно отражать тематику статьи);
- **заглавие** (название статьи на русском и английском языках, с указанием Фамилий, и инициалов авторов, наименований и адресов организаций, в которых выполнялась работа);
- **аннотацию** на русском и английском языках (краткое описание цели и задачи проведенного исследования, а также возможности практического применения полученных результатов, что поможет читателю быстрее уяснить суть обсуждаемой проблемы); объём аннотации — 5–10 предложений;
- **ключевые слова** (7–10 слов на русском и английском языках);
- **основной текст** (включая введение в тематику проблемы или постановку задачи, описание методики исследования или экспериментальной части, описание основных результатов исследования, полученных автором с характеристикой их новизны и научно-практической актуальности, выводы);
- **список литературы**, оформленный в установленном порядке.

1.2. Соответствовать правилам оформления.

2. Правила оформления статей

2.1 Научная статья должна иметь ограниченный объём (7–10) страниц формата А4 книжной ориентации, включая таблицы, иллюстрации и список литературы (статьи большего объема могут быть приняты к публикации по согласованию с Редакцией).

2.2 При форматировании текста статей необходимо придерживаться следующих **требований по оформлению**:

- все поля — по 20 мм;
- формат страницы — А4 (книжной ориентации);
- шрифт основного текста — Times New Roman, размер шрифта — 12 пт.;
- название статьи пишется полужирным шрифтом (**Строчные, как в предложениях**), размер шрифта — 16 пт.;
- наименование подразделов статьи пишется полужирным шрифтом (**Строчные, как в предложениях**) размер шрифта — 14 пт.;
- межстрочный интервал — одинарный;
- обязателен отступ первой строки абзаца;
- выравнивание текста по ширине;
- автоматическая расстановка переносов включена;
- нумерация страниц отсутствует;

- рисунки и таблицы располагаются по тексту;
- в подписях к рисункам пишется «Рис.», при ссылке на рисунок в тексте — рис.
- таблицы должны иметь название и нумероваться в порядке упоминания их в тексте арабскими цифрами; название таблицы после номера таблицы; все графы в таблице должны иметь заголовки и разделяться вертикальными линиями, а цифровой материал должен четко соответствовать строкам; сокращения слов в таблицах не допускается; при наличии в тексте одной таблицы с заголовком слово Таблица не пишется и таблица не нумеруется;
- формулы набираются в редакторе формул «MS Equation», ссылки на формулу приводятся в круглых скобках — (1);
- в качестве разделителя в десятичных дробях используется точка;
- расшифровка физической величины (и других обозначений, например, аббревиатур) должна приводиться при первом упоминании их в тексте;
- количество рисунков, включая их разбивку на подрисунки, не должно превышать 10 для оригинальной статьи, 3 — для краткого сообщения;
- авторам следует избегать повторения одних и тех же данных на рисунках, в таблицах и тексте;
- ссылки на литературу приводятся в квадратных скобках — [1];

2.3 При подготовке иллюстраций и графических файлов необходимо придерживаться следующих рекомендаций.

2.3.1. Иллюстрации не должны иметь разрешение ниже 150 dpi. Рекомендуемое разрешение:

- Halftones (color or grayscale) —300 dpi.
- Bitmap — 600–1200 dpi.

2.3.2. Иллюстрации не должны быть менее 6 см. по ширине (расположение на одну колонку) и более 17 см (на полосу).

2.3.3. Графики, диаграммы, схемы желательно готовить в векторных графических редакторах (CorelDRAW, Adobe Illustrator) и предоставлять в формате той программы, в которой они были выполнены (*.cdr, *.ai), или в формате *.eps. Для остальных иллюстраций желательны форматы *.tif, *.jpg.

2.3.4. Фотографии желательно предоставлять в двух вариантах. Первый — соответствующий оригиналу со всеми надписями и обозначениями; второй — чистый (без текста, обозначений и пр.). Желательный формат файлов (*.tif), (*.jpg).

2.4 В конце статьи помещается Список литературы. Библиографические записи в списке литературы оформляют согласно требованиями ГОСТ 7.1–2003 или ГОСТ Р 7.05–2008.

2.5 Библиографические записи в списке литературы приводятся в той же последовательности, что и упоминаются в тексте статьи или по алфавиту фамилий авторов или первых слов заглавий документов (библиографические записи произведений авторов-однофамильцев располагают в алфавите их инициалов);

2.6 При наличии в списке литературы на других языках, кроме русского, образуется дополнительный алфавитный ряд.

2.7 Оформленные в соответствии с указанными выше правилами материалы статей пересылаются в редколлегию сборника в виде файла в формате «Microsoft Word». Размещаемые в статье рисунки (схемы, графики), фотографии прилагаются дополнительно в виде отдельных файлов формата *.tif, *.jpg. с требуемым разрешением.

2.8 Совместно с материалами статьи в редакцию авторами высылаются электронные копии документов о возможности открытого опубликования данных материалов в виде статьи в сборнике «Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок».

2.9 При возникновении вопросов по подаче материала и его оформлению следует обращаться в редакцию научно-технического сборника.

2.10 **Адрес редакции**: 188540 Сосновый Бор, Ленинградская область, Копорское шоссе д. 72, ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова», телефон: 8 (813 69) 6 01 43, факс: 8 (813 69) 2 36 72; **E-mail**: foton@niti.ru — с пометкой «**В редакцию научно-технического сборника**».

Правила подачи материалов

для публикации в рецензируемом научно-техническом сборнике «Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок»

Все материалы, необходимые для публикации статей в рецензируемом научно-техническом сборнике должны направляться авторами **в электронном виде** на адрес foton@niti.ru (с пометкой: ***в редакцию научно-технического Сборника***).

В комплект материалов, направляемых в редакцию Сборника, должны входить в электронном виде:

- текст статьи, оформленной в соответствии с установленными редколлегией Правилами оформления;
- копии документов о возможности открытого опубликования статьи в сборнике «Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок»;
- «Лицензионный договор», заполненный и подписанный всеми соавторами.

Файлы с шаблоном лицензионного договора (license_agreement.doc) и требованиями к оформлению статей (Требования к оформлению.doc) размещены на сайте **www.niti.ru** в рубрике «**Научно-технический сборник**».

Оформленный и подписанный всеми соавторами лицензионный договор также должен быть направлен (в распечатанном виде) в редакцию научно-технического сборника по адресу: 188540, г. Сосновый Бор Ленинградской области, Копорское шоссе д. 72, ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» (с пометкой: **в редакцию научно-технического Сборник**а).

Положение о научно-техническом сборнике и институте рецензирования статей, правила оформления и подачи материалов в редакцию приведены на интернет сайте www.niti.ru в рубрике «Научно-технический сборник «Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок».

Технический редактор:
Беркутов Р. Н.

St. Petersburg
“VVM Publishing Ltd.”
Издательство «ВВМ»

190000, Санкт-Петербург, ул. Декабристов, 6, лит. А, пом. 10-н
E-mail: vvmpub@yandex.ru

Верстка: Крюков Ю. В., Мещерин В. В.

Подписано в печать 15.04.2016. Бумага офсетная. Гарнитура Таймс. Печать цифровая.
Формат 60 × 84 1/8. Уч.-печ. л. 8.37. Заказ 146. Тираж 200 экз.

Отпечатано в ООО «Издательство ВВМ»
198095, Санкт-Петербург, ул. Швецова, 41
Тел.: (901) 306-62-54