

НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ЦЕНТР
“КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ”

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

СЕРИЯ:

Физика ядерных реакторов

2026

ВЫПУСК

2

НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ЦЕНТР
“КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ”

**В О П Р О С Ы
А Т О М Н О Й
Н А У К И
И
Т Е Х Н И К И**

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ

СЕРИЯ:

Физика ядерных реакторов

Издаётся с 1989 г.

ВЫПУСК 2

2026

Журнал “Вопросы атомной науки и техники” был учреждён в 1970 г. Министерством среднего машиностроения СССР и включал в себя несколько серий по различным направлениям атомной науки и техники. До 1989 г. статьи по проблематике физики ядерных реакторов публиковались в выпусках “Физика и методы расчёта ядерных реакторов” (с 1981 г., ИАЭ им. И.В. Курчатова) и “Динамика ядерно-энергетических установок” (НИИ Механики ННГУ) в составе серии “Физика и техника ядерных реакторов”, а также в серии “Импульсные реакторы и простые критические сборки” (ВНИИЭФ). В настоящее время издание указанных выпусков и серии прекращено, и статьи по соответствующей тематике публикуются в журнале **“Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов” (ВАНТ. ФЯР)**, учреждённом в 1989 г. Национальным исследовательским центром “Курчатовский институт”.

Свидетельство о регистрации средства массовой информации ВАНТ. ФЯР —

ПИ № ФС77-66041 от 10.06.2016.

Международный классификатор — **ISSN 0205-4671.**

Подписной индекс **32067** в Каталоге подписных изданий Агентства “Урал-Пресс”.

Выходят пять выпусков в год.

Тематика журнала ВАНТ. ФЯР:

ядерные реакторы и ядерно-энергетические установки (ЯЭУ) различного типа и назначения, импульсные реакторы, критические сборки; теория ядерных реакторов и ЯЭУ, методы расчёта, вычислительные программы; экспериментальные методы, приборы и установки; расчётно-теоретические и экспериментальные исследования ядерных реакторов и ЯЭУ; динамика ядерных реакторов и ЯЭУ, контроль и управление; ядерная безопасность; радиационная защита; радиационная безопасность; гидродинамика и теплообмен; физико-технические проблемы ЯЭУ; исследования характеристик материалов и их изменения под воздействием облучения; обеспечение безопасной эксплуатации АЭС и других ядерных установок; топливный цикл ядерной энергетики; отдельные аспекты и общие проблемы ядерной энергетики.

Тематика журнала соответствует специальностям 1.2.2. “Математическое моделирование, численные методы и комплексы программ”, 1.3.2. “Приборы и методы экспериментальной физики”, 1.3.14. “Теплофизика и теоретическая теплотехника”, 2.4.9. “Ядерные энергетические установки, топливный цикл, радиационная безопасность”, 2.4.10. “Техносферная безопасность (в энергетике)” Номенклатуры специальностей научных работников.

Рукописи, поступающие в редакцию журнала, рецензируются.

Журнал включён в Перечень рецензируемых научных изданий ВАК, в которых должны быть опубликованы основные научные результаты диссертаций на соискание учёных степеней кандидата и доктора наук (1.2.2, 1.3.2, 1.3.14, 2.4.9).

Электронные копии журнала находятся в базе данных Научной Электронной Библиотеки www.elibrary.ru и на сайте НИЦ “Курчатовский институт” <http://nrcki.ru/>.

Журнал включён в Российский индекс научного цитирования (РИНЦ).

С 2011 г. статьи из журнала публикуются в переводе на английский язык в специальных выпусках журнала “Physics of Atomic Nuclei” (англоязычная версия русского журнала “Ядерная физика”), издаваемого компанией PLEIADES PUBLISHING Ltd (ISSN: 1063-7788 — печатная версия, ISSN: 1562-692X — электронная версия). Журнал “Physics of Atomic Nuclei”, включая выпуски с переводными статьями из журнала “Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов”, имеет цифровой идентификатор статей (DOI) и индексируется в SCOPUS, Science Citation Index, INIS Atomindex и других базах данных.

Редакционная коллегия:

Главный редактор — Ю.М. Семченков (НИЦ “Курчатовский институт”).

Заместители главного редактора: А.В. Жукова (НИЦ “Курчатовский институт”), А.Н. Сизов (ФГУП “РФЯЦ — ВНИИЭФ”), Ю.А. Безруков (АО ОКБ “ГИДРОПРЕСС”).

Секретариат: Е.А. Старостина (НИЦ “Курчатовский институт”),

Е.В. Куличкова (ФГУП “РФЯЦ — ВНИИЭФ”), Н.А. Ясколко (АО ОКБ “ГИДРОПРЕСС”).

Члены редколлегий: В.Ю. Бланинский, С.М. Зарицкий, В.А. Иванов, М.А. Калугин, А.А. Ковалишин, М.П. Лизоркин, А.А. Тутнов, В.С. Устинов, А.М. Федосов, П.А. Фомиченко, А.Л. Шимкевич (НИЦ “Курчатовский институт”),

С.В. Воронцов, А.А. Девяткин, А.А. Пикулев (ФГУП “РФЯЦ — ВНИИЭФ”),

А.В. Лукин, Ю.А. Соколов (ФГУП “РФЯЦ — ВНИИЭФ”), Н.В. Шукин (НИЯУ МИФИ),

А.А. Николаев, В.П. Семишкин, М.А. Увакин, А.Н. Чуркин (АО ОКБ “ГИДРОПРЕСС”).

При перепечатке и цитировании ссылка на журнал обязательна.

Перепечатка материалов допускается только с письменного разрешения редакции.

СОДЕРЖАНИЕ

Базулин И.А., Федосов А.М. Роль эффектов реактивности в Чернобыльской аварии.....	5
Пепельшев Ю.Н., Дикусар Н.Д., Цогтсайхан Ц., Сумхуу Д. Исследование колебаний энергии импульсов реактора ИБР-2М с использованием метода базисных элементов.....	15
Гроль А.В., Лапин А.С., Невиница В.А., Фомиченко П.А., Шикалов В.Ф., Щуровская М.В., Алферов В.П. Расчётное моделирование процедуры физического пуска реактора ВТГР	23
Котов Я.А., Невиница В.А., Бояринов В.Ф., Гроль А.В., Фомиченко П.А., Сорокин С.Е., Филиппов Г.С. Проблемы валидации нейтронно-физических программ расчёта ВТГР на примере расчёта экспериментальных бенчмарков HTTR и VHTRC	38
Панченко А.А., Авраменко Г.А. Расчёт нестационарных процессов с обратными связями с использованием пакета программ САПФИР ..	49
Белоусов В.И., Гуревич М.И., Давиденко В.Д., Дьячков И.И., Иоаннисиян М.В., Раскач К.Ф. Алгоритмы моделирования нестационарных функционалов и их погрешностей методом Монте-Карло	57
Мязин А.С., Базулин И.А., Савандер В.И. Программа для многопараметрической аппроксимации ядерных констант с квазислучайным распределением узлов расчётной сетки и автоматическим отбором коэффициентов.....	65
Дегтярев А.М., Зорин Ю.И., Иванов А.А., Калугин М.А. Методический анализ экспериментов на одиночном канале критического стенда.....	75
Курченков А.Ю., Мусихин А.М., Расчетнова М.А. Глубокое выгорание родиевого ДПЗ. 81	
Кравчук Л.В., Кочкин В.Н., Панфёров П.П., Решетников А-р А., Тимофеев А.М., Махотин Д.Ю. Оценка погрешности расчёта скорости накопления флюенса нейтронов, обусловленной неопределённостью задания источника	87
Кавун О.Ю., Увакин М.А., Семишин В.В. Разработка модели энергоблока АЭС средней мощности для исследования маневренных характеристик энергоблока	98

CONTENTS

Bazulin I.A., Fedosov A.M. The Role of Reactivity Effects in the Chernobyl Accident.....	5
Pepelyshev Yu.N., Dikusar N.D., Tsogtsaikhan Ts., Sumkhuu D. Study of Pulse Energy Fluctuations in IBR-2M Reactor using the Basic Element Method.....	15
Grol A.V., Lapin A.S., Nevinitza V.A., Fomichenko P.A., Shikalov V.F., Shchurovskaya M.V., Alferov V.P. Computer Simulation of HTGR First Criticality Procedures.....	23
Kotov Ya.A., Nevinitza V.A., Boyarinov V.F., Grol A.V., Fomichenko P.A., Sorokin S.E., Filipov G.S. Issues in Validating HTGR Neutronic Computing Software Based on HTTR and VHTRC Experimental Benchmark Calculations.....	38
Panchenko A.A., Avramenko G.A. Transient Calculation with Feedback using SAPFIR Program Package	49
Belousov V.I., Gurevich M.I., Davidenko V.D., Dyachkov I.I., Ioannisian M.V., Raskach K.F. Algorithms for Modeling Non-Stationary Functionals and their Uncertainties by the Monte Carlo Method	57
Myazin A.S., Bazulin I.A., Savander V.I. A Program for Multiparameter Approximation of Nuclear Constants with Quasi-Random Distribution of Grid Nodes and Automatic Selection of Coefficients	65
Degtyarev A.M., Zorin Yu.I., Ivanov A.A., Kalugin M.A. Methodical Analysis of Experiments on a Single Channel of Critical Facility.....	75
Kurchenkov A.Yu., Musikhin A.M., Raschetnova M.A. High Burnup of Rhodium SPNDs.....	81
Kravchuk L.V., Kochkin V.N., Panferov P.P., Reshetnikov A-r A., Timofeev A.M., Makhotin D.Yu. Estimation of Neutron Fluence Rate Calculation Error due to Source Setting Uncertainty	87
Kavun O.Yu., Uvakin M.A., Semishin V.V. Development of a Model of a Medium-Power NPP Power Unit to Study the Power Unit Maneuvering Characteristics.....	98

Ижutow А.Л., Моисеев В.С., Калинина Н.К., Марихин Н.Ю., Моисеев Д.С. Разработка конструкции облучательного устройства для проведения ускоренных внутриреакторных испытаний конструкционных материалов ВВЭР-СКД в реакторе СМ-3..... 104

Дворников П.А., Кудряев А.А., Молявкин А.Н., Замюусский В.Н., Савинов А.А., Бударин А.А., Шutow С.С., Шutow П.С., Бурляев А.В., Шешукова В.В., Чусов И.А. Опыт создания и внедрения современных акустических систем контроля течи теплоносителя трубопроводов и оборудования реакторных установок ВВЭР. 110

Баисов А.М., Посысаев Д.А., Папутин Н.Н. Обзор отечественных и зарубежных работ по динамике внутрикорпусных устройств ВВЭР при разрывах трубопроводов 117

Izhutov A.L., Moiseev V.S., Kalinina N.K., Marikhin N.Yu., Moiseev D.S. Irradiation Device Design Development for Accelerated In-Core Testing of VVER-SKD Structural Materials in SM-3 Reactor 104

Dvornikov P.A., Kudryaev A.A., Molyavkin A.N., Zamiusskiy V.N., Savinov A.A., Budarin A.A., Shutov S.S., Shutov P.S., Burlyayev A.V., Sheshukova V.V., Chusov I.A. Experience in Creating and Implementing Modern Acoustic Leak Monitoring Systems for Coolant Pipelines and Equipment of VVER Reactor Facilities.....110

Baisov A.M., Posysaev D.A., Paputin N.N. Overview of Domestic and Foreign Studies on VVER Internals Dynamics During Pipeline Ruptures...117

Роль эффектов реактивности в Чернобыльской аварии

И.А. Базулин, А.М. Федосов,

НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

Статья поступила в редакцию 18.03.2026

После доработки — 22.04.2026

Принята к публикации 22.04.2026

В статье рассматривается влияние положительных эффектов реактивности при введении стержней регулирования, парового эффекта, эффекта обезвоживания контура СУЗ, температурного графитового эффекта, эффекта выжигания ^{135}Xe на развитие аварии на 4-м энергоблоке Чернобыльской АЭС.

Показано, что только совокупное воздействие положительных эффектов реактивности может объяснить катастрофические масштабы аварии, испарение топлива и диспергирование графита.

Ключевые слова: Чернобыльская авария, РБМК, эффекты реактивности.

The Role of Reactivity Effects in the Chernobyl Accident. I.A. Bazulin, A.M. Fedosov, NRC “Kurchatov Institute”, 1, Akademika Kurchatova sq., Moscow, 123182.

This paper investigates the influence of positive reactivity effects on the progression of the accident at the 4th power unit of the Chernobyl Nuclear Power Plant, specifically examining the reactivity effects involved with: control rod insertion, steam, control rod circuit dehydration, graphite temperature, and ^{135}Xe burnout.

The analysis hereof demonstrates that only the combined impact of these positive reactivity effects can account for the catastrophic scale of the accident, nuclear fuel evaporation, and graphite dispersion.

Key Words: Chernobyl accident, RBMK, reactivity effects.

EDN: AQDVEB

Введение

В этом году исполняется 40 лет Чернобыльской аварии. Произошедшая 26 апреля 1986 г. на 4-м энергоблоке Чернобыльской АЭС авария является крупнейшей реактивной аварией на энергетическом реакторе. Её масштабы наряду с авариями на АЭС “Три-Майл-Айленд” и “Фукусима” существенно повлияли на общественное мнение по отношению к атомной энергетике. На изучение причин аварии были направлены усилия учёных не только в нашей стране, но и за рубежом, особенно в первое десятилетие после происшествия. Рассматриваемые сценарии и результаты расчётно-го моделирования сравнивались с имеющейся информацией, полученной при регистрации параметров в ходе переходного процесса перед разрушением реактора, а также с результатами последующих обследований разрушенного энергоблока и прилегающих территорий.

Постепенно сложилась картина первой фазы аварии. При срабатывании аварийной защиты из-за недостатков конструкции стержней регулирования при их движении из верхнего положения в результате вытеснения воды на нижнем метре активной зоны создаются условия для образования положительной реактивности (так называемый “концевой” эффект). Причём внесению значительной положитель-

ной реактивности способствовало неустойчивое высотное поле нейтронов с небольшим провалом в центральной части. Второй причиной явился положительный паровой эффект реактивности. Поскольку реактор работал на малой мощности 200 МВт тепловых с большим расходом теплоносителя вблизи линии насыщения (недогрев составлял 1—3 °C), даже небольшое увеличение мощности привело к значительному изменению паросодержания и соответственно вводу дополнительной положительной реактивности. При взаимодействии этих двух факторов начался разгон реактора на мгновенных нейтронах, приведший к разрушению активной зоны.

Всплеск нейтронной мощности ограничивается доплер-эффектом, вызванным ростом температуры топлива. В зависимости от особенностей нейтронно-теплогидравлических моделей разные авторы [1—3] получали увеличение нейтронной мощности от нескольких единиц до нескольких десятков номиналов (номинальная мощность РБМК-1000 3200 МВт тепловых). Причём было показано, что величина всплеска нейтронной мощности чувствительна к небольшим изменениям формы нейтронного поля. Учитывая неравномерность энерговыделения, всплеска нейтронной мощности в несколько десятков номиналов достаточно для разрушения (плавления или диспергирования)

топлива и затем топливных каналов, по крайней мере, в части активной зоны. Однако характер разрушений, особенно образование большого количества графитовой пыли, свидетельствует о том, что в реальности мощность могла достигать сотен, если не тысяч, номиналов. Ответ на вопрос, что явилось причиной диспергирования графита, могло бы дать моделирование второй фазы аварии, но такое моделирование наталкивается на ряд трудностей. Необходимо провести трёхмерный комплексный расчёт, учитывающий изменение нейтронных полей, температур материалов, разрушение и перемещение элементов активной зоны, выход продуктов деления, физико-химические процессы и т.д. В такой постановке задача очень сложна даже при современных уровнях вычислительной техники и знаний о процессах в активной зоне, учитывая чувствительность результатов к неопределённости исходных данных и характеристикам выбранных моделей. Поэтому вторая фаза аварии в основном описана на качественном уровне на основе упрощённых оценок.

В статье [4] на основе результатов изучения фрагментов графитовых блоков и тепловыделяющих сборок (ТВС) сделан вывод, что температура сохранившегося графита могла достигать более 2000 °С. Температура диспергирования графита в зависимости от рассмотренных механизмов его разрушения в [4] оценивается в диапазоне от 2300 до 3200 °С. Дальнейший рост мощности и взаимодействие с испарившимся топливом могли приводить к росту температуры графита до 5000—6000 °С. Очевидно, что первоначальный всплеск мощности, подавленный доплер-эффектом, недостаточен для разогрева графита до таких температур. Поэтому в статье [4] выдвигается гипотеза о том, что действие доплер-эффекта на некоторое время было приостановлено из-за плавления топлива. На простой точечной модели было показано, что задержка действия доплер-эффекта на ~ 1 с увеличивает всплеск нейтронной мощности, интегральное энерговыделение и температуру графита на несколько порядков. Делается также вывод, что остальные эффекты реактивности при обезвоживании контура СУЗ (системы управления и защиты), выгорании ^{135}Xe и ^{149}Sm не влияют существенно на ход аварийного процесса.

С нашей точки зрения результаты, полученные по точечной модели, упрощают картину второй фазы аварии и, в частности, недооценивают роль положительных эффектов реак-

тивности при обезвоживании контура СУЗ и разогреве графита. Целью настоящей работы является более детальный анализ вклада каждого эффекта реактивности на разных стадиях Чернобыльской аварии. Учитывая существенную неравномерность проявления эффектов реактивности, особенно по высоте, была использована одномерная высотная модель активной зоны.

Развитие аварии на 4-м энергоблоке Чернобыльской АЭС

Напомним основные события перед аварией и ход аварийного процесса. На 25 апреля 1986 г. была намечена остановка 4-го энергоблока на планово-предупредительный ремонт. Перед остановкой был запланирован эксперимент по использованию кинетической энергии ротора останавливаемого турбогенератора для электроснабжения главных циркуляционных и питательных насосов (на случай аварии с обесточиванием собственных нужд до запуска аварийных дизель-генераторов). По программе испытания должны были проводиться на тепловой мощности 700—1000 МВт. После снижения мощности до 50% от номинальной по команде диспетчера электросети дальнейшее уменьшение мощности было приостановлено до 23:00. Далее, в отступление от программы испытаний, мощность реактора снижалась после достижения 760 МВт. Попытка стабилизировать её на 500 МВт не удалась. При переходе с локальных автоматических регуляторов (ЛАР) на автоматические регуляторы (АР) тепловая мощность по показаниям приборов упала до 30 МВт, т.е. фактически реактор был заглушен (нейтронная мощность была нулевой). Началось ксеноновое отравление, из-за чего мощность удалось стабилизировать только на уровне 200 МВт. При этом оперативный запас реактивности (ОЗР) составлял 6—8 стержней ручного регулирования (РР). По регламенту минимальный запас реактивности в переходных режимах — 15 стержней РР.

26 апреля в 01 ч 23 мин 04 с был закрыт стопорно-регулирующий клапан турбогенератора № 8, начался режим выбега, который продолжался примерно 35 с. Обороты турбины снижались. Соответственно уменьшался расход воды через активную зону, что при положительном паровом коэффициенте реактивности вызвало рост мощности, компенсируемый погружением АР. Когда компенсирующая способность АР была близка к исчерпанию,

начальник смены блока дал команду нажать кнопку АЗ-5, по которой в активную зону вводятся регулирующие стержни и стержни аварийной защиты. В 01 ч 23 мин 39 с стержни-поглотители пошли вниз, однако через несколько секунд раздались удары и стержни остановились. Приборы регистрации зафиксировали вначале отрицательную реактивность, однако через 2 с — резкий рост мощности, снижение расхода воды через реактор. Появились аварийные сигналы по мощности и периоду разгона, а затем сигнал о превышении давления в реакторном пространстве. По свидетельству очевидцев, примерно в 1 ч 24 мин раздались взрывы, над 4-м энергоблоком взлетели какие-то горящие фрагменты и искры [5].

О характере дальнейших процессов можно судить по информации, которая была получена в ходе обследования разрушенного энергоблока. Все очевидцы отмечают большое количество графитовой пыли. Было установлено, что активная зона в шахте реактора отсутствует. Часть активной зоны (160—170 т графитовых блоков, фрагментов топливных каналов, ТВС — всего 7—8% массы активной зоны) была обнаружена на кровлях здания 3-го энергоблока. Отдельные графитовые блоки и их фрагменты оказались на расстоянии 150—250 м и более от шахты реактора на промплощадке, часть графитовой кладки оказалась в центральном зале, на верхних отметках вентиляционного центра, перекрытиях помещений барабанов-сепараторов. Падение фрагментов активной зоны в пруд-охладитель на расстоянии примерно 1200 м от реактора было зафиксировано в момент аварии очевидцами, мелкие фрагменты активной зоны были найдены на расстоянии 1200 м, за железной дорогой. За то время, пока шахта реактора была раскрыта, в неё успели упасть куски железобетонных стен. Железобетонные конструкции, оказавшиеся в шахте реактора на месте активной зоны, сохранили свою доаварийную прочность и окраску. Обечайка активной зоны (схема КЖ) была перемещена в центральный зал на расстояние примерно 35 м от первоначального положения в шахте реактора, причём оказалась сверху, над завалом из железобетонных плит и фрагментов активной зоны. Верхняя плита (схема Е) вместе с тепловой защитой, верхними трактами наращивания, каналами охлаждения отражателя после аварии оказалась стоящей на ребре в шахте реактора. Бак биологической защиты (схема Л) сохранил воду, поверхность бака, обращённая к

реакторному пространству, имеет незначительные повреждения [6].

Все перечисленные факты позволили выдвинуть гипотезу о выбросе активной зоны из реакторной шахты и её взрыве на высоте примерно 30 м над полом центрального зала [7]. Наиболее интенсивные процессы происходили в юго-восточном квадранте активной зоны. Разрушение труб нескольких топливных каналов вызвало рост давления в реакторном пространстве и деформацию кладки, её силовое воздействие на обечайку. Движение вниз нижней плиты вызвало разрушение (отрыв) остальных топливных каналов в области переходников. После их разрыва давление над нижней плитой резко возросло (до ~7 МПа), что привело к выбросу из реакторной шахты большей части активной зоны вместе с верхней плитой и обечайкой, которая оторвалась от нижней плиты по нижнему гофру (первый взрыв — паровой). Оборвались также каналы контура СУЗ. Их обезвреживание добавило положительную реактивность. Второй, гораздо более мощный взрыв с испарением топлива и диспергированием графита произошёл уже над центральным залом. Часть топлива, оставшегося в твёрдой фазе, вместе с графитом была выброшена в центральный зал, на крышу 3-го блока, блока вспомогательных реакторных систем и за пределы здания АЭС. Испарившееся и мелкодисперсное топливо было унесено в атмосферу на высоту выше 7500 м [8]. В ближней зоне АЭС были обнаружены выпадения элементарной формы урана конденсационной природы [9].

Эффекты реактивности РБМК

Эффектом реактивности по параметру называется изменение реактивности при изменении этого параметра: температуры топлива, замедлителя, плотности теплоносителя и др. Влияние этих параметров на размножающие свойства системы зависит от конкретного её состояния: мощности, выгорания топлива, исходных температур, расхода теплоносителя, распределения паросодержания, положения стержней регулирования и т.д., определяющего пространственно-энергетическое распределение нейтронов. Строго говоря, эффекты реактивности однозначно определяются лишь для точечной модели реактора. Для моделей с распределёнными свойствами целесообразно говорить о влиянии изменения параметров в некоторой области активной зоны на реактивность системы. Условно можно считать это “локаль-

ными” эффектами реактивности. Такие характеристики можно использовать в пространственной модели, связывая изменение размножающих свойств в данной области с изменением реактивности системы в целом.

Для вычисления локальных эффектов реактивности рассматривается некоторый фрагмент активной зоны. Для РБМК удобным объектом является полячейка периодичности (рис. 1), в которой представлены как каналы с топливом, так и каналы СУЗ. В двумерной полячейке в каналах СУЗ могут размещаться поглотители, вытеснители или столбы воды (СВ). Поскольку в реакторе 4-го энергоблока перед аварией в основном находились ТВС первой загрузки, в расчётах рассматривались ТВС с одинаковой глубиной выгорания 11 МВт·сут/кг. Состояния реактора перед аварией и во время аварии сильно отличались от работы на номинальной мощности, поэтому локальные эффекты реактивности определялись именно для этих состояний.

По программе OpenMC [10] была проведена серия расчётов для разных состояний активной зоны. Библиотека программы была расширена до температуры 10 000 К. На рис. 2 приведено изменение эффективного коэффициента размножения нейтронов ($K_{эф}$) полячейки для

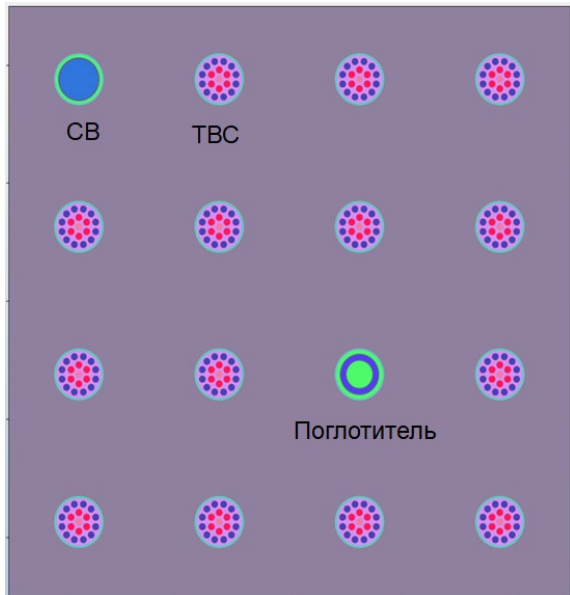


Рис. 1. Схема полячейки периодичности

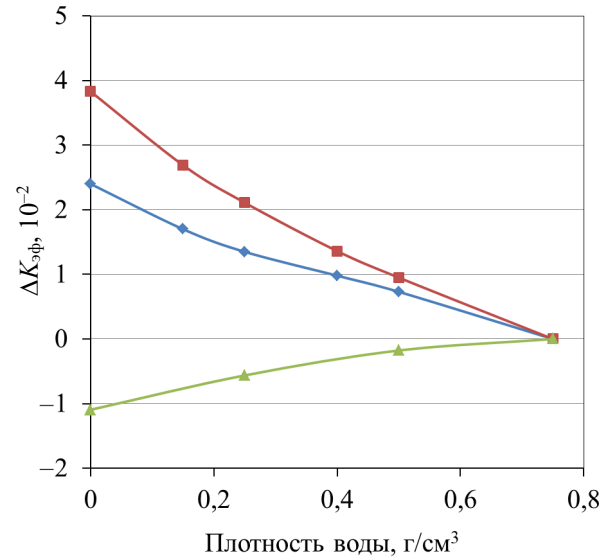


Рис. 2. Зависимость $\Delta K_{эф}$ от плотности воды: — 2 вытеснителя; — 2 СВ; — 2 поглотителя

реактора на низкой мощности 200 МВт тепловых (6,25% от номинальной) при изменении плотности воды в каналах с ТВС для разного состава каналов СУЗ. Наибольший положительный эффект реактивности ($\Delta K_{эф}$) при обезвоживании наблюдается в полячейке с двумя вытеснителями. Наличие воды или поглотителей СУЗ приводит к снижению эффекта обезвоживания, поскольку при обезвоживании каналов с ТВС увеличивается утечка нейтронов в поглотители. Для варианта с двумя поглотителями СУЗ эффект обезвоживания отрицательный.

Для расчётов “концевого” эффекта необходимы оценки изменения $K_{эф}$ полячейки при замене СВ на вытеснители и поглотители, а также вытеснителей на поглотители (табл. 1). По воздействию на реактивность эффективность СВ составляет 0,32 от эффективности поглотителя СУЗ. При обезвоживании $\Delta K_{эф}$ увеличивается по абсолютной величине примерно на 30%.

Для оценки доплер-эффекта проводились расчёты при изменении средней температуры топлива ТВС. Поскольку в момент аварии основной вклад в реактивность вносила область активной зоны с вытеснителями, рассматривался именно этот вариант. На рис. 3 приведена

Таблица 1. Эффекты реактивности $\Delta K_{эф}$ при изменении состава каналов СУЗ

Вариант	Плотность воды, г/см³			
	0	0,25	0,5	0,75
2 СВ→2 вытеснителя	0,0611	0,0543	0,0490	0,0468
2 СВ→2 поглотителя	-0,1336	-0,1178	-0,1076	-0,0986
2 вытеснителя→2 поглотителя	-0,1947	-0,1721	-0,1567	-0,1454

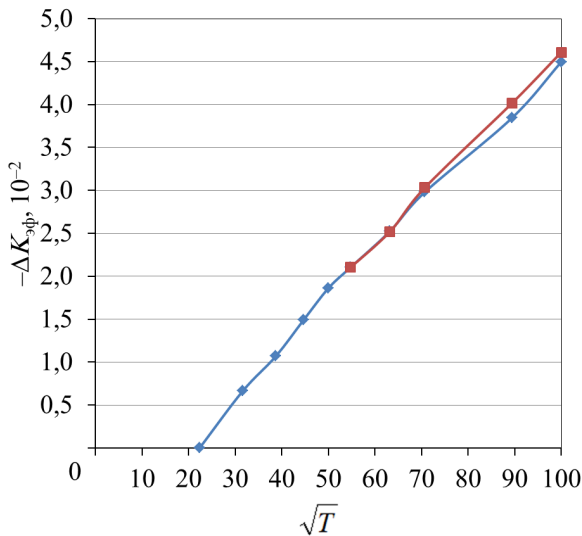


Рис. 3. Зависимость доплер-эффекта от $\sqrt{T}$: — исходная геометрия; — диспергировавшее топливо

близкая к линейной зависимость эффекта реактивности по температуре топлива от $\sqrt{T}$ (T — температура в К). Соответственно доплер-эффект пропорционален $\sqrt{T}$, коэффициент реактивности по температуре топлива $\alpha_t \sim 1/\sqrt{T}$. Для гомогенной смеси топлива и циркония внутри канала (диспергирование топлива) пропорциональность $\sqrt{T}$ сохраняется.

При резком набросе мощности и достижении определённого теплосодержания топливо диспергирует. Рассматривалась гомогенная смесь содержимого топливного канала (топливо и циркониевый сплав) при температуре плавления топлива 2800 °С, а также изменение плотности этой смеси. Предполагалось сохранение исходной температуры графита. Зависимость $\Delta K_{\text{эф}}$ этой смеси от её плотности приведена на рис. 4.

Для гомогенной смеси двуокиси урана и циркония $K_{\text{эф}}$ на 0,0069 ниже, чем для исходной геометрии, т.е. при диспергировании топлива вносится небольшая отрицательная реактивность. При уменьшении плотности топлива в диапазоне от 55% до 100% от первоначального значения $K_{\text{эф}}$ увеличивается. Максимум $\Delta K_{\text{эф}} \approx 0,005$ достигается при 75% плотности смеси. При дальнейшем уменьшении плотности смеси $K_{\text{эф}}$ резко снижается.

Температурный эффект реактивности графита определялся для состояния на заключительной фазе аварии, т.е. с диспергированным топливом. Температура топливосодержащей смеси была принята равной 5000 К. Результаты представлены на рис. 5.

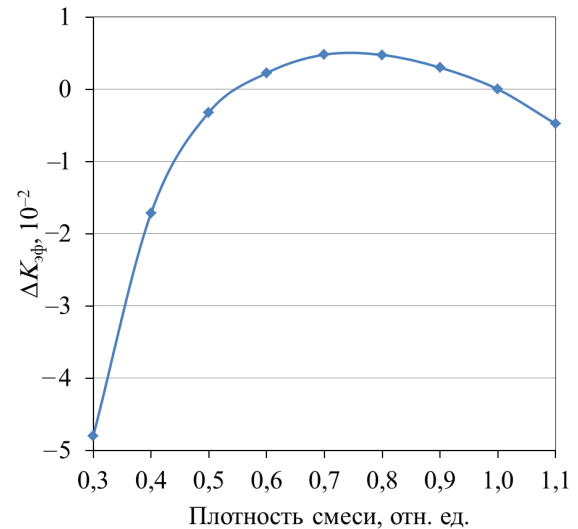


Рис. 4. Зависимость $\Delta K_{\text{эф}}$ от плотности топливно-циркониевой смеси

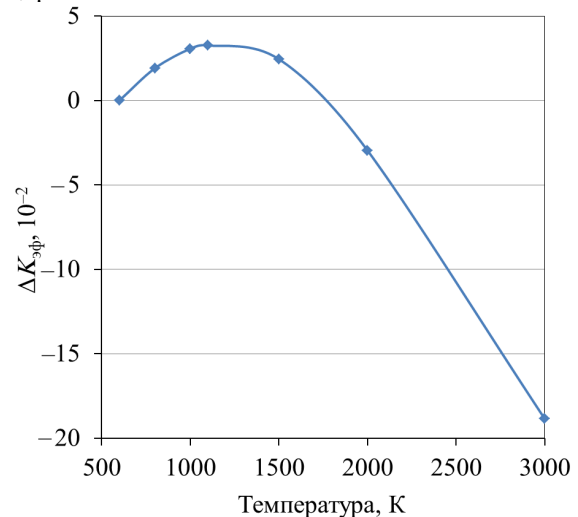


Рис. 5. Зависимость $\Delta K_{\text{эф}}$ от температуры графита

В рабочем диапазоне температуры графита от 600 К до ~1000 К эффект реактивности по температуре графита $\Delta K_{\text{эф}}$ положительный. Температурный графитовый коэффициент реактивности $\alpha_s = \partial \rho / \partial T$ также положительный. После ~1300 К α_s становится отрицательным. Такое поведение коэффициента размножения нейтронов объясняется изменением спектра нейтронов, который зависит от температуры графита. Повышение температуры графита сдвигает спектр нейтронов в сторону больших энергий (рис. 6). В диапазоне температуры 1000—1500 К максимум спектра находится вблизи резонанса в сечении деления и поглощения нейтронов ^{239}Pu ≈ 0,3 эВ, но при дальнейшем повышении температуры графита спектр сдвигается в сторону резонанса в сечении поглощения ^{240}Pu 1 эВ, что уменьшает $K_{\text{эф}}$.

Эффекты реактивности при исчезновении (выгорании) ^{135}Xe в диспергированном топливе

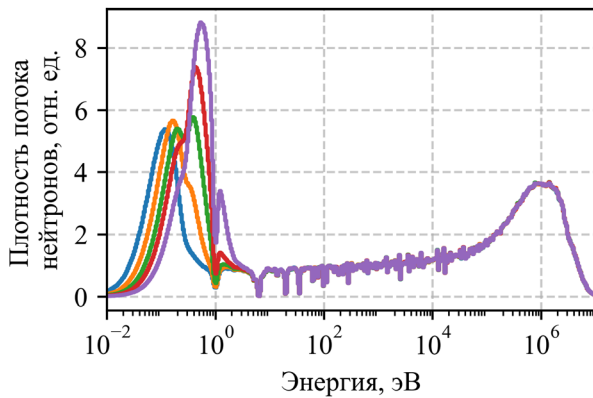


Рис. 6. Спектр нейтронов в топливе в зависимости от температуры графита: — $T = 600$ К; — $T = 1000$ К; — $T = 1500$ К; — $T = 2000$ К; — $T = 3000$ К

приведены в табл. 2. С учётом того, что реактор находился в отравленном состоянии, предполагалось, что концентрация ксенона в 1,5 раза превышает равновесную.

Таблица 2. Эффект разотравления в зависимости от температуры графита

Параметр	Значение		
T графита, К	600	1500	2000
$\Delta K_{\text{эф}}$	0,0423	0,0197	0,0154

Сильное уменьшение эффекта разотравления с ростом температуры графита объясняется резким снижением сечения поглощения ^{135}Xe в диапазоне 0,1—1 эВ.

Модель активной зоны

Использовалась одномерная динамическая аксиальная модель, представляющая собой область активной зоны, в которой практически все стержни регулирования извлечены. В нейтронно-физических расчётах используется квазистатистический метод. Амплитудная функция рассчитывается по методу Хансена [11]. Учитываются шесть групп запаздывающих нейтронов для каждого из четырёх делящихся изотопов. Локальное изменение размножающих свойств задаётся в параметрическом виде с использованием зависимостей эффектов реактивности, приведённых ранее.

В теплогидравлическом блоке одномерные дифференциальные уравнения сохранения массы, энергии и импульса теплоносителя аппроксимируются полунейвной разностной схемой. Рассматривается гомогенная двухфазная среда с учётом проскальзывания фаз. Температура твэлов определяется в двумерном приближении

(R, Z). Зависимость коэффициента теплоотдачи от параметров теплоносителя рассматривается для различных режимов (без кипения, кипение с недогревом, развитое кипение, закризисный теплообмен). Учитывается радиационная передача тепла от поверхности оболочек твэлов к стенкам канала, а также изменение проводимости газового зазора в зависимости от выгорания и термического расширения топлива. Теплогидравлический блок тестировался по известным бенчмаркам [12]. На стадии разрушения топлива рассматривался нагрев гомогенной смеси топлива и конструкционных материалов с учётом удельной теплоты плавления и парообразования двуокиси урана и циркония. Нагрев графита осуществлялся за счёт контакта с топливной смесью (на внутренней поверхности отверстия графитового блока задавалась температура топливной смеси) и от внутренних источников.

Исходное высотное распределение выгорания топлива и концентрации ^{135}Xe было взято из трёхмерных расчётов по программе STEPAN [13]. Исходная форма поля представлена на рис. 7 (нулевая секунда), что весьма близко к распределениям, зафиксированным системами измерений [1]. Рассматривалось 28 нод по высоте активной зоны по 0,25 м каждая. Начальная мощность канала с топливом принята равной 0,125 МВт, что соответствует 6,25% от средней мощности канала 2 МВт при работе реактора на номинальной мощности. В дальнейшем при представлении результатов нейтронная мощность канала нормирована на номинальную 2 МВт.

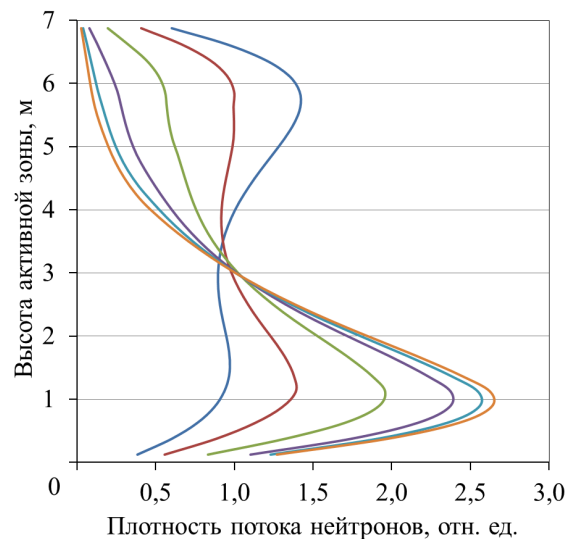


Рис. 7. Изменение высотного профиля нейтронного поля: — 0; — 1 с; — 2 с; — 3 с; — 4 с; — 5 с

Результаты моделирования аварии

Нестационарный расчёт начинался с движения стержней регулирования со скоростью 0,4 м/с из верхнего положения. Для того чтобы оценить роль каждого эффекта реактивности, они подключались постепенно на каждом этапе аварии, т.е. рассматривалось поведение нейтронной мощности и температур без учёта данного эффекта и с его учётом. Доплер-эффект учитывался всегда.

Для исходного стационарного состояния получен эффект реактивности при обезвреживании $5,4\beta$ (β — эффективная доля запаздывающих нейтронов). На рис. 8 приведено изменение реактивности и нейтронной мощности, вызванное движением стержней, в предположении, что паровой эффект реактивности равен нулю, и с учётом локальной зависимости $\Delta K_{\text{эф}}$ от плотности воды (см. рис. 2).

На рис. 7 показана перестройка высотного профиля нейтронного поля. На начальном этапе, пока максимум нейтронного поля находится вверху, вносится отрицательная реактивность. Выдавливание поля вниз движущимися стержнями и вытеснение воды в нижней части активной зоны приводят к увеличению реактивности. После прохождения максимума $0,76\beta$ (при нулевом паровом эффекте) реактивность уменьшается, поскольку СВ под вытеснителями уже находятся вне активной зоны и вниз смещаются СВ над вытеснителем. Кроме того, начинает действовать доплер-эффект. Максимальная мощность канала не достигает номинальной,

т.е. без подключения положительного парового эффекта реактивности недостатки конструкции стержней регулирования не привели бы к разрушению топлива.

При учёте парового эффекта реактивность превосходит 1β , что приводит к разгону реактора на мгновенных нейтронах. Максимальная нейтронная мощность достигает 60 номиналов. С учётом неравномерности нейтронного потока по высоте максимальное энерговыделение на расстоянии ~ 1 м от низа активной зоны примерно в 150 раз превосходит среднее энерговыделение на номинальной мощности. В приведённых на рис. 8 результатах расчётов разрушение топлива не учитывалось. Максимальная температура топлива (усреднённая по радиусу твэла) превосходит ~ 5000 °С, что приводит к его диспергированию, плавлению и даже испарению и соответственно разрушению канала. В дальнейших расчётах необходимо учитывать данные факторы.

Оценим, насколько учёт плавления и испарения топлива влияет на аварийный процесс. На рис. 9 и 10 сравнивается изменение реактивности, нейтронной мощности и максимальных температур без учёта и с учётом фазовых превращений топлива. Предполагалось, что плавление начинается при температуре 2800 °С, испарение — при 3640 °С, удельная теплота плавления UO_2 — 277 кДж/кг, испарения — 1530 кДж/кг.

Задержка роста максимальной температуры топлива в результате плавления составила $\sim 0,1$ с, в результате испарения — $\sim 0,7$ с. Это

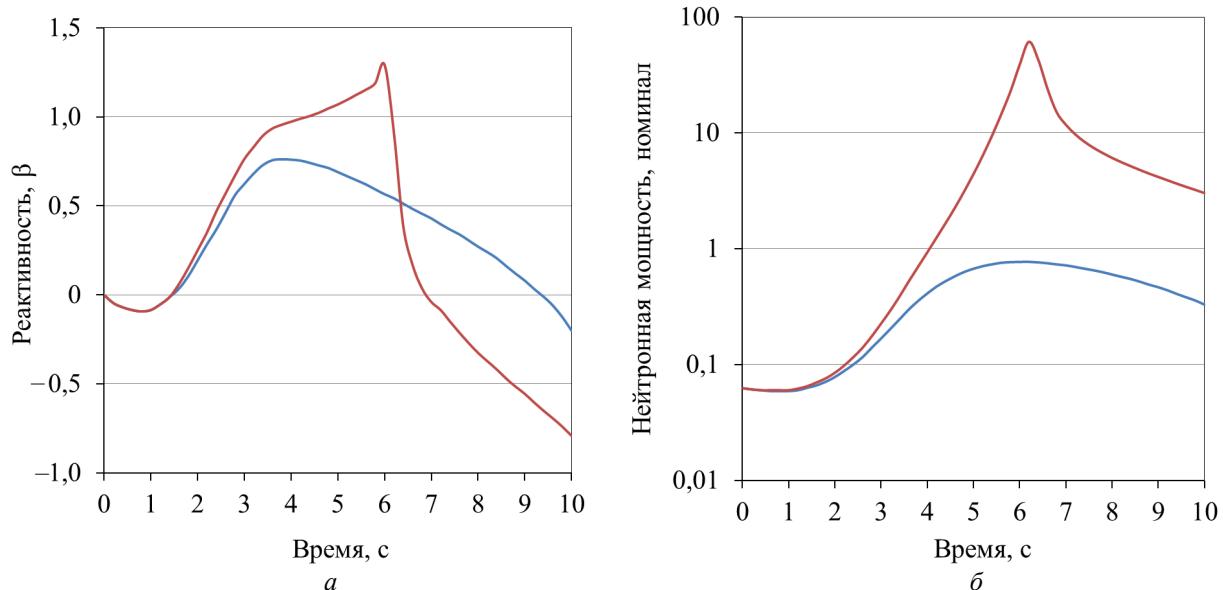


Рис. 8. Изменение реактивности (а) и мощности (б): — без учёта парового эффекта; — с учётом парового эффекта

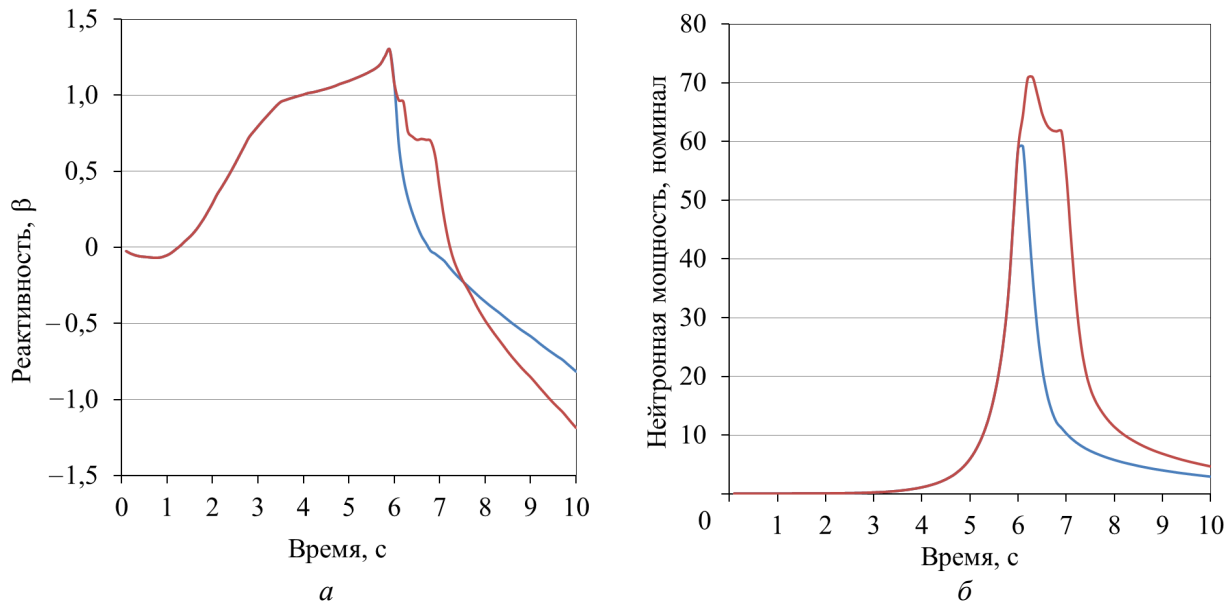


Рис. 9. Изменение реактивности (а) и мощности (б): — без учёта, — с учётом плавления и испарения топлива

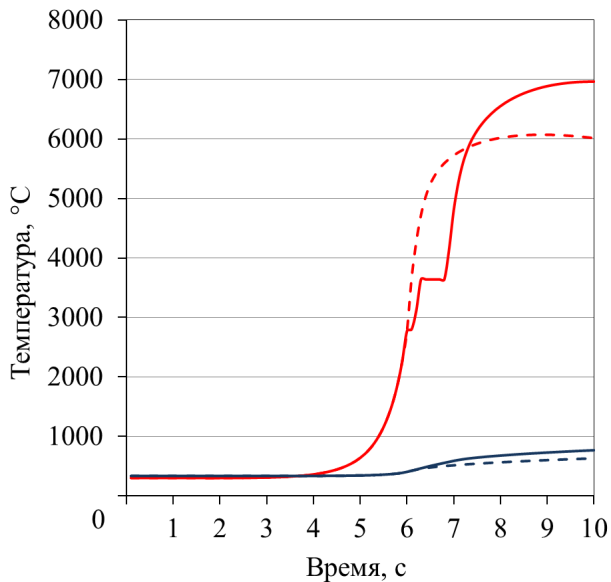


Рис. 10. Изменение температуры топлива (—), графита (—) (---, --- — без учёта плавления и испарения топлива)

привело к увеличению ширины всплеска нейтронной мощности и увеличению максимальной температуры топлива. Средняя температура графита на высоте ~ 1 м не превысила 760°C , т.е. приостановки действия доплер-эффекта в результате плавления и испарения топлива недостаточно для диспергирования графита.

Далее предполагалось, что в момент достижения максимальной температуры топлива 2800°C (начало его плавления) происходит разгерметизация всех каналов, включая каналы СУЗ, резкое уменьшение плотности пароводя-

ной смеси в топливных каналах и обезвоживание каналов СУЗ. Данный этап соответствует выбросу активной зоны из шахты. К дополнительной реактивности от потери остатков воды в топливных каналах прибавляется реактивность от обезвоживания контура СУЗ, причём основной вклад в реактивность вносит пространство между вытеснителем и поглотителем в канале СУЗ.

В расчётах предполагалось, что воздействие высокотемпературной смеси топлива и циркония оболочек ТВЭЛов приводит к плавлению, а затем и испарению труб топливных каналов. Данный цирконий добавляется к смеси, которая непосредственно взаимодействует с графитом. На внутренней поверхности графитовых блоков задавалась температура топливно-циркониевой смеси. Прогрев по всему объёму графитовых блоков осуществлялся также из-за непосредственного энерговыделения в графите в результате замедления нейтронов и взаимодействия с γ -квантами. Предполагалось, что в топливе выделяется 95% мощности, в графите — 4,6%, в цирконии — 0,4%.

Испарение топлива и конструкционных материалов должно приводить к росту давления смеси внутри графитовых блоков. Плотность топливно-циркониевой смеси уменьшается, что, согласно рис. 4, может внести дополнительную положительную реактивность. В простой модели трудно учесть эффект реактивности, связанный с изменением плотности смеси, поэтому в расчётах он не учитывался. По крайней мере, в широком диапазоне плотностей

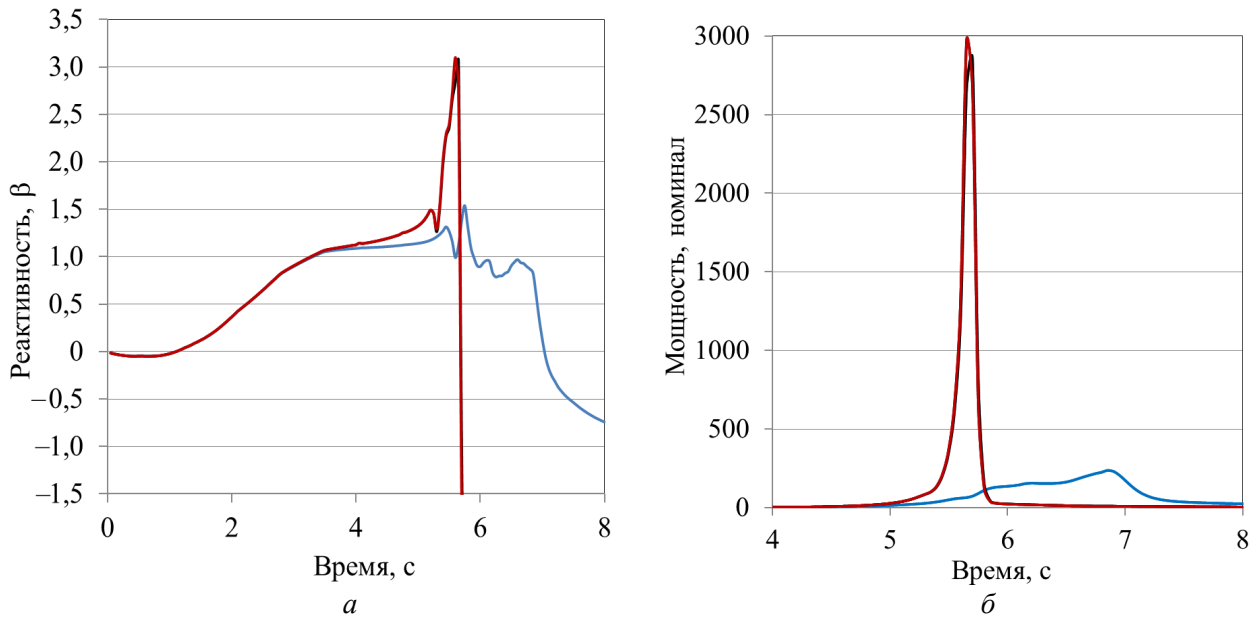


Рис. 11. Изменение реактивности (а) и мощности (б): — без учёта эффектов графита и ксенона; — с учётом эффекта графита; — с учётом эффектов графита и ксенона

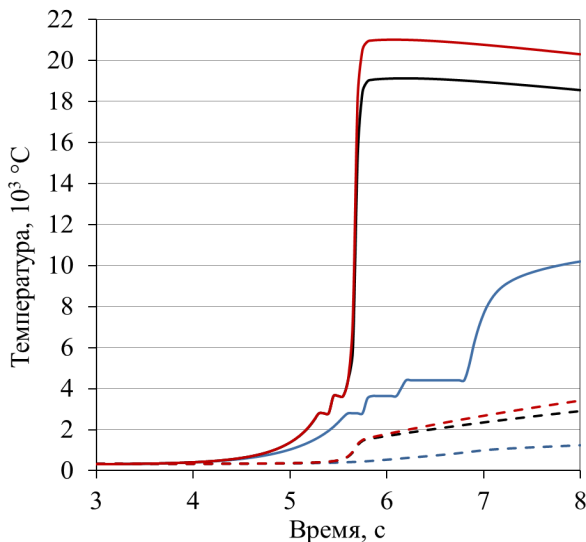


Рис. 12. Изменение температуры топлива (сплошная линия) и графита (пунктир): —, — без учёта эффектов графита и ксенона; —, — с учётом эффекта графита; —, — с учётом эффектов графита и ксенона

смеси изменение реактивности не велико. В конечном итоге цепная реакция прекращается с полным разрушением активной зоны.

Кроме положительной реактивности от обезвоживания контура СУЗ, могут добавиться положительные составляющие от разогрева графита и выжигания ^{135}Xe в случае значительного роста нейтронной мощности. Результаты расчётов приведены на рис. 11 и 12 с последовательным учётом этих эффектов. Отметим, что графики с учётом эффекта разогрева графита и с одновременным учётом эффектов от графита и ксенона практически совпадают.

Совместное обезвоживание топливных каналов и каналов контура СУЗ приводит к увеличению реактивности до $1,5\beta$. Соответственно увеличивается нейтронная, а следом за ней и тепловая мощность. Здесь следует отметить, что величина всплеска реактивности зависит от скорости её введения, поскольку действие доплер-эффекта тормозит разгон реактора. Обезвоживание контура СУЗ при разгерметизации происходит медленнее, чем контура многократной принудительной циркуляции. Максимальная мощность ≈ 240 номиналов достигается на 6,9-й с от начала движения стержней. Рост температуры топливной смеси тормозится из-за плавления и испарения топлива и циркония как оболочек твэлов, так и труб каналов. К 8-й с максимальная температура топливной смеси достигает $10\,000^\circ\text{C}$, но максимальная температура графита не превышает 1250°C .

Подключение температурного графитового эффекта увеличивает всплеск реактивности до $\approx 3\beta$, что вызывает колоссальный всплеск нейтронной мощности 2850 номиналов и рост температуры топливной смеси до $19\,000^\circ\text{C}$. Учёт выжигания ^{135}Xe ещё несколько увеличивает максимальную нейтронную мощность (до 3000 номиналов) и максимальную температуру топливной смеси, но это уже несущественно влияет на ход аварийного процесса. Цепная реакция останавливается действием доплер-эффекта и вводом отрицательной реактивности из-за роста температуры графита (см. рис. 5).

Всплеск нейтронной мощности достигает максимума к 5,7-й с процесса. Это сопровожда-

ется быстрым ростом температуры топлива, которая в наиболее энергонапряжённой точке по высоте достигает $\sim 20\,000\text{ }^{\circ}\text{C}$. Фактически это состояние низкотемпературной плазмы со средней энергией $\sim 2\text{ эВ}$. Такая плазма излучает фотоны в основном в ультрафиолетовом диапазоне, но некоторая высокоэнергетическая часть спектра Максвелла является источником рентгеновских лучей, которые проникают в графит. Нагрев графита происходит в результате контакта с плазмой, а также с γ -квантами и замедляющимися нейтронами, к которым добавляется рентгеновское излучение. Расчёты показывают, что в кольцах твёрдого контакта температура значительно превышает $3200\text{ }^{\circ}\text{C}$, что должно приводить к их полному разрушению и, возможно, испарению графита. В остальной части графитовых блоков в максимуме энерговыделения по высоте средняя температура графита достигает $3200\text{ }^{\circ}\text{C}$ к 7-й с процесса, т.е. примерно через 1 с после достижения максимальной температуры топлива.

Обсуждение результатов

Полученные результаты носят, конечно, оценочный характер, поскольку не моделировалось перемещение компонентов активной зоны непосредственно в момент взрыва. Тем не менее они дают общее представление о возможном характере разрушений и, в частности, о причинах диспергирования графита.

Основные выводы о роли эффектов реактивности в процессе аварии отличаются от выводов работы [4]. Плавление и испарение топлива действительно несколько тормозили действие доплер-эффекта и тем самым увеличили общее энерговыделение и температуру топлива. Однако решающую роль в дальнейшем разгоне реактора сыграли положительные эффекты реактивности при обезвоживании контура СУЗ, разогреве графита и выжигании ^{135}Xe . Их совокупное действие привело к всплеску нейтронной мощности порядка несколько тысяч номиналов, что явилось причиной испарения части топлива и диспергирования графита. Заметим, что оценки максимальной температуры графита более $3000\text{ }^{\circ}\text{C}$ согласуются с оценками, приведёнными в [4, 7].

Список литературы

1. *Адамов Е.О., Василевский В.П., Ионов А.И. и др.* Анализ первой фазы развития аварийного процесса на четвертом блоке Чернобыльской АЭС. — Атомная энергия, 1988, т. 64, вып. 1, с. 24—28.
2. *Краюшкин А.В., Кубарев А.В., Токаренко В.Е. и др.* Моделирование начальной фазы Чернобыльской аварии. — В сб.: Первая международная рабочая группа по тяжелым авариям. Дагомыс, октябрь 1989 г. — М.: Наука, 1990.
3. *Абагян А.А., Аршавский И.М., Дмитриев В.Н. и др.* Расчетный анализ начальной стадии аварии на Чернобыльской АЭС. — Атомная энергия, 1991, т. 71, вып. 4, с. 275—287.
4. *Платонов П.А., Краюшкин А.В.* Процесс разрушения активной зоны реактора 4-го энергоблока Чернобыльской АЭС. — Там же, 2008, т. 104, вып. 6, с. 319—328.
5. *Информация* об аварии на Чернобыльской АЭС и ее последствиях, подготовленная для МАГАТЭ. — Там же, 1986, т. 61, вып. 5, с. 301—320.
6. *Черкашов Ю.М., Новосельский О.Ю., Чечеров К.П.* Исследование развития процессов при аварии на Чернобыльской АЭС в 1986 г. — Там же, 2006, т. 100, вып. 4, с. 223—258.
7. *Киселев А.Н., Чечеров К.П.* Модель процесса разрушения реактора 4-го энергоблока Чернобыльской АЭС. — Там же, 2001, т. 91, вып. 6, с. 425—434.
8. *Gudixsen P., Sullivan T., Harvey T.* The Current Status of ARAC and its Application to the Chernobyl Event: Preprint Lowrence Livermore National Laboratory UCRL-95562, 1986.
9. *Соботович Э.В., Вальтер А.А., Ольховик Ю.А. и др.* Твердые радиоактивные выпадения в ближней зоне Чернобыльской АЭС. — В сб.: Труды НАН Украины, 1993, № 8, с. 172—176.
10. *Romano P.K. et al.* OpenMC: A state-of-the-art Monte Carlo code for research and development. — Annals of Nuclear Energy, 2015, vol. 82, p. 90—97.
11. *Хетрик Д.* Динамика ядерных реакторов. — М.: Атомиздат, 1975.
12. *Hancox W., Banerjee S.* Numerical standards for flow boiling analysis. — Nucl. Sci. Engng, 1977, vol. 64, p. 106—123.
13. *Краюшкин А.В.* Разработка и внедрение нестационарных математических моделей реактора РБМК. Диссертация на соискание ученой степени доктора технических наук. Москва, РНЦ “Курчатовский институт”, 2007.

Контактная информация —
Федосов Александр Михайлович,
руководитель отделения,
тел.: 8(499)196-75-82,
e-mail: Phedosov_AM@nrcki.ru

Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2026, вып. 2,
с. 5—14.

Исследование колебаний энергии импульсов реактора ИБР-2М с использованием метода базисных элементов

Ю.Н. Пепелышев, Н.Д. Дикусар, Ц. Цогтсайхан, Д. Сумхуу,

Объединённый институт ядерных исследований, Дубна, Московская обл.,
ул. Жолио-Кюри, д. 6

Статья поступила в редакцию 23.09.2025

После доработки — 19.05.2026

Принята к публикации 19.05.2026

Проведено исследование динамики спектральной структуры шумов энергии импульсов реактора ИБР-2М с выделением базовой структуры резонансного типа с помощью метода базисных элементов. Поведение резонансной компоненты шумов в зависимости от мощности и времени работы реактора показало совпадение с результатами параллельных модельных исследований динамики реактора. Показано совпадение базовой резонансной компоненты шумов с пиком на частоте 0,1 Гц с резонансом в амплитудно-частотной характеристике реактора ИБР-2М. Этот факт ещё раз подтверждает полноту и точность оценки динамических свойств реактора с помощью используемой модели динамики и методов анализа реакторных шумов, а также применимость модели динамики и метода базисных элементов к анализу текущего состояния реактора и оценке прогноза его состояния.

Ключевые слова: ИБР-2М, шумы энергии импульсов, метод базисных элементов, базовая линия, МБЭ-многочлены.

Study of Pulse Energy Fluctuations in IBR-2M Reactor using the Basic Element Method. Yu.N. Pepelyshev, N.D. Dikusar, Ts. Tsogtsaikhan, D. Sumkhuu. Joint Institute for Nuclear Research, 6, Joliot-Curie st., Dubna, Moscow region, 141980.

Pulse energy noise spectra structure dynamics in IBR-2M reactor has been studied with the resonant baseline component singled out using the basic element method. The behavior of resonant noise component depending on the reactor power and operating time demonstrates good agreement with the results of parallel reactor dynamic simulations. The baseline resonant noise component with a peak at frequency of 0.1 Hz is shown to coincide with IBR-2M amplitude-frequency response resonance. This confirms that the dynamics model and reactor noise analysis methods described herein provide complete and accurate assessment of reactor dynamic properties, as well as that the dynamics model and basic element method apply to reactor status analyses and behavior forecasts.

Key Words: IBR-2M, pulse energy noise, basic element method, baseline, BEM-polynomials.

EDN: DINQJE

Введение

Для безопасной работы импульсного реактора ИБР-2М важное значение имеет знание динамики колебаний энергии импульсов (шумов мощности) [1]. В спектральной структуре шумов ИБР-2М чётко выделяются две доминирующие структуры: суперпозиция колебаний гармонического типа (линейчатая структура спектра) и непрерывные колебания резонансного типа (сплошной спектр). Последние отражают резонансные свойства активной зоны. Обе компоненты шумов существенно зависят от мощности и энерговыработки реактора. Задача исследований состояла в том, чтобы в полных колебаниях мощности выделить резонансную компоненту и оценить её динамические свойства, т.е. изменения резонансного поведения реактора в процессе его работы. Результаты исследований напрямую связаны с оценкой устойчивости реактора.

Выделение резонансной компоненты шумов решалось с помощью созданного в Лаборатории информационных технологий им. М.Г. Мещерякова Объединённого института ядерных исследований метода базисных элементов (МБЭ) [2—7]. Для оценки динамики выделенной резонансной компоненты шумов использовался весь массив данных по колебаниям энергии импульсов, зарегистрированных на ИБР-2М с 2011 до конца 2021 г. Частично использовались данные, полученные в 2025 г. при пуске реактора после временного останова (2021—2025 гг.).

Краткое описание ИБР-2М

Импульсный реактор ИБР-2М эксплуатируется в Дубне (Россия) с 2011 г., проектная мощность — 2 МВт (рис. 1). Реактор работает циклами: работа на мощности от 10 до 18 сут, затем перерыв на 7 сут. Импульс мощности

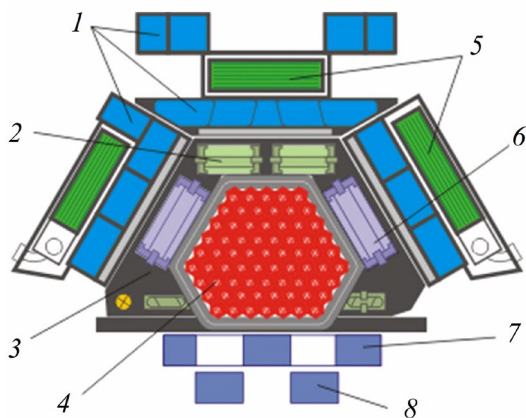


Рис. 1. Поперечный разрез активной зоны реактора ИБР-2М: 1 — водяные замедлители; 2 — стационарный отражатель; 3 — блоки АЗ; 4 — тепловыделяющие сборки; 5 — холодные замедлители; 6 — органы регулирования; 7 — основной подвижный отражатель; 8 — дополнительный подвижный отражатель

развивается с помощью двух подвижных отражателей, вращающихся вблизи одной из граней шестигранного корпуса активной зоны. Подвижные отражатели (ПО) выполняют роль модулятора реактивности, который на короткое время переводит реактор из глубоко подкритического состояния в равновесное надкритическое. Активная зона с двуокисью плутония охлаждается жидким натрием с расходом $100 \text{ м}^3/\text{ч}$. Полная загрузка активной зоны составляет 69 кассет. Регулирование уровня мощности ИБР-2М осуществляется с помощью автоматического регулятора. При аварийном сигнале на сброс мощности два блока аварийной защиты с большой скоростью перемещаются вниз и за время между импульсами переводят реактор из состояния равновесной импульсной надкритичности в подкритическое состояние. Развитие следующего импульса практически прекращается.

Методика обработки экспериментальных данных

Для исследования структуры шумов энергии импульсов ИБР-2М в каждом реакторном цикле (10—18 сут работы на мощности и 7 сут перерыв) измерялась последовательность значений энергии импульсов (временной ряд $X(t)$). Длина временного ряда при частоте повторения всплесков, равной 5 с^{-1} , за цикл достигала $\sim 4 \cdot 10^6$ значений. Импульсы регистрировались с помощью трёх независимых детекторов нейтронов (ионизационных камер деления типа КНУ-3), размещённых вне реактора в вертикальных каналах на расстоянии $\sim 115 \text{ см}$ от центра актив-

ной зоны. Непосредственно на выходе каждой камеры измерялись ток в максимуме импульса и заряд в импульсе. Измерения проводились с помощью измерительной системы, предназначенной для исследования реакторных параметров как на стадии пуска реактора, так и при его эксплуатации.

Зарегистрированный временной ряд обрабатывался с помощью процедур статистического и спектрального анализа. Полный временной ряд $X(t)$, зарегистрированный в течение реакторного цикла, разбивался на N_T последовательных временных рядов X_i длиной 4096 элементов. Для каждого временного ряда X_i выполнялось конечное дискретное преобразование Фурье по методу периодограмм [1]. Спектральная плотность колебаний энергии импульсов $S_X^{(i)}(f)$ определялась в виде

$$|S_X^{(i)}(f)|^2 = \{F[X_i(t)]\}^2,$$

где f — частота; F — оператор фурье-преобразования.

Далее выполнялись процедуры нормализации спектров и выделения структур колебаний, объединённых некоторыми общими свойствами. В результате в шумах энергии импульсов стабильно выделялись две спектральные структуры: S_{rez} — структура резонансных колебаний и S_{lin} — линейчатая спектральная структура (колебания гармонического типа). Структура S_{rez} в спектре колебаний энергии импульсов выделялась в виде так называемой базовой линии $S_{\text{rez}} = |S_X^{(i)}(f)|^2 - S_{\text{lin}}$.

Определение базовой линии

В большинстве алгоритмов для описания базовой линии спектра применяются метод наименьших квадратов (МНК) и полиномиальная регрессия. В спектрах ИБР-2М базовые линии нелинейны, и для их определения используются МБЭ-многочлены высокой степени. На практике многочлены высоких степеней редко применяются для обработки данных из-за плохой обусловленности нормальной матрицы. Обычно обусловленность устраняется с помощью многочленов Чебышева или ортогонализацией. В МБЭ проблемы обусловленности, точности, устойчивости, вычислительной сложности и качества аппроксимации решаются с помощью МБЭ-многочленов [3, 4] за счёт внутренней связи независимой переменной с управляющими параметрами [5]. Примеры использования МБЭ-многочленов для анализа

нейтронного шума в реакторе ИБР-2М и для сглаживания плоских кривых сложной топологии (контуров) содержатся в работах [6, 7].

В данной работе базовая линия спектра ИБР-2М приближается многочленом в форме базисных элементов Π_j и Q , представленным в виде “матрёшки”:

$$P_{BL} = \Pi_0 + Q(\Pi_1 + Q(\Pi_2 + \dots + Q\Pi_m)) \dots, \quad (1)$$

где $m = [n/3]$, n — степень многочлена;

$$Q = \tau(\tau - \alpha)(\tau - \beta);$$

$$\Pi_j = \sum_{k=1}^3 w_k c_{kj} = \frac{-\tau(\tau - \beta)}{\alpha\gamma} c_{1j} + \frac{(\tau - \alpha)(\tau - \beta)}{\alpha\beta} c_{2j} + \frac{\tau(\tau - \alpha)}{\beta\gamma} c_{3j},$$

$j = \overline{0, m}$; $\tau = x - x_0$ — переменная; x_0 , $\alpha = x - x_\alpha$, $\beta = x - x_\beta$ — параметры; $\gamma = \beta - \alpha$, $\alpha\beta\gamma \neq 0$, c_{kj} — коэффициенты. Через w_k обозначены множители при c_{kj} .

После подстановки Π_j и Q в (1) $P_{BL} = \sum_{j=0}^m \sum_{k=1}^3 b_{kj} c_{kj}$, где $b_{kj} = Q^j w_k$ — базисные функции зависят от α , β , а также обнуляют ошибки на концах промежутка $[x_\alpha, x_\beta]$ и в точке x_0 .

На стадии предварительной обработки исходного спектра создаётся массив данных $\{\tilde{s}_i\}_{i=1}^N$, в котором “срезаны” большие пики до заданных уровней с целью уменьшить их влияние на точность и качество сглаживания (рис. 2, б), где N — номер частотного интервала. Для этого на графике исходного спектра вручную определяются концы интервалов $[N_1, N_2]$, $[N_2, N_3]$... В пределах каждого интервала точки, расположенные над базовой линией, заменяются пороговой точкой — подобранным значением порога $T_1, T_2, \dots$ Точки, лежащие ниже порога, вместе с пороговыми точками включаются в массив $\{\tilde{s}_i\}_{i=1}^N$. Оценки коэффициентов $\hat{c}_{kj}$ по данным $\{\tilde{s}_i\}_{i=1}^N$, где $N = 2048$, определяются с помощью алгоритма среднеквадратичной аппроксимации СКПА ([4], с. 45). В МБЭ-мно-

гочлене первая тройка коэффициентов в элементе Π_0 определяется в виде среднего $\hat{c}_{k0} = (2M + 1)^{-1} \sum_{l=-M}^M \tilde{s}_l$, $k = \overline{1, 3}$ по точкам $2M + 1$, ближайшим к узлам x_α, x_0, x_β . При переносе Π_0 налево в (1) происходят модификация данных $\{\tilde{u}_i = \tilde{s}_i - \sum_{k=1}^3 w_k(\tau_i, \alpha, \beta) \hat{c}_{k0}\}$, $i = \overline{1, N}$ и понижение степени аппроксимирующего многочлена на три. По критерию МНК $\partial \sum_{i=1}^N (\tilde{u}_i - \sum_{j=1}^m \sum_{k=1}^3 b_{kji} c_{kj})^2 / \partial c_{kj} = 0$ остальные коэффициенты определяются из решения системы нормальных уравнений $\hat{\mathbf{c}} = [\mathbf{B}^T \mathbf{B}]^{-1} \mathbf{B}^T \tilde{\mathbf{u}}$, где $[\mathbf{B}^T \mathbf{B}]^{-1}$ — нормальная матрица;

$$\hat{\mathbf{c}} = [\hat{c}_{11}, \hat{c}_{21}, \hat{c}_{31}, \dots, \hat{c}_{2m}, \hat{c}_{3m}]^T;$$

$$b_{kji} = Q^i(\tau_i, \alpha, \beta) w_k(\tau_i, \alpha, \beta).$$

Итак, алгоритм выделения базовой линии спектра ИБР-2М состоит из двух этапов:

— предварительная обработка исходного спектра (см. рис. 2);

— вычисление коэффициентов $\hat{c}_{kj}$ (рис. 3, а) и получение линейчатого спектра (рис. 3, б).

Далее в качестве иллюстрации сказанного приведены некоторые пояснения. На рис. 2, а показан типичный спектр колебаний энергии импульсов, измеренный в 2014 г. на ИБР-2М. После предварительной обработки исходного спектра профиль базовой линии усеян шумовыми точками с большой дисперсией (см. рис. 2, б). В отличие от классической полиномиальной модели алгоритм СКПА можно настраивать параметрами n, M, x_0, α, β с учётом сложности спектра. Например, сдвиг x_0 внутри промежутка $[x_\alpha, x_\beta]$ меняет параметры α и β , от которых зависят базисные функции и их производные, влияющие на уровень подавления ошибок, на точность и качество аппроксимации. Базовая линия BL (см. рис. 3, а) получена МБЭ-сглаживанием данных $\{\tilde{s}_i\}$ (см. рис. 2, б) с параметрами $n = 30, M = 5, x_0 = 877, \alpha = -876$

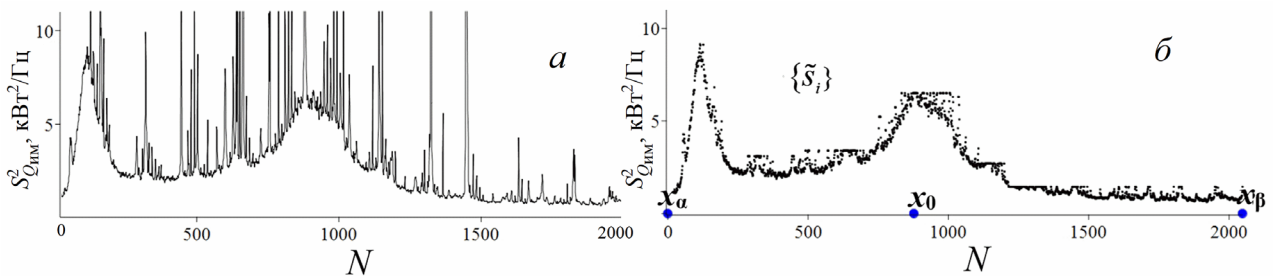


Рис. 2. Исходный спектр (спектральная плотность колебаний мощности) (а) и предварительная обработка исходного спектра (б): N — номер частотного интервала, $N = 2048$ соответствует частоте 2,5 Гц

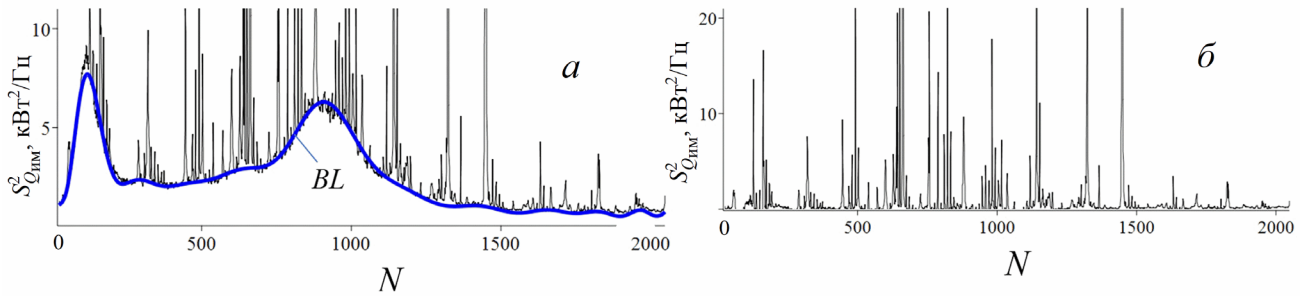


Рис. 3. Базовая линия BL (а) и линейчатый спектр S_{lin} (б): N — номер частотного интервала, $N = 2048$ соответствует частоте 2,5 Гц

и $\beta = 1171$. Линейчатый спектр получен после вычитания базовой линии из исходного спектра (см. рис. 3, б).

Основные результаты и анализ

В результате применения МБЭ спектральная плотность колебаний энергии импульсов во всех реакторных циклах с 2011 по 2021 г. была разделена на две составляющие: базовую линию и линейчатый спектр. На рис. 4 для примера показан результат выделения базовой линии и линейчатой части спектра колебаний энергии импульсов в разные периоды работы реактора. Характер изменения относительной дисперсии колебаний базовой части спектра и дисперсии линейчатой компоненты спектра за весь период работы реактора представлен на рис. 5, за 2012, 2019 и 2021 гг. — в табл. 1. Видно, что до 2014 г. линейчатый спектр был основным составляющим в структуре шумов энергии им-

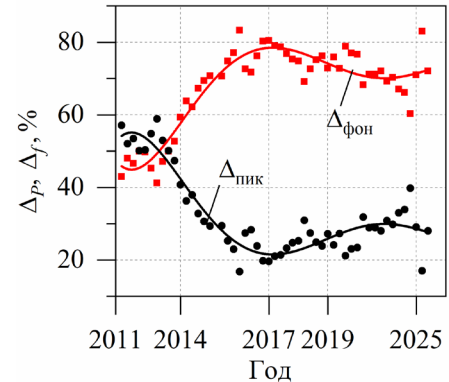


Рис. 5. Изменение величины относительной дисперсии базовых линий и линейчатого спектра колебаний энергии импульсов ИБР-2М в процессе работы реактора с 2011 до 2025 г.

пульсов. При дальнейшей работе реактора доминирует резонансная базовая компонента.

На рис. 6 показано изменение базовых линий и линейчатого спектра за весь период работы реактора с 2011 по 2021 г.

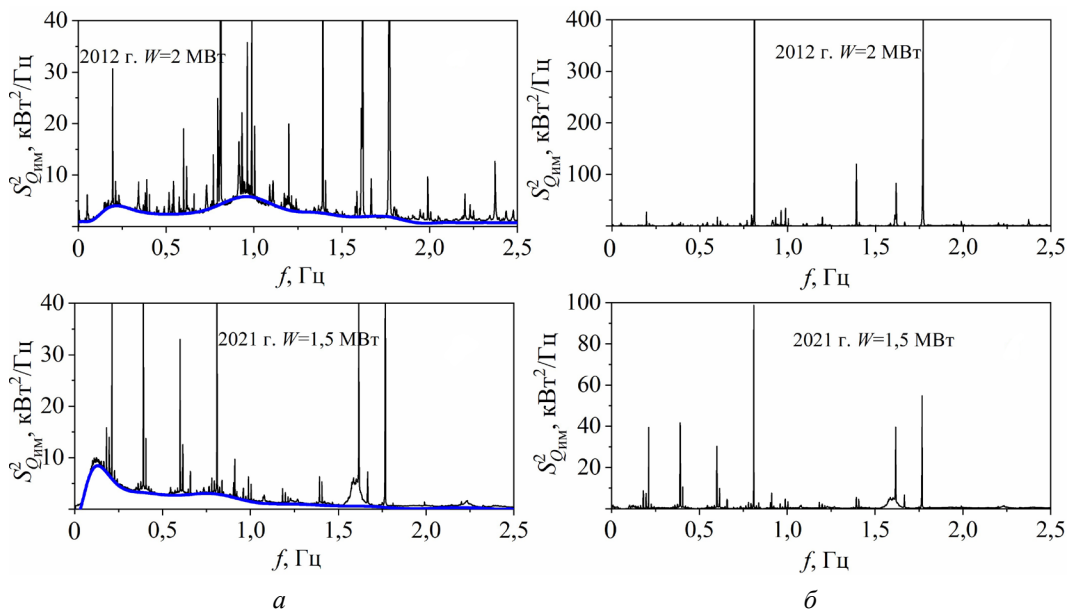


Рис. 4. Усреднённая за цикл спектральная плотность колебаний мощности ИБР-2М в некоторые периоды работы реактора по годам и мощности (W): а — полный спектр колебаний, синей линией выделена базовая компонента спектра; б — линейчатый спектр

Таблица 1. Относительная дисперсия базовой и линейчатой компоненты спектральной плотности колебаний энергии импульсов ИБР-2М за 2012, 2019 и 2021 гг.

Год	W , МВт	Относительная дисперсия, %	
		Базовые линии Δ_f	Линейчатый спектр Δ_p
2012	2	49	51
2019	1,7	72	28
2021	1,5	67	33

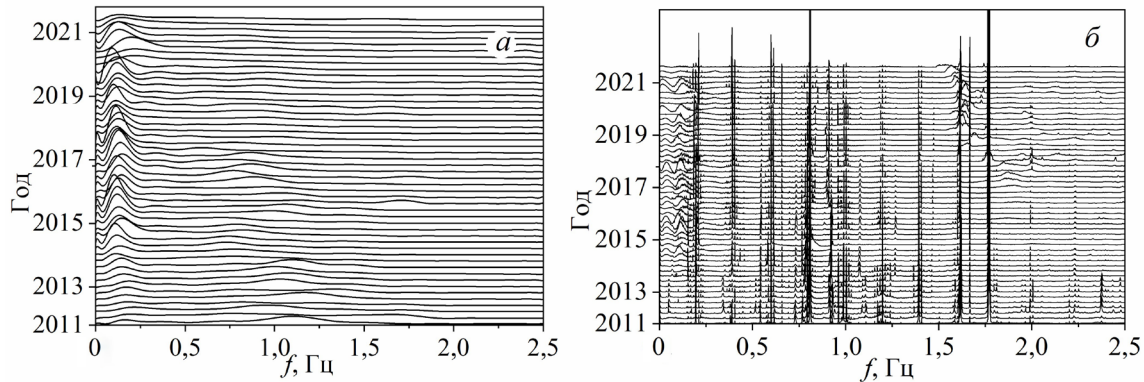


Рис. 6. Изменение базовых линий (а) и линейчатого спектра (б) в колебаниях энергии импульсов ИБР-2М за весь период работы реактора с 2011 по 2021 г. (до останова реактора на замену оборудования)

Далее рассмотрена каждая из двух составляющих спектра колебаний мощности.

Линейчатая компонента спектра

При удалении из полного спектра колебаний энергии импульсов базовой компоненты в спектре колебаний мощности остаётся только группа колебаний гармонического характера. Изучение её структуры показало, что линейчатая компонента шумов содержит элементы разного происхождения. Во-первых, это элементы ударного характера: серия линий с шагом 0,2 Гц в диапазоне 0,2—2,4 Гц (см. рис. 6). Ударные компоненты в спектре колебаний мощности понимаются как колебания, инициируемые резким импульсным воздействием реактивности. Причиной появления ударного воздействия реактивности, вероятнее всего, могут быть небольшие дефекты в приводе модулятора реактивности. Ранее на реакторе ИБР-2 были зафиксированы ударные компоненты реактивности, действующие со стороны привода подвижных отражателей и от газодинамических эффектов при встречном вращении лопастей подвижных отражателей [8]. Изменение амплитуды ударных компонентов в линейчатой части спектра ИБР-2М в зависимости от мощности реактора показано на рис. 7. Видно, что с ростом мощности амплитуда колебаний ударных компонентов растёт нелинейно: при мощности выше 1200 кВт наблюдается “лавинный” рост

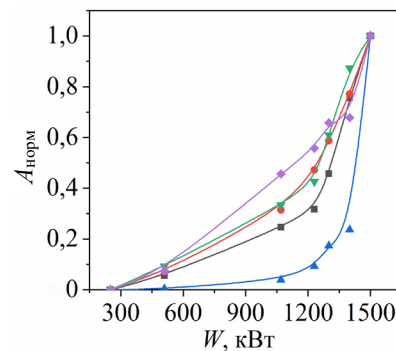


Рис. 7. Изменение амплитуды колебаний энергии импульсов ИБР-2М на частотах, кратных 0,2 Гц, в зависимости от мощности: ■ — 0,2 Гц; ● — 0,4 Гц; ▲ — 0,6 Гц; ▼ — 2,0 Гц; ◆ — 2,2 Гц

ударных составляющих. Вероятнее всего, такое усиление ударных компонентов с ростом мощности связано с механическими, а не с газодинамическими эффектами реактивности, поскольку аэродинамические условия вращения подвижных отражателей при изменении мощности меняются незначительно.

В табл. 2 приведены данные по источникам возмущения основных элементов линейчатого спектра колебаний энергии импульсов.

Базовая резонансная компонента в спектре колебаний энергии импульсов

Базовая компонента шумов ИБР-2М отражает резонансные свойства активной зоны. Эти свойства реализуются через амплитудно-час-

Таблица 2. Источник возмущений основных компонентов линейчатого спектра колебаний энергии импульсов

Частота f , Гц	Источник возмущений
0,85—1,1 0,82 1,63 1,77	Расход натрия Осевые колебания подвижных отражателей
Частотная группа через 0,2 Гц от 0,2 до 2,4 Гц	Ударные компоненты в осевых колебаниях подвижных отражателей

тотную характеристику реактора (АЧХ) и через общий шум реактивности. Квазибелый шум реактивности может быть вызван механическими колебаниями (дрожанием) кассет и твэлов при турбулентном движении натрия через активную зону. Необходимо отметить, что высокая чувствительность реактора ИБР-2М к колебаниям реактивности (в 14 раз выше, чем в стационарном режиме) приводит к появлению заметных возмущений мощности даже при очень малых возмущениях реактивности [8]. АЧХ реактора можно достаточно точно определить с помощью модели динамики реактора, а далее — сравнить с измеренной базовой линией в шумах энергии импульсов. Резонансная область базовой линии в спектре колебаний энергии импульсов и поведение АЧХ в резонансной низкочастотной области колебаний должны совпадать.

Модель динамики ИБР-2М подробно представлена в работах [9—13]. Модель основана на блочной структуре, описывающей динамику реактора как систему автоматического регулирования с обратными связями. Параметры модели известны подробно (кинетика, блок автоматического регулирования, возмущения). Пара-

метры мощностной обратной связи (МОС) определялись экспериментально [13]. Такое представление модели динамики ИБР-2М полностью отражает все переходные и частотные свойства реактора. Суммарное воздействие МОС на динамику реактора в модели динамики представлено импульсной характеристикой МОС, т.е. изменением реактивности МОС при воздействии единичного импульса мощности. Параметры МОС ИБР-2М описываются тремя слагаемыми следующим образом:

$$w_{rE} = \sum_{j=1}^3 \frac{k_{Tj}}{T_{Tj}} \exp\left(-\frac{t}{T_{Tj}}\right), \quad \beta_n / \text{МДж};$$

$$\Delta r_{Tn} = \sum_{j=1}^3 \Delta r_{Tjn},$$

$$\Delta r_{Tjn} = \left(\Delta r_{Tjn-1} + \Delta E_{n-1} \frac{k_{Tj}}{T_{Tj}} \right) \exp\left(-\frac{T_n}{T_{Tj}}\right),$$

где t — время, с; Δr_{Tn} и Δr_{Tjn} — суммарная реактивность МОС и её j -е составляющие, соответствующие n -му импульсу мощности в долях ($\beta_n = 1,65 \cdot 10^{-4}$); k_{Tj} , T_{Tj} — коэффициент передачи в $\beta_n/\text{МВт}$ и постоянная времени в секунды j -й составляющей МОС ($j = 1, 2, 3$) соответственно; ΔE_n — отклонение полной энергии за период n -го импульса мощности от базового значения; T_n — период импульсов мощности ($T_n = 0,2$ с).

На рис. 8 показаны измеренные импульсные характеристики быстрой мощностной обратной связи и соответствующие им рассчитанные с помощью модели динамики амплитудно-частотные характеристики реактора при некоторых уровнях мощности.

Выделенные базовые линии спектров в зависимости от времени работы реактора с 2013 по 2025 г. (см. рис. 6) представлены на рис. 9, а,

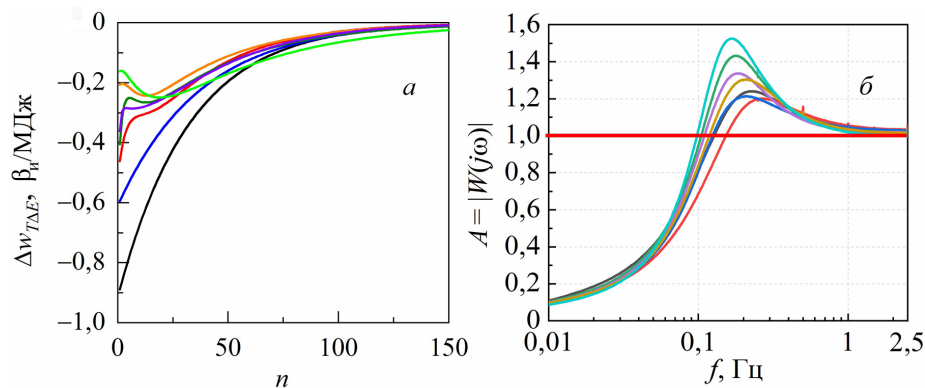


Рис. 8. Импульсная характеристика быстрой МОС ($\beta_n / \text{МДж}$), вызванная одиночным импульсом мощности в момент времени $t = 0$, n — номер импульса (0,5 (—), 1,0 (—), 1,2 (—), 1,3 (—), 1,3 (—), 1,35 (—), 1,5 МВт (—)) (а), и АЧХ реактора ИБР-2М (0,5 (—), 1,0 (—), 1,2 (—), 1,3 (—), 1,3 (—), 1,35 (—), 1,5 МВт (—)) (б) при некоторых значениях мощности

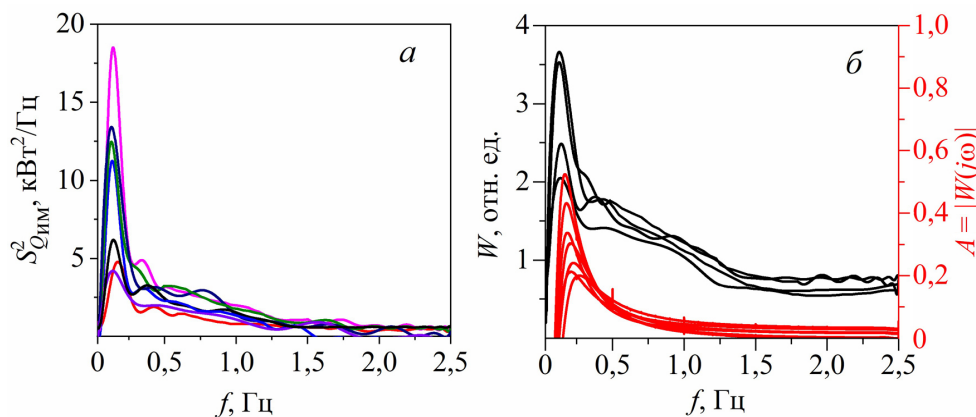


Рис. 9. Изменение базовых линий в спектральной плотности колебаний энергии импульсов ИБР-2М: 2013 (—), 2015 (—), 2017 (—), 2018 (—), 2019 (—), 2021 (—), 2025 г. (—) (а) и изменение относительной амплитуды базовых линий в сравнении с соответствующей амплитудно-частотной характеристикой ИБР-2М в режиме автоматического регулирования мощности (б) в период работы реактора с 2013 до 2025 г.

на рис. 9, б для сравнения приведены АЧХ реактора, соответствующие некоторым выделенным базовым линиям. Видно полное совпадение резонансной области спектра колебаний мощности с пиком на частоте, близкой к 0,1 Гц, с резонансом в АЧХ реактора.

Выводы

Проведено исследование динамики спектральной структуры шумов энергии импульсов реактора ИБР-2М с выделением базовой структуры резонансного типа с помощью метода базовых элементов. Поведение резонансной компоненты шумов в зависимости от мощности и времени работы реактора показало совпадение с результатами параллельных модельных исследований динамики реактора с помощью амплитудно-частотной характеристики. Сравнение показало полное совпадение резонансной компоненты колебаний энергии импульсов с пиком на частоте, близкой к 0,1 Гц, с резонансом в амплитудно-частотной характеристике реактора ИБР-2М. Этот факт ещё раз подтверждает полноту и точность оценки динамических свойств реактора с помощью используемой модели динамики, а также применимость модели и метода базовых элементов к анализу текущего состояния реактора и оценке прогноза.

Список литературы

1. **Пепельшев Ю.Н., Цогтсайхан Ц.** Статистический анализ флуктуаций энергии импульсов реактора ИБР-2М: Препринт ОИЯИ Р13-2012-131. Дубна, 2012.

2. **Дикусар Н.Д.** Метод базисных элементов. — Матем. моделирование, 2010, т. 22, № 12, с. 115—136; MMCS, 2011, vol. 3, № 4, p. 492—507.
3. **Дикусар Н.Д.** Кусочно-полиномиальная аппроксимация шестого порядка с автоматическим обнаружением узлов. — Матем. моделирование, 2014, т. 26, № 3, с. 31—48; MMCS, 2014, vol. 6, № 5, p. 509—522.
4. **Дикусар Н.Д.** Полиномиальная аппроксимация высоких порядков. — Матем. моделирование, 2015, т. 27, № 9, с. 89—109; MMCS, 2016, vol. 8, № 2, p. 183—200.
5. **Дикусар Н.Д.** Оптимизация решения в задачах кусочно-полиномиальной аппроксимации. Супервычисления и математическое моделирование. — В сб.: Труды XVI Международной конференции. Под ред. Р.М. Шагалиева. Саров, ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ», 2017, с. 113—122.
6. **Korepanova N.V., Dikumar N.D., Pepelyshev Y.N., Dima M.** Neutron Noise Analysis using the Basic Element Method. — Annals of Nuclear Energy, 2019, vol. 131, p. 475—482.
7. **Dikumar N.D.** Shape Approximation Based on Higher-Degree Polynomials. — In: Proc. of MMCP2017 (“Mathematical Modeling and Computational Physics”). — European Physical Journal, EPJ Web of Conferences, 2018, vol. 173, 01003; www.epj-conferences.org.
8. **Пепельшев Ю.Н.** Исследование колебаний подвижных отражателей (энергетический пуск реактора ИБР-2): Препринт ОИЯИ 13-87-564. Дубна, 1987.
9. **Попов А.К.** Основы управления ядерным реактором. — М.: МГУ, 2012.
10. **Sumkhuu D.** Investigation of Power Feedback and its Effect on the Stability of the IBR-2M Pulsed Reactor. Ph.D. thesis. Joint Institute for Nuclear Research, Dubna, Russia, 2019.
11. **Pepelyshev Y.N., Popov A.K., Sumkhuu D.** Model of the IBR-2M pulsed reactor dynamics for investigating transition processes in a wide range of power varia-

tion. — *Annals of Nuclear Energy*, 2015, vol. 85, p. 488—493.

12. ***Pepelyshev Y.N., Popov A.K., Sumkhuu D., Sangaa D.*** Dynamics model of the IBR-2M pulsed reactor for analysis of fast transition processes. — *Physics of Particles and Nuclei Letters*, 2015, vol. 12, p. 435—438.

13. ***Pepelyshev Yu.N., Popov A.K., Sumkhuu D.*** IBR-2M reactor power feedback parameters evaluation using square reactivity oscillations. — *Atomic Energy*, 2017, vol. 122, № 2, p. 75—80.

*Контактная информация —
Пепельшев Юрий Николаевич,
кандидат физ.-мат. наук,
начальник группы ядерной безопасности,
тел.: 8(496)216-32-56, моб.: 8(916)279-94-82,
e-mail: pepel@nf.jinr.ru*

Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2026, вып. 2,
с. 15—22.

Расчётное моделирование процедуры физического пуска реактора ВТГР

А.В. Гроль, А.С. Лапин, В.А. Невиница, П.А. Фомиченко, В.Ф. Шикалов,
НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1,
М.В. Щуровская,
НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1,
НИЯУ МИФИ, 115409, Москва, Каширское ш., д. 31,
В.П. Алферов,
НИЯУ МИФИ, 115409, Москва, Каширское ш., д. 31

Статья поступила в редакцию 04.12.2025

После доработки — 03.06.2026

Принята к публикации 03.06.2026

Описаны расчётные исследования для обоснования процедуры физического пуска реактора ВТГР. Выбрана последовательность загрузки ТВС в активную зону и определена минимальная критическая загрузка. Получены расчётные оценки показаний пусковых детекторов нейтронов на разных стадиях загрузки. Рассчитана эффективность рабочих органов СУЗ для первой критической загрузки и полной загрузки активной зоны. Обоснован выбор параметров пускового радиоизотопного источника нейтронов и детекторов нейтронов, используемых при пусковых процедурах. Расчёты проведены с использованием полномасштабной трёхмерной модели активной зоны для кода MCU-HTR, основанного на методе Монте-Карло.

Ключевые слова: высокотемпературный газохладаемый реактор, нейтронно-физические расчёты, метод Монте-Карло, физический пуск реактора.

Computer Simulation of HTGR First Criticality Procedures. *A.V. Grol, A.S. Lapin, V.A. Nevinita, P.A. Fomichenko, V.F. Shikalov, NRC “Kurchatov Institute”, 1, Akademika Kurchatova sq., Moscow, 123182, M.V. Shchurovskaya, NRC “Kurchatov Institute”, 1, Akademika Kurchatova sq., Moscow, 123182, NRNU MEPhI, 31, Kashirskoye sh., Moscow, 115409, V.P. Alferov, NRNU MEPhI, 31, Kashirskoye sh., Moscow, 115409.*

This paper describes calculations performed to underlie HTGR first criticality procedures. Core fueling sequence is selected, and the minimum critical load is identified. Neutron detector signals are estimated for different fueling stages. Control rod worths are calculated for both the first critical configuration and the completely fueled core. Parameter selection is validated for neutron sources and detectors used in first criticality procedures. The calculations rely on full-scale 3D core model for the Monte Carlo MCU-HTR code.

Key Words: high-temperature gas-cooled reactor, neutronic calculations, Monte-Carlo method, first criticality.

EDN: ENYUTR

Введение

Развитие технологий атомно-водородной энергетики и использование высокотемпературных газохладаемых реакторов (ВТГР) для обеспечения нужд отечественной промышленности в высокопотенциальном тепле относятся к перечню ключевых мероприятий по развитию новых направлений деятельности Госкорпорации “Росатом”. В рамках Инвестиционной программы АО “Концерн Росэнергоатом” реализуется комплексный проект по разработке технологических решений для создания атомной энерготехнологической станции (АЭС) с ВТГР и химико-технологической частью для производства водородосодержащих продуктов [1].

АЭС включает реакторную установку (РУ) ВТГР единичной тепловой мощностью 200 МВт и систему передачи тепла, а также общестанционные системы и сооружения. Количество блоков РУ ВТГР в составе АЭС

определяется требованиями конкретного потребителя продукции энерготехнологического комплекса на стадии проектирования (с возможностью размещения нескольких РУ ВТГР в одном реакторном здании).

Для обоснования ядерно-физической части проекта ВТГР для АЭС проектные исследования проводят как с помощью инженерных кодов, так и с применением прецизионного кода расчёта нейтронно-физических характеристик реакторов методом Монте-Карло [2, 3]. В настоящей работе расчётные исследования для обоснования процедуры физического пуска реактора ВТГР выполнялись с активной зоной блочного типа, для которой в MCU-HTR [4, 5] была разработана полномасштабная трёхмерная модель.

Процесс физического пуска реактора состоит в последовательной загрузке порций топлива (ТВС) в активную зону, достижении критического состояния и экспериментальном

определении нейтронно-физических характеристик реактора. Для поддержания реакции деления на начальном этапе пуска обычно используют внешний радиоизотопный источник нейтронов. Достижение первой критической загрузки прогнозируют с использованием метода обратного умножения путём построения кривых обратного счёта на основе показаний средств регистрации интенсивности плотности потока нейтронов, расположенных в заданной главным конструктором реакторной установки позиции размещения. В настоящей работе рассмотрена процедура, когда загрузка топлива в активную зону осуществляется при погружении всех поглощающих стержней. После загрузки порции топлива производится извлечение всех поглощающих стержней для оценки подкритичности. Сначала взводят стержни аварийной защиты (АЗ), затем остальные органы регулирования.

С точки зрения инструментального обеспечения пуска ключевыми являются требования к внешнему радиоизотопному источнику нейтронов и аппаратуре контроля нейтронного потока. Источник нейтронов должен обеспечивать набор статистически значимого количества регистрируемых событий за удовлетворительный промежуток времени. Аппаратура с детекторами нейтронов на всех шагах загрузки должна иметь достаточные чувствительность и диапазон работы, чтобы обеспечить контроль операций при загрузке и при необходимости генерировать сигнал АЗ.

С помощью расчётов по программам MCUNTR и MCNP6 [6] получены оценки показаний пусковых детекторов нейтронов на разных стадиях загрузки, выбрана последовательность загрузки ТВС в активную зону и определена минимальная критическая загрузка. Рассчитана эффективность рабочих органов СУЗ для первой критической загрузки и полной загрузки активной зоны.

Проведено два типа расчётов: расчёт условно-критической задачи и расчёт с внешним источником нейтронов. В расчёте условно-критической задачи получили эффективный коэффициент размножения нейтронов, а в расчёте с внешним источником — коэффициент умножения нейтронов. В обоих расчётах также получили плотность потока нейтронов в местах расположения подвесок ионизационных камер (конструкционный узел, объединяющий одну или несколько ионизационных камер и термо- и радиационностойкие линии связи, ПИК), которую нормировали на интенсивность внешнего

источника и на заданную мощность реактора в расчёте с внешним источником и в расчёте условно-критической задачи соответственно.

Описание реактора

Концепция реактора ВТГР базируется на использовании цилиндрической активной зоны, сформированной из топливных колонн, каждая из которых состоит из десяти топливных блоков по высоте. Топливные блоки (далее ТВС) представляют собой гексагональные призмы высотой 80 см и размером “под ключ” (расстоянием между противоположными гранями) 36 см из графита с вертикальными каналами для размещения топливных компактов (ТК), компактов выгорающего поглотителя (КВП) и для прохода теплоносителя. Активная зона окружена торцевым и боковым графитовыми отражателями.

ТК представляет собой цилиндр, состоящий из графитовой матрицы с равномерно распределёнными в ней по объёму микротвэлами (рис. 1). Микротвэл представляет собой сферическую частицу на основе ядра из диоксида урана, обогащённого до 18% по ^{235}U , с многослойным покрытием типа TRISO [7].

КВП представляют собой цилиндр, состоящий из графитовой матрицы с равномерно распределёнными в ней по объёму микрочастицами из B_4C естественного обогащения.

По конструктивному исполнению ТВС подразделяют на три типа: тип 1 — без канала под рабочие органы системы управления и защиты (РО СУЗ) или поглощающие элементы (ПЭЛ) резервной системы останова (РСО) с пятью каналами для КВП, тип 2 — с каналом

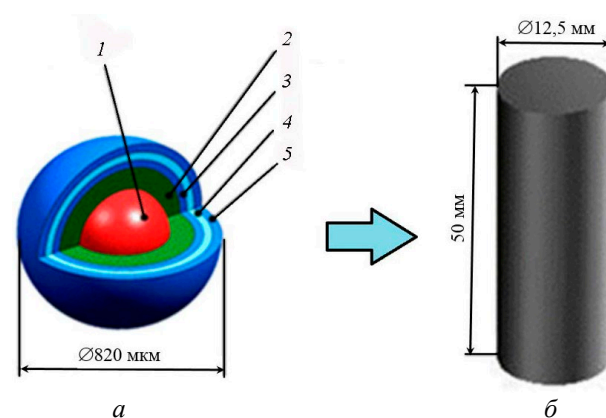


Рис. 1. Конструкция микротвэла: 1 — топливная частица; 2 — пиролитический углерод (пористый); 3 — пиролитический углерод (плотный); 4 — карбид кремния; 5 — пиролитический углерод (плотный) (а) и топливного компакта (б)

под РО СУЗ или ПЭЛ РСО с четырьмя каналами для КВП, тип 3 (центральная топливная колонна) — без канала под РО СУЗ или ПЭЛ РСО с 12 каналами для КВП. Кладка представляет собой 37 вертикальных колонн по 10 ТВС в каждой. Таким образом, кладка сформирована из 370 ТВС трёх типов: 240 штук первого типа, 120 штук второго типа, 10 штук третьего типа.

Все каналы для ТК, КВП и прохода теплоносителя размещены в топливном блоке с шагом 19 мм и образуют правильную треугольную решётку.

Профилирование выгорающим поглотителем в активной зоне применяется для снижения неравномерности энерговыделения.

Кладка активной зоны окружена со всех сторон заменяемыми (верхним, нижним и боковым) и незаменяемым (боковым) отражателями. Колонны бокового заменяемого отражателя расположены в два ряда вокруг активной зоны. Блок заменяемого отражателя представляет собой правильную шестигранную графитовую призму, аналогичную по размерам ТВС. Часть блоков бокового заменяемого отражателя имеют канал под РО СУЗ.

Блоки верхнего и нижнего торцевых отражателей, расположенные над активной зоной, имеют каналы для движения теплоносителя и каналы под РО СУЗ или ПЭЛ РСО. Блоки верхнего и нижнего торцевых отражателей, расположенные над боковым заменяемым отражателем, не имеют каналов для прохода теплоносителя, часть блоков имеет канал под РО СУЗ.

Заменяемый отражатель окружён незаменяемым отражателем в виде секторов из графита сложной геометрической формы.

В рассматриваемой компоновке активной зоны предусмотрено 12 каналов РО СУЗ в колоннах ТВС (три канала основной стержневой системы СУЗ, девять каналов резервной системы останова) и 18 каналов РО СУЗ в колоннах бокового отражателя. Три стержня в активной зоне выполняют функцию компенсаторов температурного эффекта (КСТ). Две группы по три стержня в боковом заменяемом отражателе выполняют функцию автоматических регуляторов (АР) при работе на мощности и компенсаторов стационарного отравления. 12 РО СУЗ в боковом заменяемом отражателе выполняют функцию АЗ (рис. 2). В качестве РСО предусмотрены каналы для ввода поглощающих шариков на основе карбида бора естественного обогащения. РСО выполняет функцию АЗ в случае выхода из строя основной системы СУЗ. В нашей

работе при оценке эффективности органов регулирования СУЗ она не рассматривается.

РО стержневой СУЗ представляет собой гибкую цилиндрическую конструкцию из 17 звеньев, внутри которых расположен цилиндрический канал для прохода теплоносителя. Охлаждение стержня осуществляется теплоносителем, проходящим сверху вниз во внутреннем канале РО и в зазоре между РО и поверхностью канала СУЗ. 16 рабочих звеньев содержат поглощающий материал — втулки из карбида бора (B_4C) естественного обогащения. Поглощающие втулки находятся в кольцевом вентилируемом зазоре между двух коаксиальных оболочек.

В энергетическом и промежуточном диапазоне мощность реактора контролируется внеакторными ПИК, расположенными в бетоне шахты реактора.

Контроль состояния реактора в процессе физического пуска осуществляется внутриакторными ПИК. Три канала для внутриакторных ПИК расположены в боковом неперегружаемом графитовом отражателе. В настоящее время разработка внутриакторных ПИК ещё не завершена, поэтому точно указать их тип и параметры нет возможности. В качестве прототипа в настоящих исследованиях рассматривали подвески ПИК 52, применяемые на реакторе БН-800 в качестве внутрибаковых подвесок [8]. Данные подвески могут эксплуатироваться при высоких температурах (около $500\text{ }^{\circ}\text{C}$), что является необходимым для ВТГР. В подвесках ПИК 52 применяются ионизационные камеры (ИК) деления типа КН 031. Импульсная и токовая чувствительность к нейтронам ИК деления типа КН 031 составляет примерно 1 см^2 и $3 \cdot 10^{-13}\text{ А} \cdot (\text{см}^2 \cdot \text{с})$ соответственно [9]. Эти значения чувствительности были использованы для перевода расчётной плотности потока нейтронов в скорость счёта нейтронов (показания ИК в счётном режиме) и ток ИК. Следует отметить, что данные оценки правомерны только в случае использования широкодиапазонной аппаратуры контроля нейтронного потока, имеющей характеристики, близкие к аппаратуре, описанной в работе [8].

Описание расчётных моделей

Разработана полномасштабная геометрическая модель реактора для программы MCUNTR, аттестованной для расчётов реакторов типа ВТГР [10]. Для создания этой модели использованы те же исходные данные о кон-

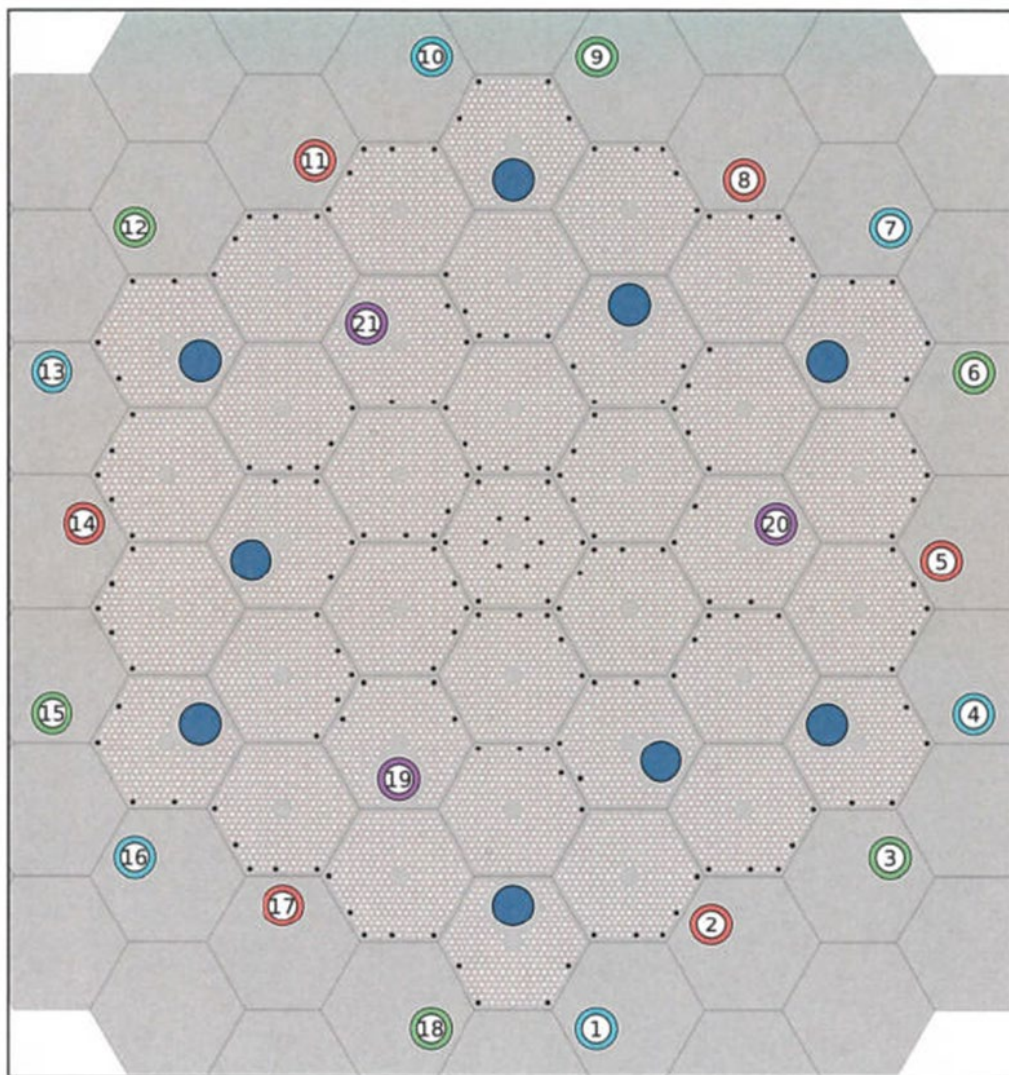


Рис. 2. Схема расположения групп стержней СУЗ: 3, 6, 9, 12, 15, 18 — стержни АР (6 шт.); 1, 4, 7, 10, 13, 16 — компенсаторы стационарного отравления — стержни АЗ (6 шт.); 2, 5, 8, 11, 14, 17 — стержни АЗ (6 шт.); 19, 20, 21 — компенсаторы температурного эффекта — стержни АЗ (3 шт.); непронумерованные каналы в активной зоне — каналы под ПЭЛ РСО (9 шт.)

струкции и материальном составе, что и для модели, описанной в работе [4]. Так как в настоящем исследовании не предполагается расчёт выгорания, для описания топливных компактов использовали существенно меньше материальных и регистрационных зон. Все топливные компакты имели одинаковый материальный состав. Это позволило упростить расчёты и сократить время, затрачиваемое на расчёт, без потери качества моделирования. Для кросс-верификации, а также для снижения вероятности ошибок при описании сложной системы была разработана аналогичная модель для расчёта по программе MCNP6. Различие в моделях, разработанных для MCU-HTR и MCNP6, состояло только в способе задания топливных частиц и библиотеках ядерных данных.

Расчёты по программе MCU-HTR проведены с использованием библиотеки ACE/MCU при $100 \text{ кэВ} < E < 20 \text{ МэВ}$ и библиотеки BNAB/MCU при $4,65 \text{ эВ} < E < 100 \text{ кэВ}$. ACE/MCU — это библиотека сечений взаимодействия нейтронов с ядрами в эпитепловой области энергий в поточечном представлении, полученная из файлов ENDF/B-VII.0 и других источников [3]. В области термализации ($E < 4,65 \text{ эВ}$) моделирование проводили с учётом непрерывного изменения энергии нейтрона с использованием данных, полученных из законов рассеяния для замедлителей. Температура всех материалов задана равной 300 К.

Расчёты по программе MCNP6 проводили с использованием библиотеки РОСФОНД-2010. Моделирование учитывало термализацию ней-

тронов. Все расчёты проводили для температуры 300 К.

В программе MCU-HTR используется специальная расчётная методика неявного учёта микровзлов CORN [3]. В модели MCNP6 расположение микровзлов внутри каждого ТК моделируется с использованием регулярной решётки. При этом учёт случайного распределения частиц производится с использованием опции URAN [6], которая обеспечивает дополнительное случайное преобразование геометрии каждый раз, когда нейтрон попадает в элемент решётки.

Разработанная для целей настоящего исследования геометрическая модель реактора включает активную зону, боковой заменяемый отражатель, боковой неперегружаемый отражатель, обечайку и корпус. В аксиальном направлении модель состоит из нижнего заменяемого отражателя высотой 80 см, 10 слоёв ТВС высотой 80 см каждый и верхнего заменяемого отражателя высотой 40 см. Высота верхнего заменяемого отражателя уменьшена до 40 см для приближенного учёта борирования его верхней половины. На внешней границе модели ставятся условия чёрного поглощения нейтронов.

Органы СУЗ приближенно моделировали как кольцевые зоны высотой 47 см с поглотителем из карбида бора естественного обогащения в оболочке (16 шт.) со стальными кольцевыми зонами высотой 5 см между поглощающими зонами. Глубина погружения отсчитывается от верхнего края графитового блока верхней ТВС. Ход стержней 800 см. При полностью выведенных стержнях (положение 0 см) нижний край нижней втулки находится на уровне верхнего края графитового блока верхней ТВС. При полностью погружённых стержнях (положение 800 см) нижний край нижней втулки находится на уровне нижнего края графитового блока нижней ТВС.

Каналы для внутриреакторных ПИК расположены в боковом неперегружаемом графитовом отражателе. Хотя ПИК может состоять из нескольких ионизационных камер, в расчётной модели была задана одна ИК в каждом канале. ИК приближенно моделировали как цилиндр диаметром 8 см и высотой 50 см, расположенный по центру активной зоны по высоте. Материал модели ИК задан как 1 г ^{235}U , гомогенно размешанный в объёме цилиндра. Конструкционные материалы ИК не учитывали.

В качестве вытеснителей (графитовых имитаторов ТВС) при неполной загрузке активной зоны использованы графитовые блоки,

такие же как блоки перегружаемого отражателя без отверстий.

В задачах с внешним источником точечный источник располагался в пятой снизу ТВС, в центре ТВС в горизонтальной плоскости и на 10 см ниже верхней границы ТВС. Рассмотрено два варианта спектра источника нейтронов: спектр калифорниевского источника, который близок к спектру нейтронов деления, и более жёсткий спектр плутоний-бериллиевого источника. Расчётные исследования, представленные далее, показали, что расчёты с использованием спектра калифорниевского и плутоний-бериллиевого источников дают близкие результаты для состояний активной зоны на начальном этапе загрузки, когда влияние источника наиболее существенно. Поэтому расчёты всех состояний активной зоны при загрузке проведены только с использованием спектра калифорниевского источника.

Расчёты условно-критической задачи проведены со статистикой $1,2 \cdot 10^8$ историй, стандартное отклонение в коэффициенте размножения при этом составило 0,00009. В задачах с внешним источником моделировали $4,2 \cdot 10^7$ историй. Стандартное отклонение в плотности потока нейтронов составило 0,3—0,6% для состояний с полностью извлечёнными РО СУЗ и 0,5—1,4% для состояний с полностью погружёнными РО СУЗ.

Моделирование процедуры физического пуска

Порядок загрузки ТВС в активную зону. Исходное состояние до начала загрузки ТВС представляет собой активную зону, в которую вместо ТВС всех топливных колонн загружены графитовые имитаторы ТВС. Поскольку процесс загрузки реактора должен быть контролируемым, то первой должна устанавливаться центральная топливная колонна, содержащая источник нейтронов. Неизвлекаемый источник нейтронов находится в центральной части центральной топливной колонны, а именно в пятой снизу ТВС на 10 см ниже верхней границы ТВС.

После установки центральной колонны загружаются три топливные колонны в центре активной зоны, в которых расположены каналы для стержней компенсаторов температурного эффекта. Дальнейший порядок загрузки выбран с учётом опыта физического пуска реактора НТТР [11, 12]. Картограмма загрузки реактора НТТР состояла из 37 шестигранных ячеек (30

топливных колонн и семи графитовых колонн с каналами для регулирующих стержней), окружённых колоннами заменяемого отражателя. Таким образом, картограмма загрузки активной зоны реактора НТТР близка к картограмме загрузки исследуемого реактора ВТТР, состоящей из 37 топливных колонн. В реактор НТТР сначала были установлены топливные колонны внешнего кольца из 18 колонн. Колонны внешнего кольца устанавливали последовательно одну рядом с другой. Критичность была достигнута после установки 19-й топливной колонны во второе кольцо. Порядок загрузки от периферии к центру обеспечил плавное приближение к критичности и выпуклую форму кривой обратного счёта на последних шагах загрузки. В настоящей работе также был выбран порядок загрузки, при котором сначала загружаются топливные колонны внешнего (третьего) кольца, а затем колонны второго и первого (внутреннего) колец (рис. 3). Колонны устанавливаются не последовательно одна рядом с другой, а по шести секторам, чтобы уменьшить перекося показаний ИК, расположенных в углах равностороннего треугольника. Такой порядок загрузки позволяет через каждые три шага получать симметричное расположение ТВС относительно трёх ИК, что позволяет дополнительно построить кривые обратного счёта только симметричных конфигураций. Эти кривые не имеют скачков, связанных с пе-

рекосом пространственного распределения плотности потока нейтронов.

Дополнительно был рассмотрен вариант загрузки активной зоны, при котором сначала загружаются топливные колонны внутреннего кольца. В данном случае критичность достигается после загрузки девяти топливных колонн (колонны 1—4 и 32—36 на рис. 3), следовательно, первая загружаемая порция топлива (одна топливная колонна) превышает 10% от критической загрузки. Поэтому был выбран первый вариант с загрузкой вначале внешнего кольца и с постепенным приближением к критичности.

Таким образом, рассмотрен следующий порядок загрузки активной зоны:

1. Загрузка центральной колонны с радиоизотопным источником нейтронов (№ 1);
2. Загрузка трёх топливных колонн в центре активной зоны, в которых расположены каналы для стержней КСТ (№ 2, 3, 4);
3. Загрузка внешнего кольца из 18 колонн (№ 5—22);
4. Догрузка девяти колонн во второе кольцо (№ 23—31);
5. Загрузка внутреннего кольца (№ 32—37).

Расчёт $k_{эф}$ активной зоны с извлечёнными РО СУЗ. Провели расчёт условно-критической задачи с полностью извлечёнными органами СУЗ и оценили коэффициент размножения

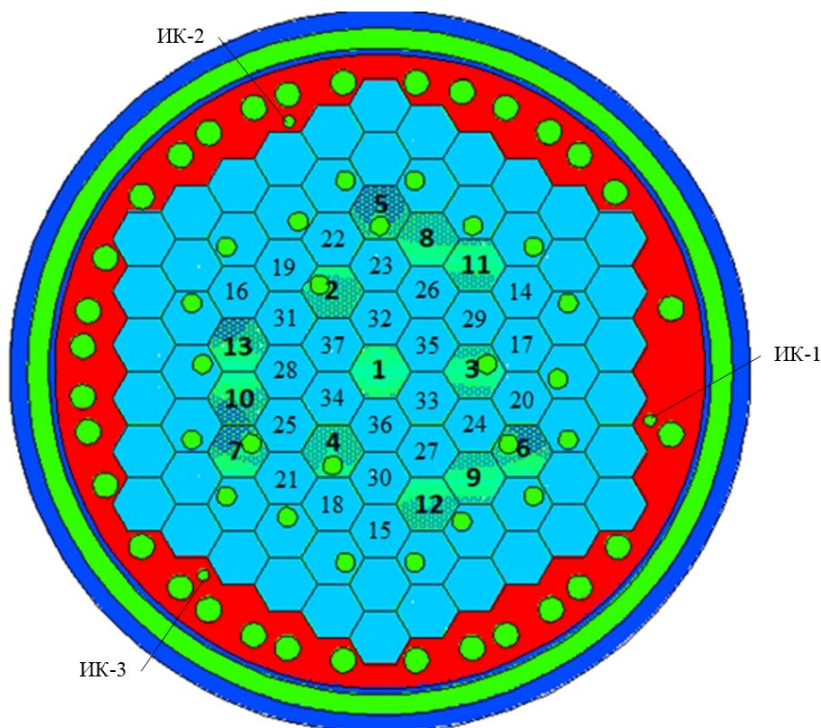


Рис. 3. Схема активной зоны с нумерацией топливных колонн в порядке их загрузки в активную зону

нейтронов для состояний при последовательном увеличении числа топливных колонн в активной зоне от одной колонны до 37 (табл. 1). Расчёты проведены с помощью программ MCU-HTR и MCNP6. В последнем столбце приведено отличие в коэффициенте размножения между расчётами по MCU-HTR и MCNP6 в pcm ($\Delta k \cdot 10^5$).

Таблица 1. Результаты расчёта $k_{\text{эф}}$ состояний с полностью выведенными РО СУЗ

Число колонн	$k_{\text{эф}}$		MCU-HTR— MCNP6, pcm
	MCNP6	MCU-HTR	
1	0,50026	0,49864	–163
2	0,67889	0,67431	–458
3	0,73589	0,73136	–453
4	0,77907	0,77432	–475
5	0,81805	0,81343	–462
6	0,84121	0,83666	–455
7	0,85880	0,85465	–415
8	0,90708	0,90353	–355
9	0,93336	0,92985	–351
10	0,95375	0,95001	–374
11	0,98594	0,98254	–340
12	1,00792	1,00426	–366
13	1,02529	1,02163	–366
14	1,04037	1,03652	–385
15	1,05142	1,04791	–351
16	1,06221	1,05833	–388
17	1,07445	1,07108	–337
18	1,08571	1,08137	–434
19	1,09238	1,09023	–215
20	1,09896	1,09506	–390
21	1,10419	1,09938	–481
22	1,10832	1,10337	–495
23	1,10889	1,10528	–361
24	1,11084	1,10683	–401
25	1,11369	1,10813	–556
26	1,11599	1,11225	–374
27	1,12137	1,11616	–521
28	1,12485	1,11968	–517
29	1,12046	1,11555	–491
30	1,11745	1,11152	–593
31	1,11241	1,10724	–517
32	1,11938	1,11394	–544
33	1,12506	1,12038	–468
34	1,13140	1,12611	–529
35	1,13304	1,12776	–528
36	1,13399	1,12939	–460
37	1,13571	1,13083	–488

Согласно расчётному прогнозу, коэффициент размножения достигает 0,98 после загрузки 11 топливных колонн. Первое критическое состояние может быть зафиксировано после загрузки 12 топливных колонн.

Разница в коэффициенте размножения между MCU-HTR и MCNP6 не превышает 600 pcm . Отклонение расчётов с помощью MCU-HTR от результатов MCNP6, равное минус 500—600 pcm , не превышает расхождение в коэффициенте размножения между MCU-HTR и MCNP6, которое наблюдалось при моделировании бенчмарков HTTR и VHTR [13]. Оно может быть связано как с невозможностью провести расчёт с полностью идентичными ядерными данными, так и с различным описанием взаимодействия нейтронов с топливным керном, используемым в MCU-HTR и MCNP6.

Построение расчётных кривых обратного счёта. С помощью программ MCU-HTR и MCNP6 проведены расчёты задачи с внешним источником загрузок из 1—11 топливных колонн с полностью извлечёнными органами СУЗ. В объёме ИК регистрировали двухгрупповую плотность потока нейтронов (граница 0,625 эВ) и скорость реакции деления на ^{235}U . По результатам расчёта по MCU-HTR плотность потока тепловых ($E < 0,625$ эВ) нейтронов в местах расположения ИК составляет 0,98 от полной плотности потока нейтронов. При этом доля расчётной скорости реакции деления на ^{235}U в тепловой области равна 0,9993. Поэтому счёт нейтронов в ИК пропорционален плотности потока тепловых нейтронов. С помощью коэффициента 1 см^2 расчётную плотность потока тепловых нейтронов перевели в скорость счёта нейтронов. Полученный результат отнормировали на интенсивность источника, которую выбрали равной $1,0 \cdot 10^8 \text{ с}^{-1}$, чтобы обеспечить набор статистически значимого количества регистрируемых детектором событий за удовлетворительный промежуток времени.

Результаты расчёта с помощью программ MCU-HTR и MCNP6 представлены в табл. 2.

Счёт нейтронов для активной зоны с полностью извлечёнными РО СУЗ в процессе загрузки первых 11 колонн ТВС меняется от 10^2 до 10^4 . Различие в среднем по трём ИК счёте между MCU-HTR и MCNP6 не превышает 7% до 10-го шага загрузки включительно. На 11-м шаге данное различие возрастает до 22%. Это связано с тем, что алгоритм, используемый для расчёта подкритических систем с внешним источником, достаточно эффективен для подкритических систем, если их эффективный коэф-

Таблица 2. Счёт нейтронов для активной зоны с полностью извлечёнными РО СУЗ, рассчитанный с помощью MCU-HTR и MCNP6, с^{-1}

Число колонн	MCU-HTR			MCNP6		
	ИК-1	ИК-2	ИК-3	ИК-1	ИК-2	ИК-3
1	911	789	807	838	831	778
2	975	1777	882	886	1854	855
3	2204	1911	948	1960	2004	915
4	2415	2054	2113	2150	2182	2041
5	2532	3756	2169	2262	4050	2094
6	4617	3906	2308	4151	4189	2207
7	4788	4113	4236	4291	4418	4072
8	5766	6594	4704	5183	6939	4513
9	9373	7674	5805	8338	7920	5548
10	11 300	9771	10 060	9829	10 005	9312
11	28 201	25 955	19 332	21 460	23 022	15 815

фициент размножения не превышает 0,98. Рассматриваемый случай находится на границе применимости расчёта подкритических систем с внешним источником. Расхождение между MCU-HTR и MCNP6 для 11-го шага загрузки не влияет на прогноз достижения критичности.

На рис. 4 приведены кривые обратного счёта, рассчитанные с помощью программы MCU-HTR, для трёх ИК. Обратный счёт нормирован на обратный счёт шага загрузки с минимальным умножением (первый шаг). Экстраполяция кривых до нуля прогнозирует достижение критичности после загрузки 11 колонн ТВС, что совпадает с результатами расчёта коэффициента размножения состояний с извлечёнными органами СУЗ.

Счёт нейтронов в каждой ИК меняется скачкообразно при загрузке колонны ТВС в ячейку, расположенную вблизи данной ИК.

На рис. 4 кривые обратного счёта приведены в том виде, как они могут быть построены по результатам измерений без обработки. Известно, что показания ИК позволяют лишь приблизительно оценить умножение нейтронов источника, так как показания детектора связаны с числом нейтронов деления в активной зоне сложным образом. Моделирование измерений подкритичности требует решения сопряжённой задачи [14]. Сопряжённая функция является мерой ценности нейтрона с точки зрения его вклада в чувствительность детектора [15]. В настоящей работе не рассматривается задача точного определения подкритичности. Целью исследования является подтверждение того, что при выбранном расположении детекторов их показания позволяют правильно предсказать число ТВС в минимальной критической загрузке.

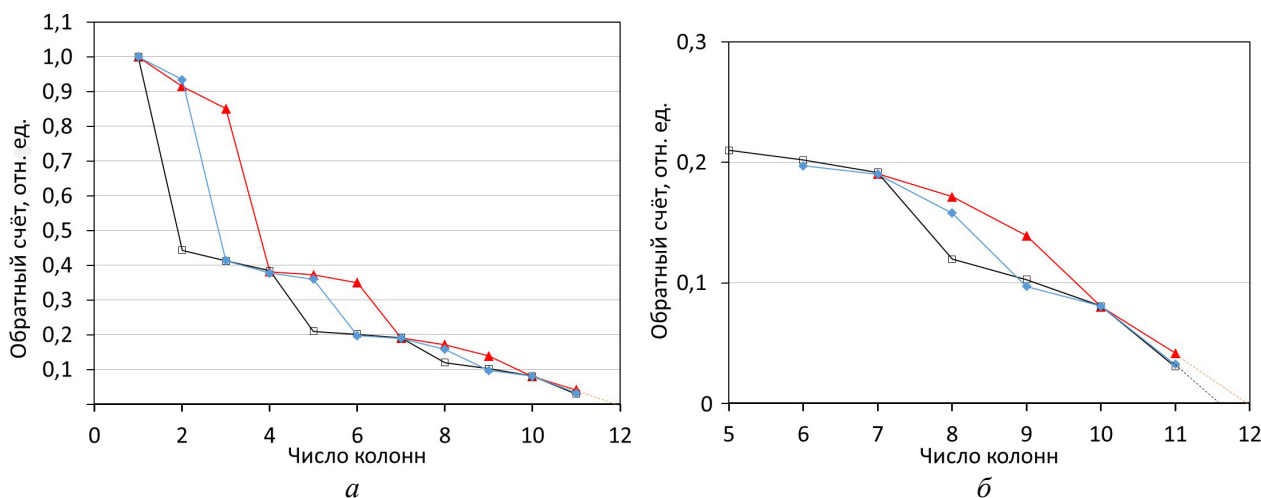


Рис. 4. Кривые обратного счёта, рассчитанные с помощью программы MCU-HTR. *a* — шаги 1—11; *б* — шаги 5—11; ▲ — ИК-3; □ — ИК-2; ◆ — ИК-1

Расчёт методом Монте-Карло позволяет оценить умножение нейтронов источника по глобальному балансу нейтронов. Традиционно умножение нейтронов источника оценивали как

$$M_{\text{эф}} = \frac{1}{1 - k_{\text{эф}}},$$

где $k_{\text{эф}}$ — эффективный коэффициент размножения нейтронов, рассчитанный в условно-критической задаче. Однако данное определение справедливо, если внешний источник имеет такое же распределение по энергии и пространству, как собственная функция условно-критической задачи.

Для расчёта подкритических систем с внешним источником вводят коэффициент размножения источника как отношение числа нейтронов, появившихся за счёт деления, к сумме нейтронов деления и внешнего источника [16, 17]:

$$k_{\text{src}} = \frac{G}{G + S},$$

где G — генерация нейтронов (сумма нейтронов, появившихся за счёт вынужденного деления, вызванного нейтронами первичного внешнего источника, а также нейтронов, появившихся за счёт деления в последующих поколениях); S — внешний источник ($S = 1$).

Коэффициент размножения источника может быть больше $k_{\text{эф}}$, когда источник помещён в область, где нейтроны имеют высокую ценность (например, в центре активной зоны), и меньше $k_{\text{эф}}$, когда источник находится в области низкой ценности нейтронов.

При расчёте задачи с внешним источником в разделе глобального баланса нейтронов в выходном файле MCU-HTR выдаётся умножение нейтронов M_{src} , рассчитанное по формуле

$$M_{\text{src}} = \frac{1}{1 - k_{\text{src}}} = \frac{G + S}{S} = G + 1.$$

Обратное умножение на разных шагах загрузки, рассчитанное с помощью программы MCU-HTR, представлено на рис. 5. Приведено обратное умножение, определённое в результате расчёта условно-критической задачи, в результате расчёта задачи с внешним источником по глобальному балансу нейтронов, а также по среднему по трём ИК счёту нейтронов. Обратное умножение, определённое по среднему ИК счёту нейтронов, отнормировали на обратное умножение на первом шаге загрузки, полученное в результате расчёта задачи с внешним источником по глобальному балансу нейтронов.

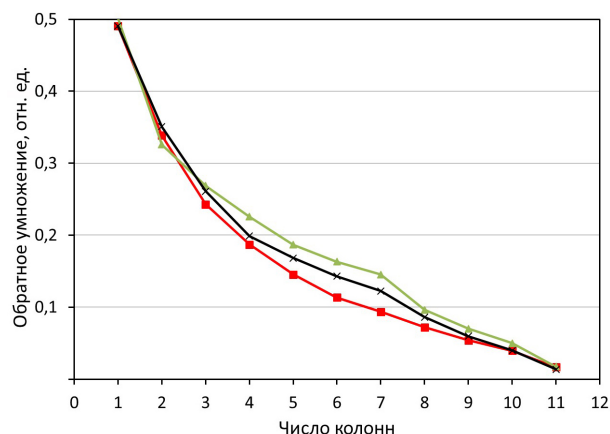


Рис. 5. Обратное умножение на разных шагах загрузки: ■ — по ИК; ▲ — по $k_{\text{эф}}$; × — по умножению источника

Как видно из рис. 5, при 4—8 загруженных колоннах обратное умножение, определённое по среднему по ИК счёту нейтронов, существенно отличается от обратного умножения по глобальному балансу нейтронов, однако прогноз числа ТВС в критической загрузке по последним трём шагам загрузки примерно одинаковый для рассмотренных способов определения умножения.

С помощью программ MCU-HTR и MCNP6 также проведены расчёты задачи с внешним источником загрузок из 1—11 топливных колонн с полностью погружёнными органами СУЗ и расчёты с взведёнными стержнями АЗ и погружёнными остальными стержнями. Расчётный прогноз скорости счёта ИК в процессе перегрузки получили аналогично расчётам с полностью извлечёнными стержнями. На рис. 6 представлена скорость счёта нейтронов для состояний с полностью погружёнными РО СУЗ, рассчитанная с помощью программы MCU-

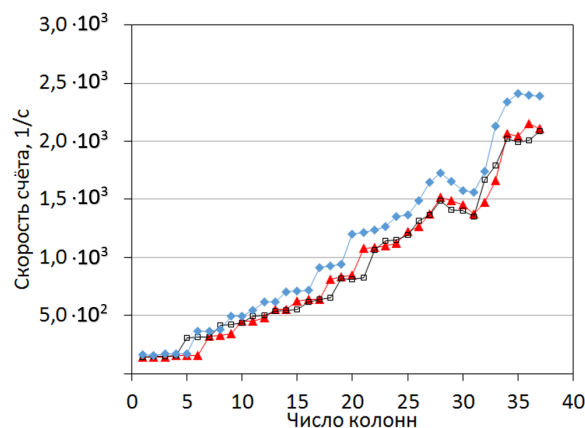


Рис. 6. Скорость счёта нейтронов для состояний с полностью погружёнными РО СУЗ, рассчитанная с помощью программы MCU-HTR: ▲ — ИК-3; □ — ИК-2; ◆ — ИК-1

НТР. Следует отметить, что для состояний с полностью погружёнными РО СУЗ при переходе от загрузки из одной колонны к загрузке из 11 колонн скорость счёта увеличивается в 3,4 раза, тогда как для состояний с полностью извлечёнными РО СУЗ аналогичное увеличение составляет примерно 30 раз. Поэтому контролировать загрузку по скорости счёта нейтронов для состояний с полностью погружёнными РО СУЗ сложнее. На начальном этапе загрузки скорость счёта для состояний с полностью погружёнными РО СУЗ может быть использована для дополнительного контроля процесса на качественном уровне — как показатель того, что аппаратура реагирует на изменения в активной зоне. Взвод АЗ приводит к увеличению скорости счёта нейтронов примерно в 2 раза.

При загрузке колонн 29—31 наблюдается уменьшение скорости счёта нейтронов. Это связано с тем, что на данном этапе загрузки графитовый вытеснитель, окружённый с пяти сторон топливными колоннами, заменяется топливной колонной. В графитовом вытеснителе происходит всплеск потока тепловых нейтронов, который обеспечивает существенное увеличение скорости реакции деления в соседних топливных колоннах.

Определение диапазона мощности для проведения физических измерений и требований к аппаратуре СУЗ. Диапазон мощности для проведения градуировки РО СУЗ ограничен снизу влиянием источника нейтронов (внешнего и собственного), а сверху — температурным эффектом. В рассматриваемом случае этот диапазон определили на основе расчётной скорости счёта ИК, полученной в расчётах с внешним источником при разном положении стержней и в расчёте критического состояния.

Для загрузки из 12 ТВС провели расчёт условно-критической задачи с критическим положением стержней ($AP-3 = 400$ см). Полученную в данном расчёте плотность потока тепловых нейтронов в местах расположения ИК отнормировали на мощность реактора 10 кВт ($5 \cdot 10^{-3} \% N_{\text{ном}}$). Средняя по трём ИК эквивалентная скорость счёта нейтронов при этом составила $2 \cdot 10^9$ с⁻¹. Предполагается, что на этой мощности будет проведена градуировка РО СУЗ методом сброса стержня. Мощность, на которой проводится градуировка, выбрали с учётом того, что в подкритическом состоянии после сброса стержня влияние источника должно быть пренебрежимо малым. Скорость счёта для загрузки из 12 ТВС при положении стержней $AP-3 = 400$ см и $KC-20 = НК$, т.е. по-

сле сброса $KC-20$, составляет 10^4 с⁻¹. Это характеризует уровень источника. При сбросе стержней мощность обычно меняется на 2—3 порядка. Следовательно, скорость счёта нейтронов при сбросах стержней должна находиться в диапазоне от 10^6 с⁻¹ (на два порядка больше уровня источника) до 10^9 с⁻¹, что соответствует мощности примерно 10 кВт.

Импульсный режим работы ИК может использоваться до скорости счёта 10^5 с⁻¹. Для критической загрузки скорость счёта нейтронов превысит 10^5 с⁻¹ при мощности реактора более 1 Вт. Это означает, что на мощности, достаточной для проведения процедуры градуировки, использование импульсного режима работы ИК невозможно. Поэтому для контроля процедуры градуировки с помощью внутриреакторных ПИК необходимо использовать широкодиапазонную аппаратуру.

Использование совместно с камерами деления широкодиапазонной (импульсной, флуктуационной, токовой) аппаратуры позволяет с помощью одного детектора нейтронов контролировать плотность потока нейтронов в диапазоне 10 порядков [18]. Например, система контроля подкритичности и физических измерений СКПФИ используется на реакторе БН-800 для контроля параметров реактора по сигналам штатных подвесок ионизационных камер (ПИК 52 и ПИК 63) при контроле остановленного реактора, при пусках-остановах энергоблока, расхолаживании, при проведении перегрузки топлива и нейтронно-физических измерениях [19].

На рис. 7 результаты описанных расчётов представлены в виде последовательности изменения показаний ИК в процессе достижения первого критического состояния. Первый шаг на рис. 7 соответствует загрузке из одной колонны с полностью погружёнными РО СУЗ, второй шаг — загрузке из одной колонны с полностью извлечёнными РО СУЗ, третий шаг — загрузке из двух колонн с полностью погружёнными РО СУЗ и т.д. Шаги 22 и 25 соответствуют состояниям с извлечёнными стержнями АЗ и полностью погружёнными остальными РО СУЗ для загрузок из 10 и 11 колонн соответственно. Все расчёты на рис. 7, кроме расчёта критсостояния, являются расчётами с внешним источником.

Расчёт эффективности РО СУЗ. С помощью программ MCU-HTR и MCNP6 проведено расчётное моделирование градуировки РО СУЗ методом сброса стержня для минимальной критической загрузки из 12 ТВС и для полной загрузки из 37 ТВС.

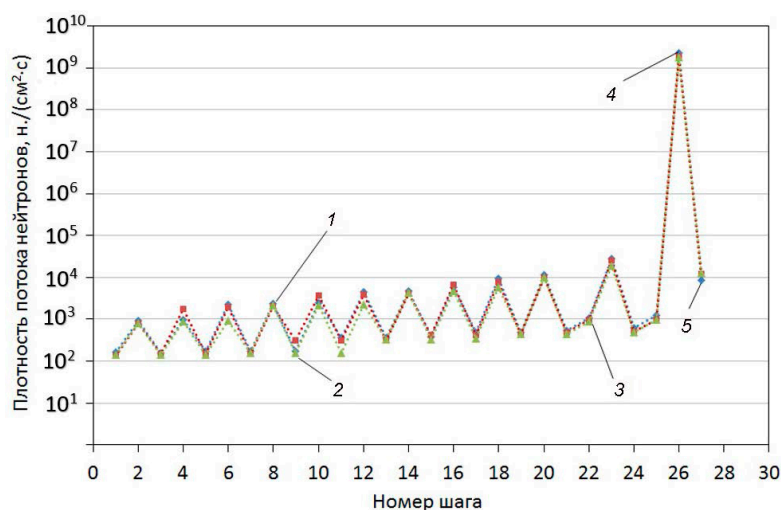


Рис. 7. Расчётный прогноз счёта нейтронов в процессе достижения первой критической загрузки (расчётные точки соединены линиями для наглядности): $\blacklozenge$ — ИК-1; $\blacksquare$ — ИК-2; $\blacktriangle$ — ИК-3; 1 — все стержни извлечены; 2 — все стержни погружены; 3 — извлечение АЗ; 4 — 10 кВт, критика; 5 — сброс КС-20

Прогнозируемое критическое положение РО СУЗ для минимальной критической загрузки из 12 ТВС следующее: АР-3 = 400 см или АР-9 = 400 см, остальные стержни извлечены.

Эффективный коэффициент размножения нейтронов, рассчитанный по MCU-HTR, равен 0,9994 и 1,0001 для состояний АР-3 = 400 см и АР-9 = 400 см соответственно. Эффективность отдельных РО СУЗ получили путём моделирования их сброса из критического состояния. Провели расчёты с поочерёдно погружёнными стержнями АЗ, КС и АР-6, -9, -12, -15, -18 при АР-3 = 400 см, а также с погружённым АР-3 при АР-9 = 400 см. Эффективность РО СУЗ определили как

$$\rho = \left(\frac{1}{k_2} - \frac{1}{k_1} \right) 100,$$

где k_1 — расчётный коэффициент размножения с извлечённым РО СУЗ; k_2 — расчётный коэффициент размножения с погружённым РО СУЗ. В

расчётах по MCU-HTR и MCNP6 использовали одинаковые положения стержней.

В табл. 3 представлена эффективность РО СУЗ загрузки из 12 топливных колонн, расчи-

Таблица 3. Результаты расчёта эффективности РО СУЗ для минимальной критической загрузки из 12 топливных колонн

РО СУЗ	MCNP6		MCU-HTR		MCNP6—MCU-HTR, %
	k_2	$\rho, \% \Delta k/k$	k_2	$\rho, \% \Delta k/k$	
КС-1	0,9969	0,58	0,9935	0,59	-2,2
АЗ-2	0,9888	1,40	0,9862	1,34	4,4
АР-3	0,9911	1,25	0,9883	1,19	5,4
КС-4	0,9945	0,82	0,9915	0,79	3,0
АЗ-5	0,9926	1,01	0,9889	1,06	-4,5
АР-6	0,9979	0,48	0,9946	0,48	0,1
КС-7	0,9958	0,69	0,9926	0,68	1,0
АЗ-8	0,9877	1,51	0,9847	1,49	1,0
АР-9	0,9931	0,97	0,9898	0,97	0,1
КС-10	0,9953	0,74	0,9919	0,75	-1,7
АЗ-11	0,9950	0,77	0,9921	0,74	3,7
АР-12	1,0007	0,20	0,9974	0,20	-1,1
КС-13	1,0011	0,16	0,9976	0,18	-10,2
АЗ-14	0,9975	0,51	0,9942	0,53	-2,4
АР-15	0,9968	0,58	0,9939	0,55	6,1
КС-16	0,9973	0,54	0,9941	0,53	0,2
АЗ-17	0,9953	0,74	0,9920	0,74	0,0
АР-18	0,9988	0,39	0,9955	0,39	0,3
КС-19	0,9786	2,45	0,9751	2,49	-1,6
КС-20	0,9666	3,72	0,9632	3,76	-1,0
КС-21	0,9814	2,16	0,9774	2,25	-4,3

Таблица 4. Результаты расчёта критических состояний загрузки из 37 топливных колонн

№	Положение РО СУЗ, см						$k_{эф}$ (k_1)
	АЗ	АР	КС-1-16	КС-19	КС-20	КС-21	
1	0	300	800	800	800	800	1,0005
2	0	495	800	0	800	800	0,9993
3	0	495	800	800	0	800	0,9990
4	0	495	800	800	800	0	0,9991
5	800	0	0	700	700	700	0,9967

танная по MCU-HTR и MCNP6, а также разница в эффективности РО СУЗ между MCNP6 и MCU-HTR в относительных процентах.

Разница в эффективности РО СУЗ между MCU-HTR и MCNP6 не превышает 6%, за исключением стержня КС-13. В значительной степени расхождение связано со статистической погрешностью.

В табл. 4 приведены результаты расчёта критических состояний по программе MCU-HTR для полной загрузки из 37 топливных колонн. Из состояния № 1 производится поочерёдный сброс АЗ. Из состояний № 2, 3, 4 производится поочерёдный сброс КС-19, -20, -21 соответственно. Из состояния № 5 производится поочерёдный сброс АР и КС-1—16.

В табл. 5 представлена эффективность РО СУЗ загрузки из 37 топливных колонн, рассчитанная по MCU-HTR.

Таблица 5. Результаты расчёта эффективности РО СУЗ загрузки из 37 топливных колонн по программе MCU-HTR

РО СУЗ	$\rho, \% \Delta k/k$
КС-1	0,30
АЗ-2	0,68
АР-3	0,36
КС-4	0,30
АЗ-5	0,39
АР-6	0,28
КС-7	0,29
АЗ-8	0,70
АР-9	0,37
КС-10	0,30
АЗ-11	0,38
АР-12	0,28
КС-13	0,31
АЗ-14	0,68
АР-15	0,37
КС-16	0,30
АЗ-17	0,40
АР-18	0,29
КС-19	4,32
КС-20	4,28
КС-21	4,30

Различия в эффективности симметричных РО СУЗ (например, АЗ-2, АЗ-8, АЗ-14 и АЗ-5, АЗ-11, АЗ-17) обусловлены влиянием на них погружённых рядом стержней КС-19, -20 и -21, с помощью которых достигалось критическое состояние. Следует отметить, что эффективность стержней для первой критической загрузки существенно отличается от эффективности стержней полной загрузки.

Исследование чувствительности полученных результатов к некоторым конструктивным параметрам. Представленные в настоящем исследовании результаты носят предварительный характер, так как некоторые параметры могут быть изменены. Проведены исследования чувствительности полученных результатов к таким параметрам, как конструкция вытеснителей — имитаторов ТВС, спектр внешнего источника и положение ИК по высоте.

Проведены расчёты коэффициента размножения для конфигураций активной зоны начального этапа загрузки, рассмотренных в табл. 1, в которых вместо сплошных графитовых вытеснителей использованы имитаторы ТВС с отверстиями для прохода гелия и отверстиями для органов СУЗ. В табл. 6 результаты расчётов условно-критической задачи для состояний с полностью выведенными РО СУЗ загрузки с вытеснителями с отверстиями сравнили с аналогичными результатами расчётов загрузок со сплошными вытеснителями.

При числе топливных колонн от одной до пяти вариант со сплошными вытеснителями имеет больший коэффициент размножения, так как сплошной графит работает как более эффективный отражатель нейтронов и возвращает больше нейтронов, рождённых в ТВС, в саму эту ТВС. По мере увеличения числа топливных колонн в загрузке коэффициент размножения варианта с вытеснителями с отверстиями становится больше коэффициента размножения варианта со сплошными вытеснителями, так как в последнем случае меньшее число нейтронов достигает других ТВС. Первая критичность

Таблица 6. Результаты расчёта $k_{эф}$ состояний с полностью выведенными РО СУЗ по программе MCU-HTR для вариантов со сплошными вытеснителями и вытеснителями с отверстиями

Число колонн	$k_{эф}$		Различие, рсм
	Сплошные вытеснители	Вытеснители с отверстиями	
1	0,49864	0,46060	–3804
2	0,67431	0,63875	–3556
3	0,73136	0,70763	–2373
4	0,77432	0,76006	–1426
5	0,81343	0,80781	–562
6	0,83666	0,83693	27
7	0,85465	0,85962	496
8	0,90353	0,90928	575
9	0,92985	0,93908	922
10	0,95001	0,96273	1271
11	0,98254	0,99461	1207
12	1,00426	1,01730	1304

в обоих случаях достигается после загрузки 12 топливных колонн.

Аналогичные расчёты с внешним источником проведены для загрузок из 1—10 топливных колонн. Получить плотность потока нейтронов в месте размещения ИК для загрузки из 11 ТВС с удовлетворительной статистической погрешностью не удалось, так как расчёт с внешним источником близкого к критичности состояния имеет плохую сходимость.

Проведены расчёты загрузок из 1—10 топливных колонн со сплошными графитовыми вытеснителями при положении ИК по высоте на 80 см ниже, чем в исходном варианте. Смещение ИК на 80 см ниже центра активной зоны приводит к уменьшению потока нейтронов в 1,5 и 1,2 раза для загрузок с одной и десятью топливными колоннами соответственно.

На рис. 8 приведены расчётные кривые обратного счёта по ИК № 1, рассчитанные с помощью программы MCU-HTR, для исходного варианта, варианта со сплошными вытеснителями и смещением ИК на 80 см по высоте, а также варианта с вытеснителями с отверстиями.

Форма кривой обратного счёта сохраняется при рассмотренных изменениях.

Проведены расчёты загрузок из 1—9 топливных колонн с полностью выведенными РО СУЗ с внешним источником со спектром Pu—Be-источника. Использование спектра Pu—Be-источника вместо спектра ^{252}Cf привело к уве-

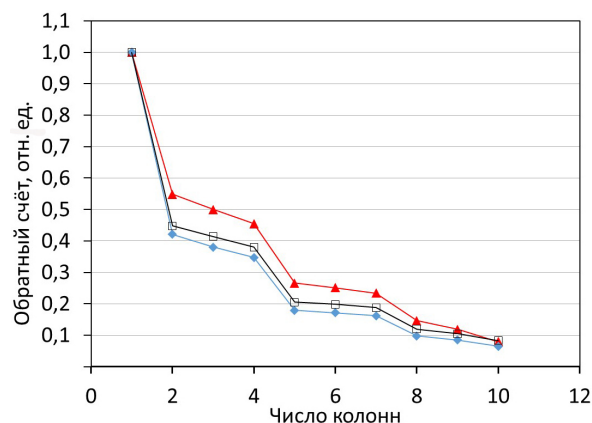


Рис. 8. Кривые обратного счёта по ИК № 1, рассчитанные с помощью программы MCU-HTR: □ — исходный вариант; ◆ — ИК расположены на 80 см ниже; ▲ — вытеснители с отверстиями

личению счёта нейтронов примерно на 2%. Таким образом, различие в спектре нейтронов ^{252}Cf - и Pu—Be-источника несущественно сказывается на результатах расчёта. Поэтому окончательный выбор типа источника не ограничен спектром испускаемых нейтронов и может быть сделан на основе других параметров, таких как его геометрические размеры, стоимость и доступность на рынке. ^{252}Cf -источник нейтронов имеет малые размеры и высокую стоимость. Pu—Be-источник обычно имеет большие размеры и меньшую стоимость по сравнению с ^{252}Cf -источником.

Зависимость связи показаний ИК с мощностью реактора от конфигурации активной зоны и положения РО СУЗ. В исследуемом реакторе 16 РО СУЗ расположены кольцом вокруг активной зоны, поэтому при их погружении связь показаний ИК, расположенных в отражателе, с мощностью реактора существенно меняется. В табл. 7 приведено отношение плотности потока нейтронов в местах размещения ИК первой критической загрузки из 12 топливных колонн к плотности потока нейтронов полной загрузки активной зоны из 37 топливных колонн при разных положениях РО СУЗ. Для первой критической загрузки наполовину погружен только стержень AP-3, остальные стержни извлечены. Отношение плотностей потока нейтронов приведено при одинаковой мощности для трёх ИК и для среднего по трём ИК значения.

Средняя по трём ИК плотность потока нейтронов для полной загрузки в 3—5 раз меньше, чем для первой критической загрузки при одинаковой мощности реактора. Это следует учитывать при выборе уровня мощности при физических измерениях для полной загрузки.

Таблица 7. Отношение плотности потока нейтронов в местах размещения ИК первой критической загрузки и полной загрузки активной зоны

Положение, см						Отношение			
АЗ	АР	КС1-16	КС-19	КС-20	КС-21	ИК-1	ИК-2	ИК-3	Среднее
0	495	800	0	800	800	7,16	7,47	3,35	5,41
0	495	800	800	0	800	3,89	6,77	7,22	5,35
0	495	800	800	800	0	8,14	3,59	6,15	5,42
800	0	0	700	700	700	3,31	3,13	2,85	3,10

Заключение

Проведено предварительное обоснование физического пуска реактора ВТГР. Предложен порядок загрузки топливных колонн в активную зону. Выбрана минимальная критическая загрузка из 12 топливных колонн. Оценена эффективность РО СУЗ для минимальной критической и полной загрузки активной зоны.

Проведены расчётные исследования для выбора интенсивности пускового источника нейтронов. Проанализирована плотность потока нейтронов в местах размещения ИК на разных шагах загрузки активной зоны при интенсивности внешнего источника $1 \cdot 10^8 \text{ с}^{-1}$. Выбранная интенсивность внешнего источника нейтронов с запасом обеспечивает набор статистически значимого количества регистрируемых детектором нейтронов событий за удовлетворительный промежуток времени на первых шагах загрузки. Допустимо использование источника меньшей интенсивности, однако следует учитывать, что это приведёт к увеличению времени, затрачиваемого на набор удовлетворительной статистики для построения кривых обратного счёта. Необходимо также принять во внимание, что полученные оценки скорости счёта нейтронов являются завышенными, так как в расчётной модели не учитывали поглощение нейтронов конструкционными материалами ИК.

Определены диапазон мощности для проведения физических измерений и примерные требования к аппаратуре СУЗ. Показано, что на мощности, достаточной для проведения процедуры градуировки, использование импульсного режима работы ИК невозможно.

Проведены исследования чувствительности полученных результатов к таким параметрам, как конструкция вытеснителей — имитаторов ТВС, спектр внешнего источника и положение ИК по высоте. Показано, что рассмотренные изменения параметров не приводят к изменению прогноза числа топливных колонн в первой критической загрузке и формы кривых обратного счёта.

Предложена и апробирована расчётная процедура обоснования физического пуска ВТГР, которая связывает результаты нейтронно-физического расчёта с параметрами конкретной аппаратуры контроля нейтронного потока и ИК.

Работа выполнена в рамках НИОКР по заказу АО «Концерн Росэнергоатом».

Список литературы

1. Фатеев С.А., Петрунин В.В., Кодочигов Г.Н., Маров И.В., Алексеев С.В., Ипатов П.Л., Петров А.Ю., Пономарев-Степной Н.Н., Шутиков А.В. Развитие технологий атомно-водородной энергетики в Госкорпорации «Росатом». — Атомная энергия, 2022, т. 133, вып. 5—6, с. 243—250.
2. Фомиченко П.А., Гроль А.В., Невиница В.А., Седов А.А., Баланин А.Л., Бояринов В.Ф., Агульник М.А., Дегтярёв В.В., Иванов А.С., Весёлкин Ю.А., Степеннов Д.Б., Бобров А.А. Развитие физико-технических основ технологии высокотемпературных газоохлаждаемых реакторных систем. — ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2023, вып. 1, с. 72—88.
3. Алексеев Н.И., Большагин С.Н., Гомин Е.А., Городков С.С., Гуревич М.И., Калугин М.А., Кулаков А.С., Марин С.В., Новосельцев А.П., Олейник Д.С., Пряничников А.В., Сухино-Хоменко Е.А., Шкаровский Д.А., Юдкевич М.С. Статус MCU-5. — Там же, 2011, вып. 4, с. 4—23.
4. Лепехин А.Н., Галицких В.Ю., Сорокин С.Е., Филиппов Г.С., Гроль А.В., Гуревич М.И., Фомиченко П.А., Шкаровский Д.А. Моделирование нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора ВТГР в течение топливной кампании с помощью прецизионного расчётного кода MCU-HTR. — Там же, 2024, вып. 5, с. 51—57.
5. Гроль А.В., Невиница В.А., Фомиченко П.А., Сорокин С.Е., Филиппов Г.С. Расчёты нейтронно-физических характеристик высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов для верификации комплекса программ MCU-HTR. — Там же, 2022, № 2, с. 48—58.
6. Goorley T., James M., Booth T. et al. Initial MCNP6 Release Overview. MCNP6. Version 1.0. Technical Report LA-UR-13-22934, Los Alamos National Laboratory, 2013.

7. **Powers J., Wirth B.** A review of TRISO fuel performance models. — J. of Nuclear Materials, 2010, vol. 405 (1), p. 74—82.
8. **Федоров В.А., Кудрявцев А.В., Алферов В.П., Житченко М.Л., Горшенин С.В.** Опыт применения широкодиапазонной аппаратуры для контроля мощности и физических измерений на БН-800. — В сб.: Труды Десятой международной научно-технической конференции “Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики” (МНТК-2016). — М.: Изд-во АО “Концерн Росэнергоатом”, 2016, с. 174—178.
9. **Глазюк Я.В., Алферов В.П., Саламаха Б.С., Веселов И.Г.** О вкладе дополнительной составляющей ионизационного тока в формирование выходного импульса ионизационных камер деления. — Известия вузов. Ядерная энергетика, 2022, № 4, с. 102—111.
10. **Аттестационный** паспорт № 639 от 24.12.2024 программы для ЭВМ MCU-HTR.
11. **Bays S.E. et al.** Startup Physics Testing of Advanced Reactors. A Survey of Historical Practices, 2024, INL/RPT-24-76187. Revision 1.
12. **Bess J.D., Fujimoto N.** Evaluation of the StartUp Core Physics Tests at Japan’s High Temperature Engineering Test Reactor (Fully-Loaded Core). HTTR-GCR-RESR-001. Rev. 1. International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments, NEA/NSC/DOC(2006)1, OECD-NEA, 2010.
13. **Гроль А.В., Невиница В.А., Фомиченко П.А. и др.** Расчёты нейтронно-физических характеристик высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов для верификации комплекса программ MCU-HTR. — ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2022, вып. 2, с. 48—58.
14. **Куликов В.И., Жылмаганбетов Н.М., Попыкин А.И., Смирнова А.А.** Использование решений сопряжённых задач для расчёта и расчётного моделирования измерений больших реактивностей. — Там же, 2019, вып. 1, с. 4—20.
15. **Белл Д., Глессстон С.** Теория ядерных реакторов. — М.: Атомиздат, 1974, с. 201—202.
16. **Cetnar J., Gudowski W.** Neutron Multiplication in Stationary ADS by Using Monte Carlo Techniques. AGH Contribution to EURATOM Project: PDS-XADS, 2005, p. 83—88.
17. **Talamo A. et al.** MCNPX, MONK, and ERANOS analyses of the YALINA Booster subcritical assembly. — Nuclear Engineering and Design, 2011, vol. 241 (5), p. 1606—1615.
18. **Алексаков Г.Н., Алферов В.П., Кудрявцев А.В., Федоров В.А., Яковлев К.И.** Широкодиапазонная аппаратура контроля и управления для ядерных реакторов. — Инженерная физика, 2007, № 2, с. 14—24.
19. **Федоров В.А., Парышкин Ю.А., Аляев И.В., Горшенин С.В.** Система контроля подкритичности и физических измерений СКПФИ. — В сб.: Труды Одиннадцатой международной научно-технической конференции “Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики” (МНТК-2018). — М.: Изд-во АО “Концерн Росэнергоатом”, 2018, с. 117—121.

Контактная информация —
 Гроль Александр Владимирович,
 заместитель руководителя отделения,
 тел.: 8(499)196-91-42,
 e-mail: Grol_AV@nrcki.ru,
 Невиница Владимир Анатольевич,
 руководитель отделения,
 тел.: 8(499)196-70-16,
 e-mail: Neviniza_VA@nrcki.ru

Вопросы атомной науки и техники.
 Сер. Физика ядерных реакторов, 2026, вып. 2,
 с. 23—37.

Проблемы валидации нейтронно-физических программ расчёта ВТГР на примере расчёта экспериментальных бенчмарков HTTR и VHTRC

Я.А. Котов, В.А. Невиница, В.Ф. Бояринов, А.В. Гроль, П.А. Фомиченко,
 НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1,
С.Е. Сорокин, Г.С. Филиппов,
 АО “ОКБМ Африкантов”, 603074, Нижний Новгород, Бурнаковский пр., д. 15

Статья поступила в редакцию 02.04.2025

После доработки — 11.06.2026

Принята к публикации 11.06.2026

С целью валидации инженерной программы для ЭВМ JAR-HTGR, созданной в НИЦ “Курчатовский институт” и используемой для обоснования нейтронно-физических характеристик проекта разрабатываемого АО “ОКБМ Африкантов” высокотемпературного газоохлаждаемого реактора (ВТГР) с блочной активной зоной, было выполнено расчётное моделирование экспериментов, которые проводились в ходе пуска исследовательского высокотемпературного реактора HTTR. В этих экспериментах определялись такие характеристики, как критичность, запас реактивности, эффективность СУЗ, аксиальные распределения скорости реакции деления и температурный эффект реактивности. Выполнен анализ измерений температурного коэффициента реактивности и показано, что описание получения ряда экспериментальных значений не содержит относящихся к ним указаний на положение РО СУЗ по высоте, и поэтому из шести доступных результатов измерений только два могут быть интерпретированы как изменения реактивности, вызванные изменением температуры реактора, компенсированные соответствующим перемещением органа СУЗ и отнесённые к соответствующей разнице температур. Остальные случаи содержат искусственно внесённые авторами бенчмарка поправки к эффективности органов СУЗ, сопоставимые с результатом измерения их эффективности.

Результаты расчёта реактора HTTR в части моделирования экспериментов по измерению температурных коэффициентов реактивности дополнены анализом экспериментов на сборке стенда VHTRC.

Ключевые слова: ВТГР, реактор HTTR, критический стенд VHTRC, аксиальные распределения, трёхмерные расчётные модели, нейтронно-физические расчёты, валидация программ для ЭВМ.

Issues in Validating HTGR Neutronic Computing Software Based on HTTR and VHTRC Experimental Benchmark Calculations. *Ya.A. Kotov, V.A. Nevinita, V.F. Boyarinov, A.V. Grol, P.A. Fomichenko, NRC “Kurchatov Institute”, 1, Akademika Kurchatova sq., Moscow, 123182, S.E. Sorokin, G.S. Filippov, JSC “Afrikantov OKBM”, 15, Burnakovskiy proezd, Nizhny Novgorod, 603074.*

To validate the JAR-HTGR design code developed by NRC “Kurchatov Institute” to validate neutronic parameters of modular-core HTGR design developed by Afrikantov OKBM, a computer simulation of startup experiments was performed for HTTR high-temperature research reactor. These experiments identify HTTR parameters such as criticality, reactivity margin, CPS control rod worth, axial distribution of fission reaction rate, and temperature reactivity effects. Analysis of measured temperature reactivity coefficients shows that descriptions of benchmark experiments do not account for CPS CR elevation, so that only two of six available measurements can be interpreted as reactivity variations caused by reactor temperature variations, compensated by respective CPS CR movement, and attributed to the corresponding temperature difference. In other cases, benchmark authors introduce artificial amendments to CPS CR worth, which are comparable to measured worth values.

Results calculated for HTTR calculation as regards temperature reactivity coefficient simulation experiments are supplemented by analysis of experiments with VHTRC critical facility.

Key Words: HTGR, HTTR, VHTRC critical facility, axial distribution, three-dimensional computing models, neutron calculation, code validation.

EDN: FBODCJ

Введение

Развитие технологий атомно-водородной энергетики и использование высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов (ВТГР) для обеспечения нужд отечественной промышленности в высокопотенциальном тепле относятся к перечню ключевых мероприятий по развитию

новых направлений деятельности Госкорпорации “Росатом”. В настоящее время в рамках Инвестиционной программы АО “Концерн Росэнергоатом” реализуется комплексный проект по разработке технологических решений для создания атомной энерготехнологической станции с ВТГР и химико-технологической частью (ХТЧ) для производства водородосодер-

жащих продуктов. В рамках проекта ведётся системная работа по верификации и валидации расчётных кодов, необходимых для нейтронно-физических расчётов разрабатываемого АО “ОКБМ Африкантов” ВТГР с блочной активной зоной (в том числе и нейтронно-физической программы для ЭВМ инженерного класса JAR-HTGR) [1].

Программа JAR-HTGR предназначена для стационарного расчёта нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов в многогрупповом диффузионном приближении на основе решения условно-критического уравнения переноса нейтронов (или задачи с внешним источником нейтронов с заданным пространственно-энергетическим распределением) с известными групповыми макроконстантами для физических зон, входящих в модель реактора. В программе JAR-HTGR реализован алгоритм расчёта с полной матрицей сечения перевода нейтронов из данной энергетической группы во все другие при рассеянии, что позволяет учитывать термализацию нейтронов в произвольном числе энергетических групп при расчёте полномасштабных моделей реактора. Путём использования анизотропии коэффициентов диффузии обеспечивается достаточно корректный учёт влияния полостей в активной зоне.

Проблема валидации программ для расчётов ВТГР заключается в том, что невысокие темпы в развитии этого типа реакторов сказались отрицательно на экспериментальной базе, используемой для их обоснования. Поэтому количество экспериментов, проведённых для обоснования нейтронной физики ВТГР, мало по сравнению с количеством экспериментов, выполненных для реакторов других распространённых типов. Особенно это касается исследований температурной зависимости основных нейтронно-физических характеристик.

Следует отметить, что в период работы над Международным проектом модульного газоохлаждаемого реактора с газовой турбиной (ГТ-МГР) российские специалисты принимали активное участие в работах Координированного исследовательского проекта МАГАТЭ CRP-5, в рамках которого среди прочего были сформированы основы бенчмарк-описаний экспериментальных исследований [2], использующихся в настоящей работе. Кроме этого, в рамках CRP-5 был проведён расчётный анализ этих экспериментов с применением методик и программных средств, имевшихся в то время

(2000-е гг.) в распоряжении разработчиков ВТГР разных стран.

Актуальность работ по верификации и валидации программы JAR-HTGR обусловлена необходимостью завершения в срок до конца 2028 г. реализуемого в рамках Инвестиционной программы АО “Концерн Росэнергоатом” комплекса НИОКР в объёме, достаточном для обоснования проекта АЭС с ВТГР и ХТЧ, и в связи с планируемым в срок до 2030 г. принятием решения о начале инвестиционной фазы проекта по созданию в России головной АЭС с ВТГР и ХТЧ.

Расчётное моделирование экспериментов

Известно, что имеется некоторый опыт проведения пусковых экспериментов на японском реакторе HTTR [3], проанализировав который, можно получить материал для частичной валидации программ для ВТГР с блочной активной зоной [4]. Следует отметить, что реактор HTTR (JAEA, Япония) является единственным в мире действующим реактором ВТГР с активной зоной, набираемой колоннами из установленных друг на друга по высоте графитовых блоков с топливом в виде компактов с диспергированными в них микротвэлами. Перечень известных экспериментов, выполненных на этом реакторе, включает в себя эксперименты по выходу в критическое состояние (моделирование физического пуска реактора), измерения аксиальных распределений скоростей реакций деления ^{235}U , определение эффективности органов СУЗ, а также величины температурного коэффициента реактивности (ТКР). Особо ценным представляется именно последний из перечня упомянутых экспериментов, поскольку эксперименты, моделирующие нейтронную физику ВТГР, выполнялись, в основном, на критических стендах, где возможность проведения измерений ТКР либо отсутствует, либо технически ограничена возможностями нагрева, как, например, на сборке VHTRC, моделирующей реактор HTTR [5].

Для выполнения расчётов была разработана детализированная расчётная модель активной зоны реактора HTTR для программы JAR-HTGR (рис. 1), учитывающая пространственное расположение различных элементов в поперечном сечении топливных блоков и блоков с органами регулирования СУЗ (рис. 2). Выгорающий поглотитель локализован в двух углах топливного блока из шести, при штатной работе органов регулирования используются

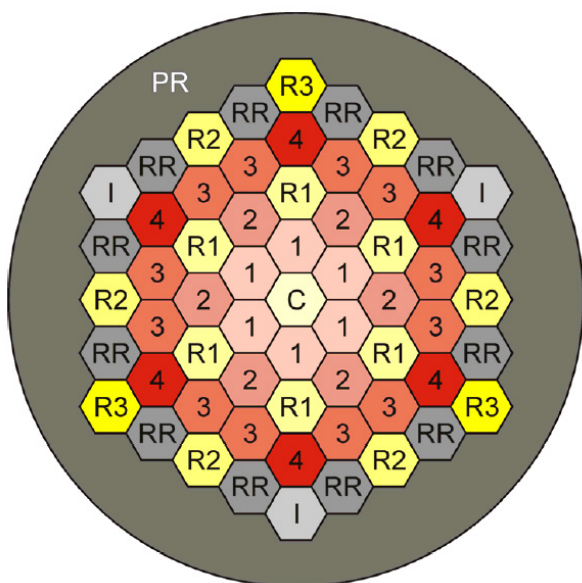


Рис. 1. Расстановка колонн в активной зоне реактора HTTR: 1, 2, 3, 4 — топливные зоны; C, R1, R2, R3 — группы СУЗ; I — инструментальные каналы; RR — заменяемый отражатель; PR — постоянный отражатель

два аксиальных отверстия из трёх, имеющих в графитовом блоке. Размеры этих участков сопоставимы с шагом мелких расчётных сеток, и их явное задание с сохранением пространственной ориентации и подготовкой отдельных наборов нейтронно-физических констант должно положительно сказываться на согласии результатов расчётов с экспериментом. При расчётах используется конечно-разностное разбиение шестигранного топливного блока на 24 треугольные в плоскости расчётные ячейки, аналогичное тому, что можно получить стандартными опциями автоматического дробления

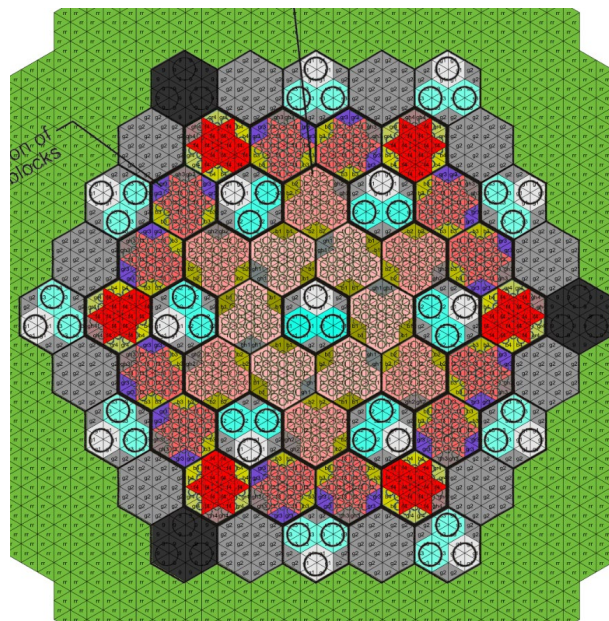


Рис. 3. Расчётная модель реактора HTTR при использовании треугольной конечно-разностной сетки с детальным описанием структуры блоков

гексагональной картограммы в программе JAR-HTGR, однако при этом ячейки конечно-разностной треугольной сетки в рамках одного блока отличаются друг от друга по составу (рис. 3).

Расчёты выполнялись по программе JAR-HTGR с библиотекой нейтронно-физических констант, подготовленной по программе WIMSD-5 [6, 7] на основе файлов оцененных ядерных данных ENDF/B-VII.1 [8].

Подробные расчётные схемы топливного блока и блока СУЗ, обеспечивающие необходимую детализацию описания, представлены на рис. 2.

На рис. 3 показано горизонтальное сечение расчётной модели реактора HTTR в виде тре-

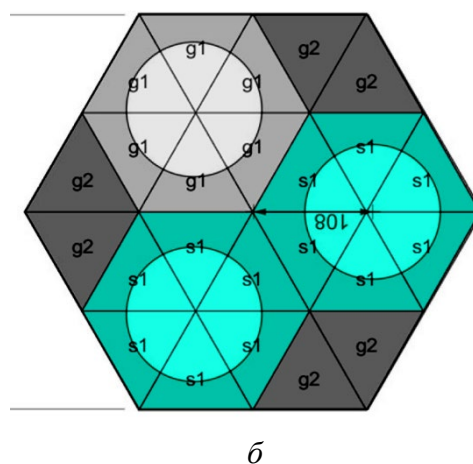
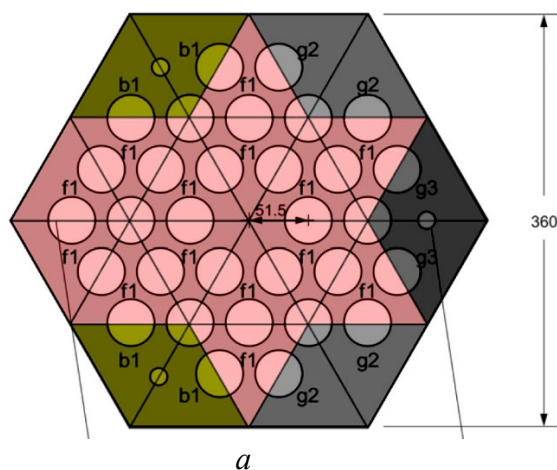


Рис. 2. Наложение треугольной конечно-разностной сетки на реальную геометрию блоков: а — топливный блок; б — блок СУЗ

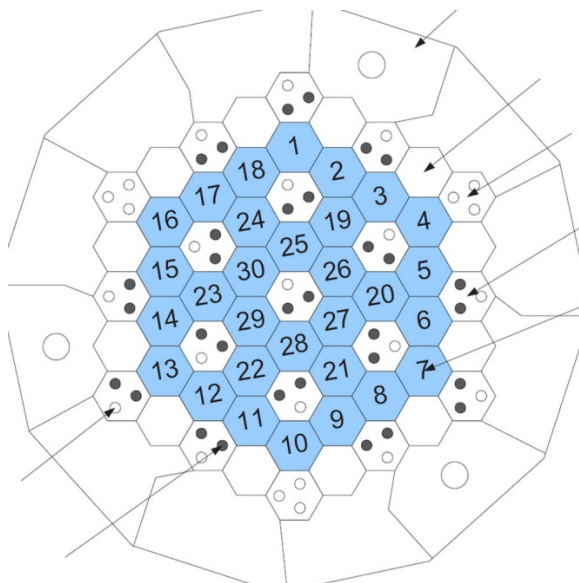


Рис. 4. Порядок загрузки топливных колонн при выводе на критичность

угольной конечно-разностной сетки с индивидуально подготовленными нейтронно-физическими константами для каждой ячейки, на рис. 4 — порядок загрузки топливных колонн при выводе реактора на критичность.

Результаты расчётного анализа экспериментов на НТТР

В ходе начального этапа пусковых экспериментов в реактор последовательно загружались топливные колонны в соответствии с рис. 4 и проводилось измерение реактивности методом обратного счёта. Последовательность загрузки активной зоны была следующая: первоначально в активную зону, состоявшую из графитовых имитаторов топливных колонн, было загружено шесть топливных колонн. Затем последовательное увеличение загрузки проводилось установкой порциями по три топливных колонны (ТК). После того, как было установлено 15 топливных колонн, дальнейшая загрузка осуществлялась путём увеличения количества топливных колонн на одну с измере-

нием реактивности при каждой установке. Задачей этих измерений было найти конфигурацию активной зоны с минимальным запасом реактивности. Активная зона с минимальной подкритичностью была получена при загрузке 18 ТК. При установке 19 ТК была сформирована активная зона с минимальным запасом реактивности. Далее были сформированы симметричные кольцевые активные зоны с 21, 24 и 27 ТК, а затем получена проектная загрузка из 30 ТК.

После достижения первой критичности дальнейшая загрузка сопровождалась компенсацией избыточной реактивности управляющими стержнями, эффективность которых была измерена. Следует отметить, что оцененный разработчиками экспериментального бенчмарка диапазон неопределённости критического состояния для 19 колонн составляет $-1,03 \text{ — } +1,0\% \Delta K/K$ (1σ). Для остальных конфигураций эта неопределённость, по оценкам разработчиков бенчмарка, находится в диапазоне от 1,4 до 2,7% $\Delta K/K$ (3σ), за исключением конфигурации 4, неопределённость которой была оценена с доверительной вероятностью 4 σ .

В настоящей работе были проведены расчёты нескольких последовательных состояний реактора при последовательной загрузке ТК и при реализации различных критических конфигураций. Задачей первой серии расчётов было определение значений $K_{эф}$, получаемых при последовательном наращивании числа ТК в активной зоне с учётом компенсации надкритичности вводом органов СУЗ. Эта серия расчётов соответствовала полученным критическим конфигурациям активной зоны. Порядок загрузки топливных колонн в активную зону реактора при формировании первой топливной загрузки показан на рис. 4. Значения погрешности $K_{эф}$ приведены к доверительной вероятности 1σ .

Положение стержней различных групп в последовательности критических состояний представлено в описании эксперимента, а результаты расчёта $K_{эф}$ представлены в табл. 1.

Таблица 1. Результаты расчёта $K_{эф}$ при последовательной загрузке топлива с компенсацией запаса реактивности органами СУЗ

№	Состояние	$K_{эф}$ JAR-NTGR (Р)	$K_{эф}$ эксперимент $\pm 1\sigma$ (Э)	$\Delta K/K$ (Р/Э)
1	19 колонн	1,0080	$1,0048 \pm 0,0103$	0,0032
2	21 колонна	1,0059	$1,0040 \pm 0,0100$	0,0019
3	24 колонны-1	1,0038	$1,0035 \pm 0,0078$	0,0003
4	24 колонны-2	0,9972	$1,0032 \pm 0,0080$	-0,0060
5	27 колонн	1,0061	$1,0029 \pm 0,0068$	0,0032
6	30 колонн	1,0074	$1,0025 \pm 0,006$	0,0049

Конфигурации 3 и 4 различались положением органов СУЗ.

Видно, что все результаты расчётов показывают согласие в пределах 0,6% с экспериментом. При этом величина отклонения слабо меняется с ростом числа загруженных колонн, что говорит об эффективности модели с выбранной степенью детализации описания геометрических характеристик.

В табл. 2 представлены рассчитанные и оцененные по результатам эксперимента значения суммарно введённой реактивности в серии последовательных экспериментальных конфигураций.

Полученные отклонения, за исключением конфигурации с 19 ТК, не превышают экспериментальной погрешности и составляют 0,1—0,26% $\Delta K/K$, существенное расхождение, достигающее 1% $\Delta K/K$, наблюдается только в первой критической конфигурации. С учётом того, что оцененная разработчиками экспериментального бенчмарка неопределённость критического состояния для 19 колонн находится в диапазоне $-1,03 \text{ — } +1,0\% \Delta K/K$ (1σ), такое расхождение представляется возможным и вопросы вызывает скорее оценка компенсируемой величины реактивности при переходе от конфигурации с 18 ТК к конфигурации с 19 ТК.

Измерение эффективности СУЗ проводилось на полностью загруженной зоне с 30 топливными колоннами. В технической документации описано три измерения абсолютной эффективности стержней при их полном вводе из критического положения. Также проводились измерения распределения дифференциальной эффективности РО СУЗ в зависимости от глубины погружения для центрального стержня. К

сожалению, для этого важного эксперимента отсутствуют необходимые для расчёта исходные данные, такие как положение остальных управляющих стержней, что делает имеющиеся данные измерений непригодными для сравнения с результатами расчётов. Поэтому был выполнен расчёт трёх основных конфигураций (табл. 3), для которых позиции РО СУЗ указаны.

Видно, что при расчёте эффекта реактивности от погружения центральных стержней (серия 2) отклонение не превышает погрешности измерений. Для случая погружения всех стержней (серия 3) полученное отклонение составляет 7%, что выше, чем 2,6% относительной погрешности для эксперимента. При расчёте погружения периферийных стержней, расположенных в отражателе (серия 1), разница составляет более 25%.

Наиболее интересным исследованием были расчёты температурного эффекта реактивности, результаты которых приведены в табл. 4.

Видно, что в первой точке из табл. 4 JAR-HTGR даёт отклонение 6,5%, во второй величина отклонения равна 8,97%. В остальных отклонение составляет от 21 до 45%. При этом во всех точках сохраняется хорошее совпадение с результатами, полученными авторами бенчмарка, которые выполняли расчёты по программе MCNP [9].

Такое поведение рассчитанных значений температурного коэффициента реактивности послужило поводом для анализа истории проведения эксперимента [10]. Как оказалось, в отличие от других экспериментов на этапе пуска реактора были выполнены только два первых измерения ТКР из приведённых в описании

Таблица 2. Результаты расчёта суммарно введённой реактивности при добавлении топливных колонн

№ конфигурации	Состояние	Расчёт JAR-HTGR, % $\Delta K/K$ (Р)	Эксперимент, % $\Delta K/K$ (Э)	% $\Delta K/K$ (Р/Э)
1	19 колонн	1,36	$2,4 \pm 0,24$	1,04
2	21 колонна	4,26	$4,0 \pm 1,1$	-0,26
3	24 колонны	8,26	$7,7 \pm 2,1$	-0,56
5	27 колонн	11,14	$10,7 \pm 3,0$	-0,44
6	30 колонн	11,89	$12,0 \pm 3,0$	0,11

Таблица 3. Результаты расчёта эффективности поглощающих стержней и сравнение с экспериментальными значениями

Серия	$K_{эф}$ начало (Р)	$K_{эф}$ сброс (Р)	ρ расчёт, pcm (Р)	ρ эксперимент, pcm (Э)	(Р—Э)/Э, %
1	1,0074	0,9240	8963	12100 ± 600	-25,9
2	1,0074	0,7431	35316	34200 ± 1700	3,2
3	1,0074	0,6720	49541	46300 ± 1200	7,0

Таблица 4. Рассчитанные значения температурного коэффициента реактивности

Температура, К	Расчёт, (% $\Delta K/K$)/°C	Измерение, (% $\Delta K/K$)/°C	Δ JAR-HTGR/измерения, %	Δ JAR-HTGR/бенчмарк, %
346	-0,0131	-0,0123 $\pm$ 0,0032	6,5	12,9
407	-0,0120	-0,0132 $\pm$ 0,0033	8,97	-6,1
421	-0,0120	-0,0217 $\pm$ 0,0127	-44,6	-6,1
533	-0,0124	-0,0165 $\pm$ 0,0011	-25,1	-4,2
642	-0,0125	-0,0103 $\pm$ 0,0008	21,1	-1,0
736	-0,0115	-0,0086 $\pm$ 0,0003	33,8	-4,9

бенчмарка. Остальные измерения были выполнены позже, когда выгорание топлива достигло 5 ГВт·сут/т. Отличием изотопного состава такого топлива от свежего авторы бенчмарка [10] пренебрегли. Но это приближение оказалось не единственным. Как оказалось, при дальнейших измерениях коэффициентов реактивности не были задокументированы положения органов СУЗ. В [10, табл. 2.16] приводятся положения органов СУЗ в трёх критических состояниях реактора при трёх разных температурах в диапазоне от 295 до 418 К, однако эти температуры не совпадают с теми температурами, при которых проводились измерения эффектов реактивности, и поэтому недостающая информация восстанавливалась по другим экспериментам, градуировочным кривым, расчётным путём и экстраполяцией.

Качество такого восстановления иллюстрирует рис. 5. Как видно из графика на рис. 5, на котором приведены данные из работы [10], градуировочная кривая, полученная в результа-

те измерений, существенно отличается от градуировочной кривой, в которую внесены расчётные поправки. И если во время проведения эксперимента положения органов СУЗ определялись по экспериментальной кривой, то при подготовке описания — уже по кривой, в которую были внесены поправки. Следует иметь в виду, что именно эта кривая с поправками использовалась для экстраполяции положений органов СУЗ в исходных данных для расчёта, и поэтому в рамках настоящей работы принято решение использовать для валидации только две первые позиции из табл. 4.

В ходе экспериментов на реакторе НТТР были проведены три серии измерений аксиального распределения скоростей реакций деления ^{235}U , которые также были проанализированы в рамках настоящей работы. При проведении измерений была использована малогабаритная камера деления, которая перемещалась внутри каждого из инструментальных каналов в трёх колоннах на периферии зоны (см. рис. 1). Экспериментальные данные по аксиальным распределениям скорости реакции деления ^{235}U представляют собой результат усреднения по трём экспериментальным каналам, расположенным на периферии активной зоны в секторах симметрии 120° , как показано на рис. 1. Поскольку согласно описанию органы СУЗ, расположенные в секторах симметрии 120° , погружены на практически одну и ту же глубину, то ожидалось, что процедура усреднения допустима, поскольку существенных отличий в значениях скорости реакции деления ^{235}U по каналам нет. Как показали расчёты, на уровне активной зоны отклонения значений от среднего не превышают 0,5—1,5%, но на уровне отражателя могут достигать 7%. Величины измерялись для конфигурации с 30 загруженными топливными колоннами (полная загрузка) и 24 загруженными колоннами с двумя вариантами конфигурации, отличающимися положениями органов СУЗ. Для воспроизведения полученных в эксперименте значений были подготовлены групповые микросечения деления ^{235}U ,

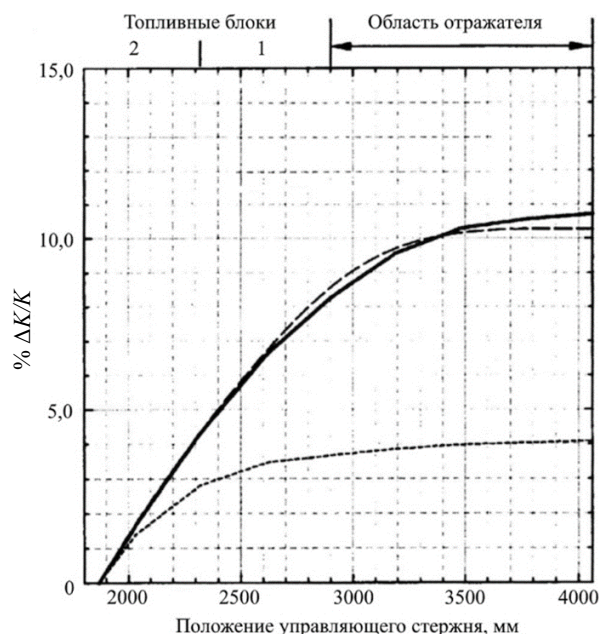


Рис. 5. Примеры оцененной градуировочной кривой для органов СУЗ и реально измеренной (рис. 2.8 из работы [10]): — — измерение (с коррекцией); — измерение (без коррекции); - - - - - расчёт

Таблица 5. Аксиальные распределения скорости реакции деления ^{235}U для конфигурации с 30 загруженными топливными колоннами (конфигурация 6), отн. ед.

Высота от низа активной зоны- H , см	Измерение (Ξ)	Δ измерения, % (1σ)	JAR-HTGR (P)	(P— Ξ)/ Ξ , %
19,68	1,202	1,5	1,085	–9,77
28,47	1,256	1,4	1,149	–8,54
71,81	1,433	1,3	1,424	–0,62
82,53	1,434	1,2	1,452	1,22
86,52	1,403	2,5	1,455	3,69
93,61	1,392	3,2	1,456	4,62
144,22	1,100	3,6	1,185	7,68
202,28	0,530	4,3	0,563	6,20
261,19	0,187	7,2	0,181	–2,82
319,13	0,063	13,0	0,051	–19,17

которые умножались на значения групповой плотности потока нейтронов в расчётных узлах. Полученные значения нормировались на среднее значение.

Результаты измерений и расчётов для 30 топливных колонн (конфигурация 6) представлены в табл. 5 и на рис. 6. Значения для конфигураций 3 и 4 при установке 24 топливных колонн приведены в табл. 6, 7 и на рис. 7, 8.

Видно, что в центральной части на уровне установки топливных колонн расчёт по программе JAR-HTGR даёт отклонения скоростей реакции деления либо в пределах погрешности эксперимента, либо незначительно превышая её. Наибольшие отклонения наблюдаются на периферии, прежде всего в крайних точках у

основания активной зоны и у верхней границы активной зоны. В нижней части экспериментальные значения погрешности невелики, но расчёт по JAR-HTGR даёт стабильное занижение результата в среднем на 10—15%. Возможно, это связано с тем, что хотя органы СУЗ, расположенные в секторах симметрии 120° , погружены примерно одинаково, глубины их погружения совпадают всё же не точно. Кроме того, в описании не приведена информация о возможном температурном удлинении поглощающей части РО СУЗ и его штанги. Таким образом, полученные отличия рассчитанных значений скорости реакции деления от экспериментальных значений в области нижней границы активной зоны скорее всего характеризуют неопределённость положения нижнего концевика РО СУЗ.

Для подтверждения гипотезы было бы логично выполнить расчёты локальных аксиальных распределений по каждому инструментальному каналу отдельно, но в описании эксперимента поканальные измерения отсутствуют, а есть только осреднённые данные по трём симметричным и довольно сильно пространственно разнесённым каналам. На верхнем краю активной зоны отклонения достигают 7—19%, однако это коррелирует с увеличением экспериментальной погрешности от 5% (при отклонении расчёта от эксперимента на 7%) до 9—13% (при отклонении расчёта от эксперимента на 17—19%). С учётом того, что на погрешности измерений вблизи верхней границы активной зоны положение по высоте нижнего концевика РО СУЗ не сказывается, а измеренные величины при этом сами по себе не велики, оценка погрешности расчёта вблизи верхней

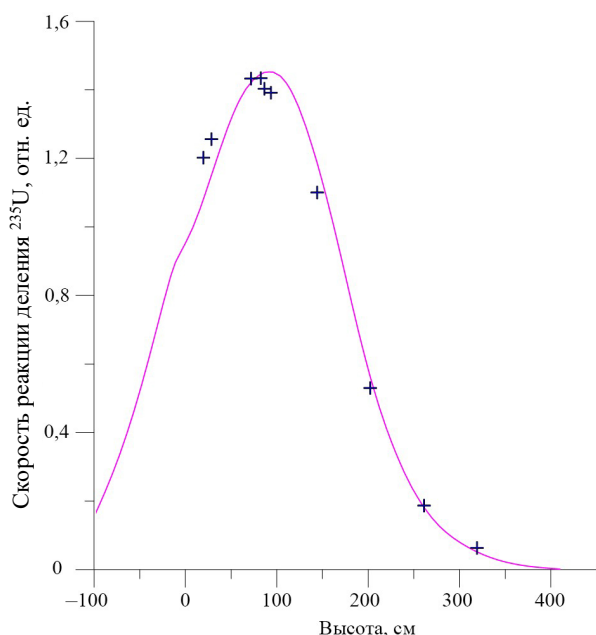


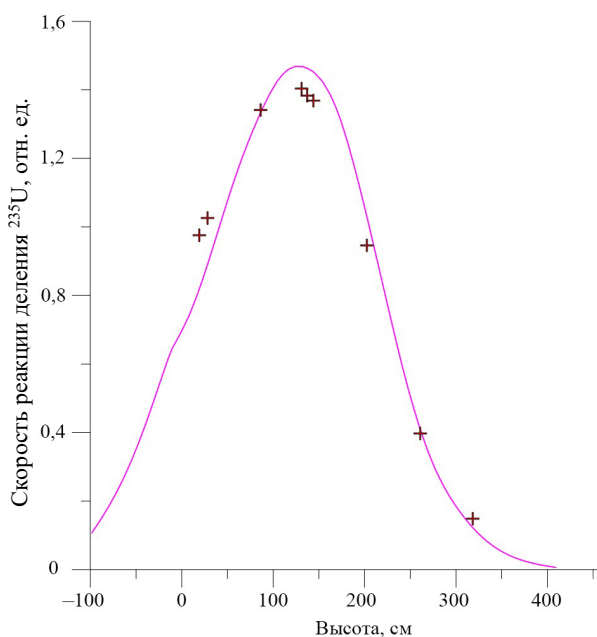
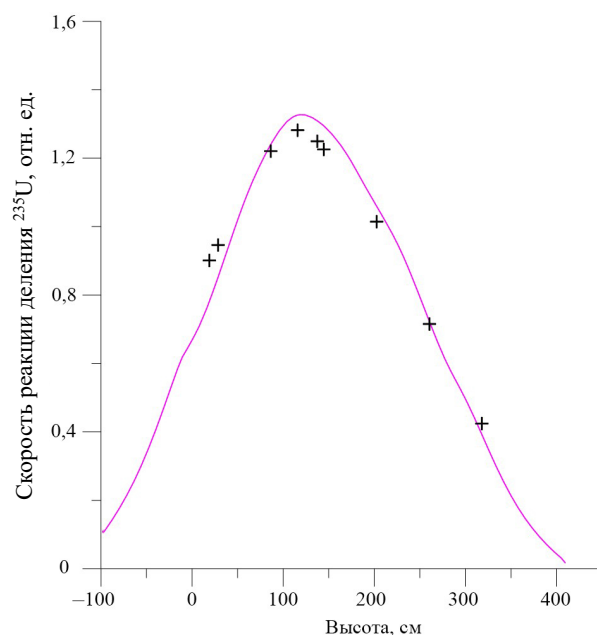
Рис. 6. Аксиальные распределения скорости реакции деления ^{235}U в конфигурации 6 с 30 колоннами, отн. ед.: — расчёт; + + + — эксперимент

Таблица 6. Аксиальные распределения скорости реакции деления ^{235}U для конфигурации с 24 загруженными топливными колоннами (конфигурация 3), отн. ед.

H	Измерение	Δ измерения, % (1σ)	JAR-HTGR	$(P-\bar{E})/\bar{E}$, %
18,89	0,977	2,9	0,820	-16,09
27,86	1,027	2,7	0,891	-13,25
86,07	1,344	1,8	1,336	-0,53
130,96	1,406	1,7	1,472	4,65
137,15	1,386	1,7	1,466	5,78
143,96	1,371	1,7	1,456	6,16
202,48	0,947	3,0	1,032	8,95
260,99	0,396	5,9	0,408	3,01
318,58	0,146	9,1	0,120	-17,92

Таблица 7. Аксиальные распределения скорости реакции деления ^{235}U для конфигурации с 24 загруженными топливными колоннами (конфигурация 4), отн. ед.

H	Измерение	Δ измерения, % (1σ)	JAR-HTGR	$(P-\bar{E})/\bar{E}$, %
18,79	0,903	2,8	0,783	-13,27
28,40	0,948	2,7	0,854	-9,92
86,36	1,223	1,8	1,244	1,65
115,79	1,285	1,7	1,329	3,45
137,45	1,252	1,7	1,312	4,77
144,57	1,228	1,8	1,298	5,64
202,72	1,017	2,4	1,062	4,46
260,85	0,717	3,6	0,724	0,94
318,37	0,425	5,3	0,394	-7,46


 Рис. 7. Аксиальные распределения скоростей реакций деления ^{235}U в конфигурации 3 с 24 колоннами, отн. ед.: — расчет; + + + — эксперимент

 Рис. 8. Аксиальные распределения скоростей реакций деления ^{235}U в конфигурации 4 с 24 колоннами, отн. ед.: — расчет; + + + — эксперимент

границы активной зоны (при частично введённых РО СУЗ) представляется достаточно объёмной, хоть и не детализированной.

Кроме всего прочего, необходимо понимать, что сравнение с экспериментальными распределениями скорости рассмотренной реакции деления ^{235}U по высоте инструментальных каналов характеризует точность их расчёта, строго говоря, уже за пределами активной зоны (см. рис. 1 и 3).

Результаты расчётного анализа экспериментов на критической сборке VHTRC

Поскольку экспериментальная информация по температурному коэффициенту реактивности, полученная на реакторе HTTR, оказалась непригодной для валидации более чем наполовину, был выполнен поиск других экспериментов, которые проведены более аккуратно. Одним из таких экспериментов оказался эксперимент на критической сборке VHTRC [5], представляющей собой модель реактора типа HTTR, на которой температурный коэффициент реактивности был измерен при меньшей неопределённости изотопного состава топлива (в силу отсутствия выгорания) и положений органов СУЗ, что является характерной особенностью измерений в условиях критического стелла.

Для одной из конфигураций критической сборки VHTRC были проведены измерения реактивности при последовательном нагреве активной зоны от 25 до 200 °С. Расчётная модель сборки соответствует рис. 9. Результаты расчёта температурного коэффициента реактивности по

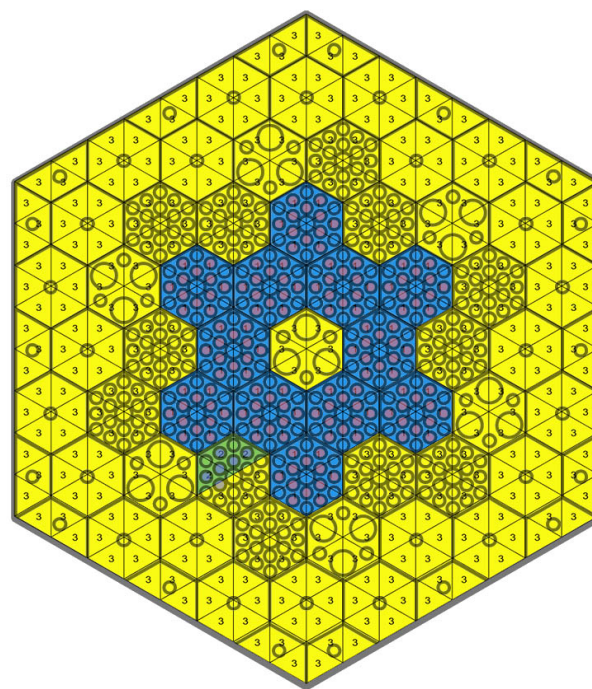


Рис. 9. Картограмма расчётной модели сборки VHTRC для эксперимента с измерением температурных коэффициентов реактивности: ■ — топливный блок с топливом 4%; ■ — топливный блок с топливом 2%; ■ — графитовый блок

разным парам температур и их сравнение с экспериментом представлены в табл. 8.

Видно, что, за исключением одной точки, расчёт по JAR-HTGR даёт отклонения от экспериментально измеренных величин температурного коэффициента реактивности в пределах 7%. Одна точка, в которой происходит вычисление коэффициента реактивности при переходе между температурами 25 и 72 °С, показывает отклонение 12%.

Таблица 8. Результаты расчётов температурного коэффициента реактивности конфигурации HP сборки VHTRC для различных температур

T_1 , °С	T_2 , °С	ΔT	α_T расчёт, (% $\Delta K/K$)/°С	α_T эксперимент, (% $\Delta K/K$)/°С	(P—Э)/Э, %
25,5	71,2	45,7	–1,662	–1,488 ± 0,073	–11,7
25,5	100,9	75,4	–1,656	–1,597 ± 0,055	–3,7
25,5	150,5	125	–1,668	–1,673 ± 0,041	0,3
25,5	199,6	174,1	–1,684	–1,708 ± 0,038	1,4
71,2	100,9	29,7	–1,647	–1,764 ± 0,155	6,6
71,2	150,5	79,3	–1,671	–1,78 ± 0,069	6,1
71,2	199,6	128,4	–1,692	–1,786 ± 0,053	5,2
100,9	150,5	49,6	–1,686	–1,789 ± 0,12	5,8
100,9	199,6	98,7	–1,706	–1,793 ± 0,073	4,9
150,5	199,6	49,1	–1,726	–1,796 ± 0,158	3,9

Заключение

С целью валидации инженерной программы для ЭВМ JAR-HTGR, используемой для обоснования нейтронно-физических характеристик проекта разрабатываемого в стране ВТГР с блочной активной зоной, был выполнен расчётный анализ основных экспериментов, которые проводились в ходе пуска исследовательского высокотемпературного реактора HTTR (JAEA, Япония). В этих экспериментах определялись такие характеристики, как критичность, запас реактивности, эффективность СУЗ, аксиальные распределения скорости реакции деления и температурный эффект реактивности.

При расчёте запаса реактивности получено отклонение не более 1% $\Delta K/K$, что находится в пределах экспериментальной погрешности (в большинстве случаев не превышает 0,6% $\Delta K/K$). Расчёты критичности показали расхождение с измеренными величинами не более 0,6% $\Delta K/K$ и также находятся в пределах погрешности измерений. Расчётная эффективность системы органов СУЗ отличается от измеренной на 7%, эффективность органов СУЗ, расположенных в центральной части активной зоны, отличается от экспериментально измеренной на 3%, а наибольшее отличие (25%) наблюдается для органов СУЗ, расположенных в отражателе.

В центральной части аксиального распределения скоростей реакций деления расчёт по JAR-HTGR даёт отклонения скорости реакции деления либо в пределах погрешности эксперимента, либо незначительно превышая её. Наибольшие отклонения наблюдаются на периферии, прежде всего в крайних точках у основания и у верхней границы активной зоны.

Что касается экспериментов по измерению температурных эффектов реактивности, то это единственная серия экспериментов, результаты расчёта которой, за исключением одной точки, систематически дают высокие расхождения с результатами измерений. Более того, практически такие же расхождения получили и авторы бенчмарка. При этом, за исключением первой точки, отклонение результатов расчётов по JAR-HTGR от результатов авторов бенчмарка не превышает 6,0%. В первой точке различие превышает 12%, но именно она является той единственной точкой, где расчёт по программе JAR-HTGR отклоняется от результатов измерений не более чем на 6,5%.

Детальный анализ описания эксперимента на HTTR показал, что ряд экспериментальных значений ТКР не содержит относящихся к ним

указаний на положение РО СУЗ по высоте, поэтому из шести доступных результатов измерений только два могут быть интерпретированы как отнесённые к соответствующей разнице температур изменения реактивности, вызванные изменением температуры реактора и компенсированные соответствующим перемещением органа СУЗ. Остальные случаи содержат искусственно внесённые авторами бенчмарка поправки к эффективности органов СУЗ, сопоставимые с результатом измерения их эффективности. Среднеквадратичные отклонения температурных коэффициентов реактивности, измеренных на сборке VHTRC (JAEA, Япония), не превышают 5,8%, при этом в случае удаления из выборки единственного эксперимента, различие в котором от расчёта превышает 10%, эта величина сразу же снижается до 3,4%.

Таким образом, в работе проанализированы практически все доступные экспериментальные данные с температурной зависимостью реактивности, имеющиеся в настоящее время для реакторов типа ВТГР с блочной активной зоной. Полученные результаты являются важной составляющей матрицы верификации и валидации программы для ЭВМ JAR-HTGR, разработанной в НИЦ “Курчатовский институт”.

Программа для ЭВМ JAR-HTGR по результатам экспертизы ФБУ “НТЦ ЯРБ” аттестована для проведения нейтронно-физических расчётов РУ ВТГР.

Работа выполнена в рамках НИОКР по заказу АО “Концерн Росэнергоатом”.

Список литературы

1. *Фомиченко П.А., Гроль А.В., Невиница В.А., Седов А.А., Баланин А.Л., Бояринов В.Ф., Агульник М.А., Дегтярёв В.В., Иванов А.С., Весёлкин Ю.А., Степеннов Д.Б., Бобров А.А.* Развитие физико-технических основ технологии высокотемпературных газоохлаждаемых реакторных систем. — ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2023, вып. 1, с. 72—88.
2. *IAEA.* Evaluation of High Temperature Gas Cooled Reactor Performance: Benchmark Analysis Related to Initial Testing of the HTTR and HTR-10. IAEA-TECDOC-1382, November 2003.
3. *John D. Bess, Nozomu Fujimoto* (evaluators). Evaluation of the Start-up Core Physics Tests at Japan's High Temperature Engineering Test Reactor (Fully-Loaded Core). INL/EXT-08-14767, NEA/NSC/DOC (2006)1, HTTR-GCR-RESR-001, March 2009.
4. *Гроль А.В., Невиница В.А., Фомиченко П.А., Сорокин С.Е., Филиппов С.Г.* Расчёты нейтронно-физических характеристик высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов для верификации ком-

плекса программ MCU-HTR. — ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2022, вып. 2, с. 48—58.

5. *NEA*. Temperature effect on reactivity in VHTRC 1 core. VHTRC GCR EXP 001, CRIT COEF, NEA/NSC/DOC(2006)2, 2006.

6. *Askew J.R., Fayers F.J., Kemshell P.B.* A General Description of the Lattice Code WIMS. JBWES, Oct. 1966, p. 564.

7. *NEA*. WIMSD5, NEA Data Bank Documentation. № 1507/02, 1996.

8. *Chadwick M.B., Herman M., Obložinský P. et al.* ENDF/B-VII.1. Nuclear Data for Science and Technology: Cross Sections, Covariances, Fission Product Yields and Decay Data. — Nuclear Data Sheets, 2011, vol. 112, № 12, p. 2887—2996; ISSN 0090-3752.

9. *MCNP* — A General Monte Carlo N-Particle Transport Code. Version 5/X-5 Monte Carlo Team. Report LA-UR-03-1987. Los Alamos, Los Alamos National Laboratory, 2003.

10. *John D. Bess, Nozomu Fujimoto* (evaluators). Evaluation of Zero-Power, Elevated Temperature Measurements at Japan's High Temperature Engineering Test Reactor. Evaluation of the Start-up Core Physics Tests at Japan's High Temperature Engineering Test Reactor (Fully-Loaded Core). NEA/NSC/DOC (2006)1, HTTR-GCR-RESR-003.

*Контактная информация —
Невиница Владимир Анатольевич,
руководитель отделения,
тел.: 8(499)196-70-16,
e-mail: Neviniza_VA@nrcki.ru*

Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2026, вып. 2,
с. 38—48.

Расчёт нестационарных процессов с обратными связями с использованием пакета программ САПФИР

А.А. Панченко, Г.А. Авраменко,

НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

Статья поступила в редакцию 20.10.2025

После доработки — 14.05.2026

Принята к публикации 14.05.2026

В статье представлены результаты расчёта нестационарного теста TMI-1 Mini core с использованием программ пакета САПФИР и расчётного кода КОРСАР, предназначенного для моделирования теплогидравлических процессов. Результаты расчёта сравниваются с результатами, полученными по программе TRIPOLI-4.

Ключевые слова: пространственная нейтронная кинетика, метод Монте-Карло, обратные связи, TMI-1 Mini core.

Transient Calculation with Feedback using SAPFIR Program Package. A.A. Panchenko, G.A. Avramenko, NRC “Kurchatov Institute”, 1, Akademika Kurchatova sq., Moscow, 123182.

The article presents the calculation results of the transient problem TMI-1 Mini core using the SAPFIR program package and the KORSAR code developed to thermal-hydraulics modeling. The results are compared with the TRIPOLI-4 results.

Key Words: space-dependent neutron kinetics model, Monte Carlo method, thermal-hydraulics feedback, TMI-1 Mini core.

EDN: GPBICH

Введение

В ситуациях с достижением критичности размножающих систем необходимо учитывать реальные распределения по времени и пространству температур и плотностей компонентов рассматриваемой системы для корректного моделирования нестационарного процесса.

В настоящее время существуют комплексы программ, предназначенные для решения нестационарных задач, состоящие из связок нейтронно-физических и теплогидравлических кодов. Для нейтронно-физических расчётов в такой связке обычно используется малогрупповая диффузионная программа. Такие комплексы программ чаще всего используются для расчётов водо-водяных реакторов на мощности.

Существуют комплексы, в которых используются нейтронно-физические программы, моделирующие нестационарный процесс напрямую методом Монте-Карло. В общем случае такие программы способны моделировать размножающие системы произвольной геометрии и используются, в основном, для исследовательских целей, имея в виду необходимость весьма существенных затрат процессорного времени для моделирования даже нескольких секунд нестационарного процесса (см. например [1]).

В статье приведён пример использования гибридного метода моделирования нестационарного процесса — решение уравнений нейтронной кинетики в интегральной форме на основе матриц деления, полученных в ходе решения стационарных задач методом Монте-Карло. Такой подход позволяет моделировать размножающие системы произвольной геометрии, оставаясь в рамках решения условно-критической задачи методом Монте-Карло.

Используемое программное обеспечение

Нейтронно-физический расчёт проводился по программам пакета САПФИР-2006 [2], который включает в себя две основные программы. Спектральная программа GS63 решает интегральное уравнение переноса нейтронов методом вероятностей первых столкновений (ВПС) для выделенного фрагмента полномасштабной модели системы с заданными граничными условиями. Матрицы ВПС могут определяться в трёхмерной геометрии на основе геометрического модуля комбинаторного типа SCG-8 [3]. Для решения спектральной задачи в области спектра деления и термализации используется многогрупповой подход, в резонансной области энергий — обобщённый подгрупповой подход [4]. Результатом расчёта по спектральной программе является набор 26-груп-

повых макросечений для заданных во входном файле геометрических зон выделенного фрагмента.

Для моделирования пространственно-энергетического распределения нейтронов во всём диапазоне энергий в сложных трёхмерных геометриях в комплексе программ САПФИР-2006 используется многогрупповая программа ХТ26, в которой решается уравнение переноса нейтронов методом Монте-Карло для любой задаваемой трёхмерной геометрии. Результатом расчёта по программе является набор матриц деления для заданных интервалов времени жизни нейтронов.

Нестационарные процессы моделировались по программе ИКМ [5], также входящей в пакет САПФИР. Программа реализует гибридный подход к моделированию пространственной кинетики — решение уравнений нейтронной кинетики в интегральной форме на основе матриц деления, полученных в ходе решения стационарной условно-критической задачи методом Монте-Карло.

Для моделирования теплофизических и теплогидравлических процессов использовался расчётный код (РК) КОРСАР (демоверсия) [6, 7]. Код позволяет анализировать стационарные, переходные и аварийные режимы работы в водо-водяных реакторах, за исключением тяжёлых аварий, сопровождающихся плавлением или деформацией элементов активной зоны. Теплогидравлические процессы описываются с использованием полностью неравновесной

двухжидкостной модели, которая включает по три уравнения сохранения для жидкой и паровой фаз в одномерном приближении. Формирование задачи происходит с помощью специально разработанного языка, интерпретатор которого предназначен для чтения и обработки входных данных. Во входном файле описываются процедуры, позволяющие указывать связи между элементами нодализационной схемы и граничные условия. В процессе решения задачи существует возможность описывать конкретные события, например, изменение расхода теплоносителя в заданный момент времени. Расчётная информация записывается в выходной файл. Демоверсия кода, использованная в настоящей работе, имеет ограничения в количестве расчётных объёмов и связей между ними.

На рис. 1 представлена схема взаимосвязи программ для расчёта нестационарного процесса. В настоящей работе управление расчётом осуществляется отдельной внешней программой, которая производит обмен данными между программами пакета САПФИР и РК КОРСАР. Для программы управления задаётся входной файл, в котором устанавливаются временные и пространственные связи между моделями в программах.

Тест TMI-1 Mini core

В настоящее время наблюдается недостаток численных бенчмарков для верификации неста-

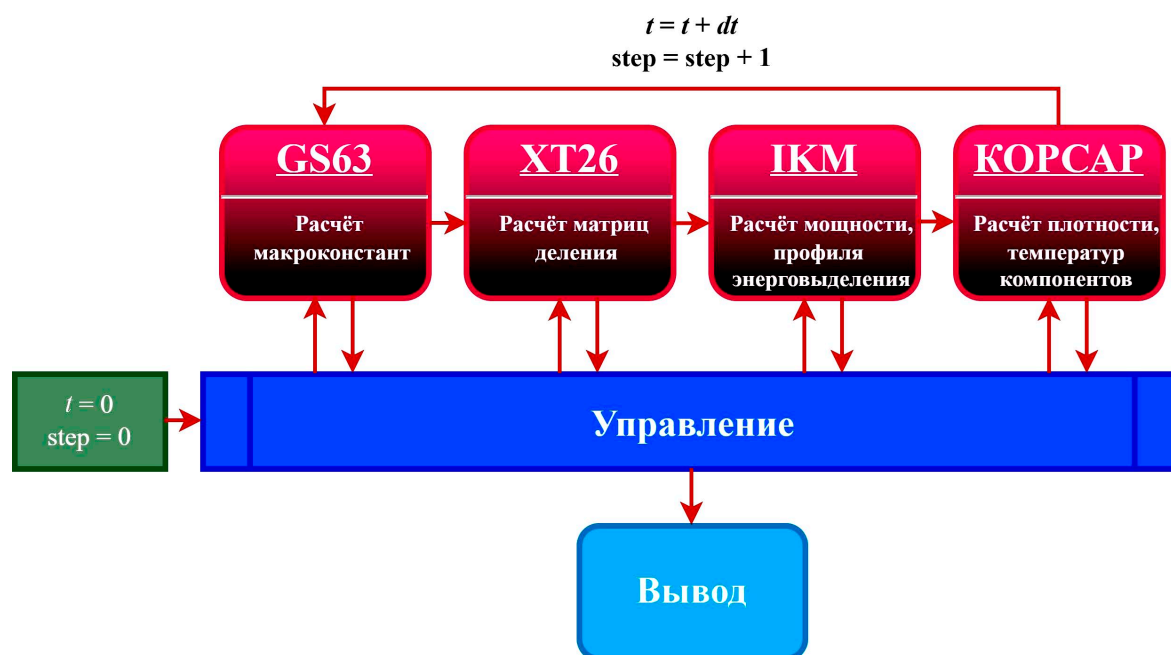


Рис. 1. Схема связи программ

ционных программ, в особенности основанных на методе Монте-Карло. В работе [1] описан и рассчитан нестационарный тест TMI-1 Mini core, приведены результаты расчётов кинетики как без обратных связей для нескольких сценариев нестационарного процесса, так и с их учётом. Недостатком работы [1] является практически полное отсутствие численных значений рассчитываемых параметров, для визуализации данных используются графики.

Численный тест в [1] рассчитан по программе TRIPOLI-4, реализующей моделирование нейтронной кинетики методом Монте-Карло с использованием библиотеки оцененных ядерных данных JEFF-3.1.1.

Система представляет собой сборку из девяти кассет реактора PWR (рис. 2). Квадратная ТВС 15×15 с шагом 1,4427 см содержит 204 твэла обогащением 4,85%, 4 твэга обогащением 4,12 и 2% Gd_2O_3 , 16 направляющих и один измерительный канал. В центральной ТВС в 16 каналах находятся полностью погружённые органы регулирования состава Ag(80%)—In(15%)—Cd(5%). Высота ТВС составляет 353,06 см, ТВС разбиты на 10 слоёв по высоте. Сборка окружена железобетонным отражателем толщиной 30 см. Температура и плотность воды и температура топлива в каждом слое взяты из [1].

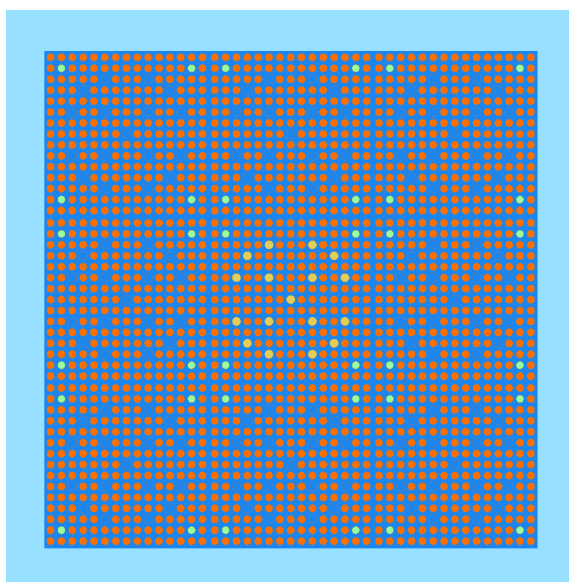


Рис. 2. Модель TMI-1 Mini core

В наших расчётах для спектральной программы GS63 с помощью процессинговой программы GRUCON [8] на основе библиотеки оцененных ядерных данных JEFF-3.3 готовятся рабочие библиотеки в формате ТЕМБР-САПФИР.

На первом этапе нестационарные процессы моделировались без учёта обратных связей. Начальная критичность получена при концентрации бора 1,493 г/кг H_2O в [1] и 1,520 г/кг H_2O при расчёте по программам пакета САПФИР. В начальной критической конфигурации стержни СУЗ полностью погружены, в надкритической конфигурации органы регулирования извлечены на 40 см от низа активной зоны (АЗ). Значения эффективного коэффициента размножения $K_{эф}$ для критической и надкритической конфигураций приведены в табл. 1.

Относительное отклонение расчёта САПФИР от расчёта TRIPOLI-4 для критической конфигурации составляет минус 0,006%, для надкритической — минус 0,007%.

В [1] приведено четыре сценария нестационарного процесса без учёта обратных связей, которые различаются перемещением органов регулирования:

— сценарий А: регулирующие стержни со скоростью 40 см/с поднимаются в течение 1 с на высоту 40 см от низа АЗ, начиная с момента времени 0,3 с от начала нестационарного процесса. Достигнув высоты 40 см от низа АЗ, органы регулирования погружаются со скоростью 40 см/с в течение 1 с. Движение стержней заканчивается в момент времени 2,2 с от начала нестационарного процесса. Процесс моделируется в течение 5 с;

— сценарий В: регулирующие стержни со скоростью 40 см/с поднимаются в течение 1 с на высоту 40 см от низа АЗ, начиная с момента времени 0,3 с от начала нестационарного процесса. Достигнув высоты 40 см от низа АЗ, органы регулирования погружаются со скоростью 40 см/с в течение 1 с. Через 0,3 с после полного погружения стержней, начиная с момента 2,5 с от начала нестационарного процесса, описанное движение повторяется;

Таблица 1. Значения $K_{эф}$ для критической и надкритической конфигураций

Параметр	Конфигурация			
	Критическая		Надкритическая	
	Программа			
	САПФИР	TRIPOLI-4	САПФИР	TRIPOLI-4
$K_{эф}$	0.99989 ± 0.00017	0.99995 ± 0.00005	1.00406 ± 0.00017	1.00413 ± 0.00005

— сценарий С: регулирующие стержни со скоростью 40 см/с поднимаются в течение 1 с на высоту 40 см от низа АЗ, начиная с момента времени 0,3 с от начала нестационарного процесса. Достигнув высоты 40 см от низа АЗ, органы регулирования остаются в поднятом положении в течение 1,8 с. Затем органы регулирования погружаются со скоростью 40 см/с в течение 1 с. Движение стержней заканчивается в момент времени 4,1 с от начала нестационарного процесса;

— сценарий D: регулирующие стержни со скоростью 40 см/с поднимаются в течение 1 с на высоту 40 см от низа АЗ, начиная с момента времени 0,3 с от начала нестационарного процесса. Достигнув высоты 40 см от низа АЗ, органы регулирования остаются в поднятом положении до конца моделирования нестационарного процесса.

При расчёте нестационарного процесса величина шага интегрирования уравнений кинетики принимается равной $\Delta t = 20$ мкс, что близко к среднему времени жизни нейтронов деле-

ния в системе $\Lambda = 17$ мкс. При шаге пересчёта состояний $dt = 0,1$ с каждое новое состояние характеризуется изменением положения СУЗ на 4 см.

Эффективная доля запаздывающих нейтронов (8 групп) при расчёте методом [9] по САПФИР составила $\beta_{\text{эф}} = 757,6$ рсм ($1 \text{ рсм} = 10^{-5}$), по TRIPOLI-4 — 755,5 рсм [1].

Результаты моделирования представлены на рис. 3. Зелёной пунктирной линией показан характер движения СУЗ: нулевая отметка характеризует полное погружение органов регулирования. Значения мощности, полученные по TRIPOLI-4, не были приведены количественно в [1], поэтому значения были оцифрованы с приведённых в [1] графиков с помощью сторонней графической программы. Таким образом, рисунки со сравнениями результатов по TRIPOLI-4 следует воспринимать качественно, при необходимости обращаясь к [1].

По результатам, приведённым на графиках, можно сделать вывод о близости полученных результатов. Построенная расчётная модель

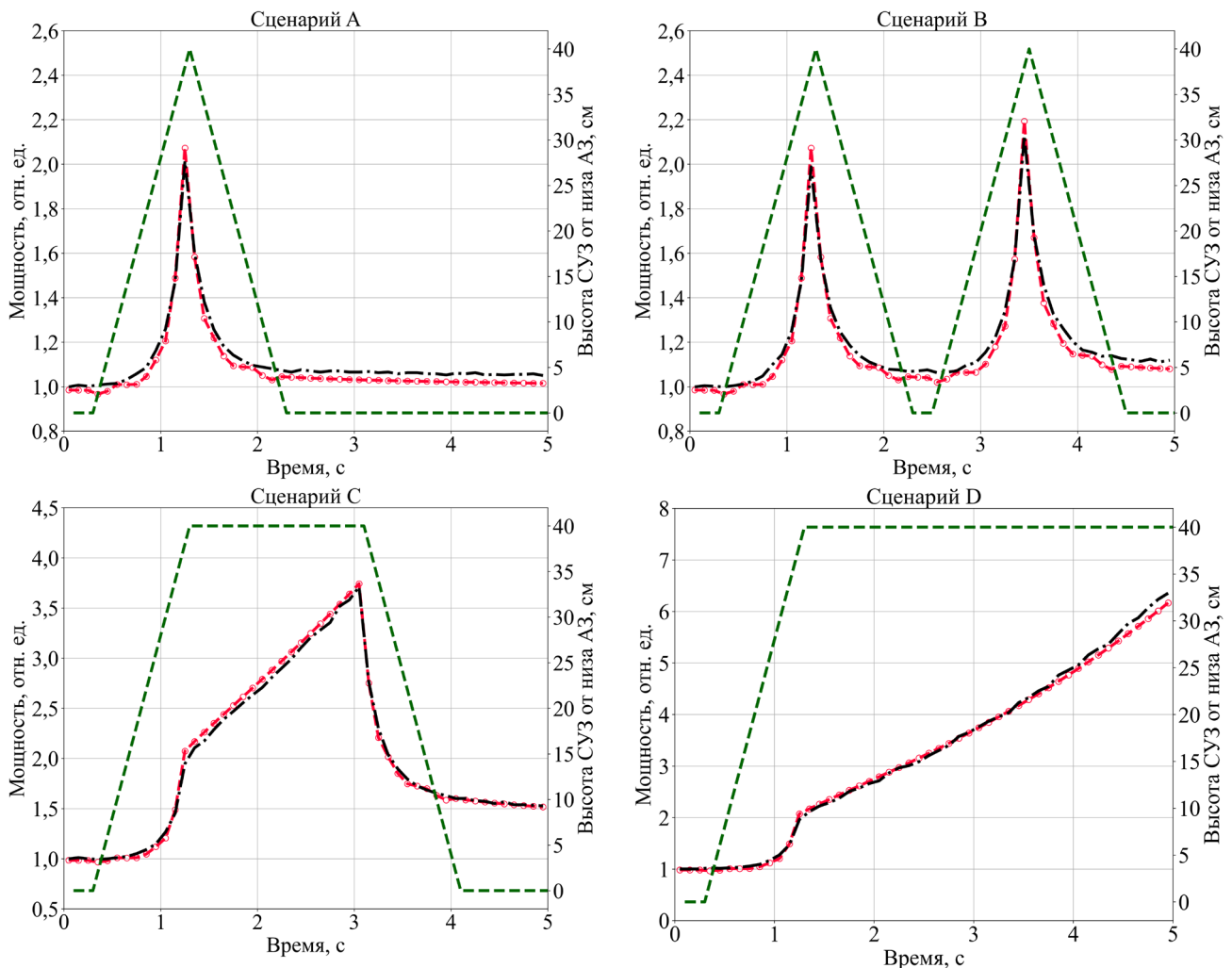


Рис. 3. График зависимости мощности от времени для сценариев А—D: —○— САПФИР/ИКМ; — · — TRIPOLI-4

хорошо согласована с приведённой в [1] и может быть использована для расчётов нестационарных процессов с обратными связями.

Расчёт теста с учётом обратных связей

Для расчёта с обратными связями в [1] приведены начальные значения параметров:

- температура воды на входе 565 К;
- давление 15,51 МПа;
- расход через ТВС 85,96 кг/с;
- мощность ТВС 15,66 МВт (суммарно 140,94 МВт).

Расчёт нестационарного процесса предполагает задание данных параметров на первой итерации, а также профиля энерговыделения по высоте для каждой кассеты. Выход в стационарное состояние на мощности осуществляется итерационно, в результате в системе устанавливаются стационарные распределения температуры и плотности теплоносителя.

Первая итерация начинается с теплофизического расчёта, который выполняется до установления стационарного поля температуры при заданных начальной мощности и профилях энерговыделения ТВС. С полученными температурами и плотностями проводится нейтронно-физический расчёт состояния, $K_{эф}$ которого может быть не равен 1. За несколько последующих итераций поля температур, плотностей, мощность, профили энерговыделения выйдут на стационарные значения при $K_{эф} = 1$. Значения полученных стационарных параметров могут зависеть от свободных параметров задачи, например, концентрации борной кислоты.

В работе [1] выход в стационарное состояние на мощности также реализуется итерационно с учётом начальной мощности и теплофизических параметров, полученных с использованием субканальной теплогидравлической программы SUBCHANFLOW.

Значения $K_{эф}$ для надкритических состояний на мощности приведены в табл. 2.

Относительное отклонение расчёта САПФИР от расчёта TRIPOLI-4 для надкритической конфигурации с извлечением органов СУЗ на 30 см составило минус 0,065%, для

конфигурации с извлечением органов СУЗ на 40 см — минус 0,075%.

Концентрация бора в теплоносителе в отличие от расчёта без обратных связей снизилась до 1,330 г/кг H_2O (1,305 г/кг H_2O в [1]). Выход в стационарное состояние на мощности с такой концентрацией борной кислоты дал среднюю величину интегральной мощности 128 МВт. Отклонение от начального значения мощности, приведённого в [1], составило 9%, что ввиду применения разных подходов к моделированию нейтронно-физических и теплогидравлических процессов можно считать приемлемым.

Для рассмотрения нестационарных задач с учётом обратных связей выбраны описанный сценарий С и скорректированный сценарий D, отличающийся от приведённого максимальной высотой подъёма СУЗ. В данном варианте высота составляет 30 см. Шаг пересчёта состояний принят $dt = 0,05$ с.

Как и для расчётов без обратных связей, в [1] не приведены числовые результаты. Пиковая мощность для сценария С в [1] указана как ~1100 МВт, полученная в настоящей работе — 1016 МВт. Мощность в момент времени $t = 5$ с в [1] составляет ~90 МВт, в настоящей работе — 96 МВт. Относительные отклонения составляют соответственно 7,6 и 6,6%. Для сценария D пиковая мощность в [1] указана как ~220 МВт, в настоящей работе — 205 МВт. Мощность в момент времени $t = 5$ с в [1] составляет ~150 МВт, в настоящей работе — 136 МВт. Относительные отклонения составляют соответственно 6,8 и 9,3%. Ввиду отсутствия точных значений в [1] величины отклонений следует воспринимать как качественные.

На рис. 4 и 5 представлены распределения интегральной мощности (а), температуры топлива (б), усреднённых по активной зоне плотности (в) и температуры теплоносителя (г) в ходе нестационарного процесса для сценария С и для сценария D соответственно. Зелёной пунктирной линией показан ход движения органов регулирования. Коэффициенты теплопроводности и теплоёмкости, которые были использованы в настоящей работе, взяты из [10].

Таблица 2. $K_{эф}$ с извлечёнными органами регулирования при начальных теплофизических параметрах

Параметр	Конфигурация			
	Извлечение СУЗ на 30 см		Извлечение СУЗ на 40 см	
	Программа			
	САПФИР	TRIPOLI-4	САПФИР	TRIPOLI-4
$K_{эф}$	$1,00317 \pm 0,00015$	$1,00382 \pm 0,00011$	$1,00890 \pm 0,00017$	$1,00966 \pm 0,00011$

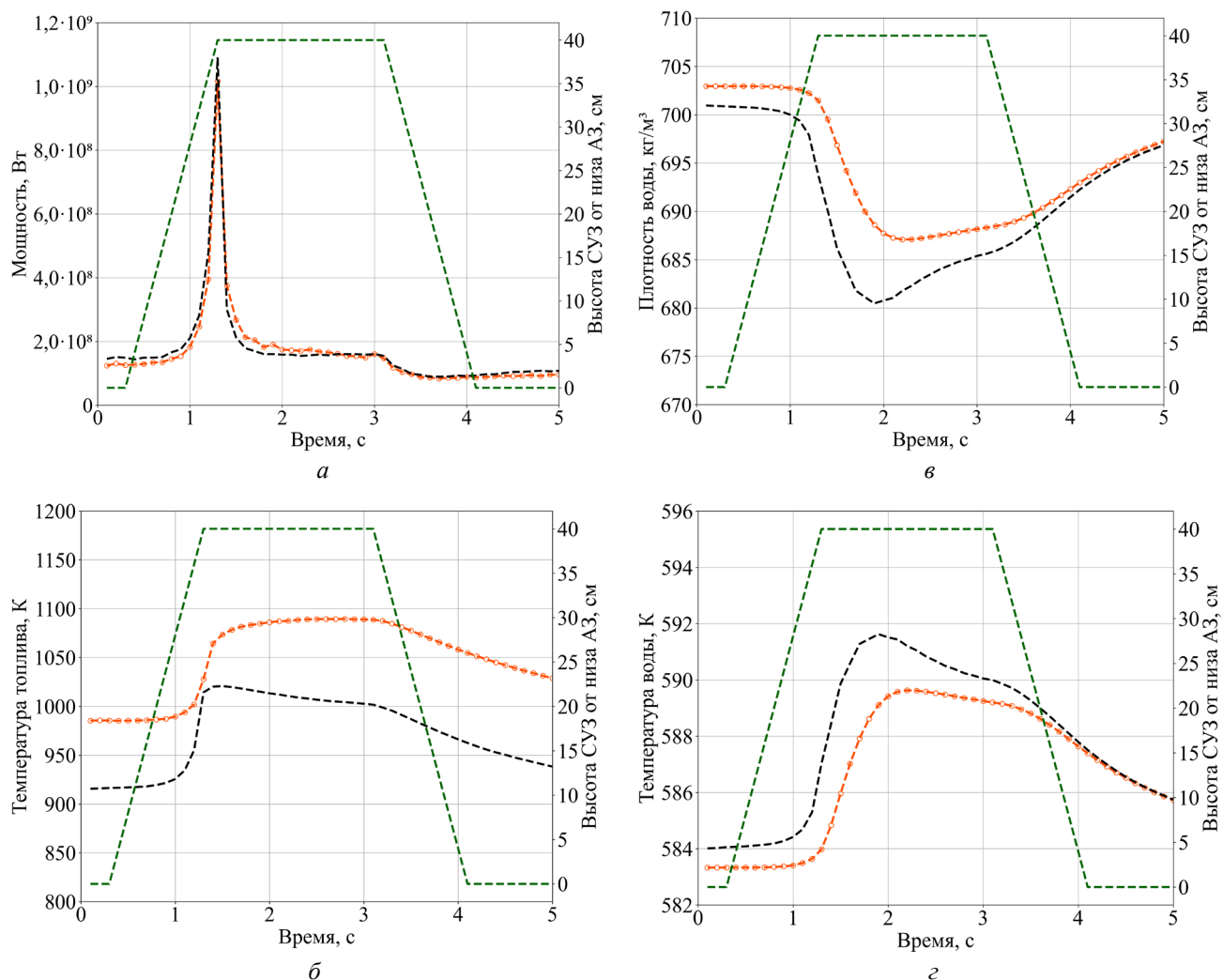


Рис. 4. Зависимость интегральной мощности и теплофизических параметров от времени для сценария С: -○- — САПФИР/КОРСАР; --- — TRIPOLI-4/SCF

По результатам моделирования видно, что значения мощностей, полученные по связке САПФИР/КОРСАР, качественно близки к полученным в [1]. Заметные колебания мощности для сценария D объясняются статистической природой метода Монте-Карло. Амплитуду колебаний можно уменьшить при увеличении количества нейтронных историй при расчёте матриц деления. Усреднённые теплофизические параметры воды и топлива демонстрируют различия. Это объясняется различием в подходах к моделированию теплогидравлических процессов по разным программам, а также отличиями в расчёте стационарного (начального) состояния на мощности в данной задаче.

Время моделирования нестационарных процессов при розыгрыше $2,5 \cdot 10^7$ нейтронов для расчёта каждого состояния составило 270 ч процессорного времени без распараллеливания. Как указано в [1], при распараллеливании на 1000 CPU суммарные по всем CPU затраты

процессорного времени при моделировании теста TMI-1 Mini core с использованием программы TRIPOLI-4 составили 24 000 ч.

Заключение

В статье представлен расчёт теста TMI-1 Mini core, приведённого в [1]. Рассчитаны несколько сценариев нестационарных процессов с учётом и без учёта обратных связей. По данным, приведённым в [1], для различных сценариев нестационарных процессов получено качественное согласие результатов моделирования как по интегральной мощности, так и по усреднённым теплофизическим параметрам в случае задач с учётом обратных связей.

Причинами отклонений мощности относительно [1] в тестах с учётом обратной связи могут служить различия в начальной мощности, для теплофизических параметров — различные подходы к моделированию теплофизических

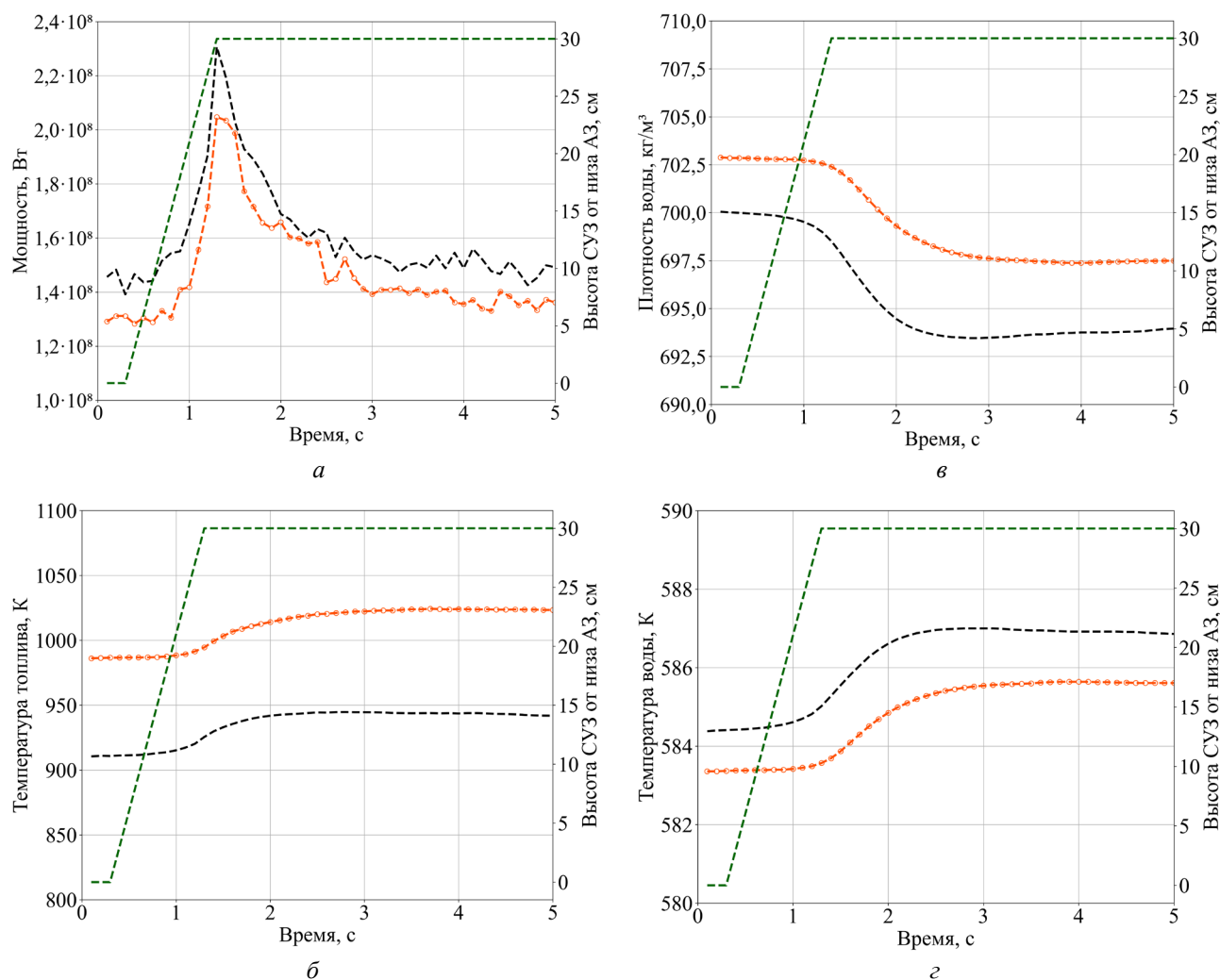


Рис. 5. Зависимость интегральной мощности и теплофизических параметров от времени для сценария D: -o- — САПФИР/КОРСАР; --- — TRIPOLI-4/SCF

процессов в программах, данные по теплопроводности и теплоёмкости, способ усреднения температуры топлива по радиусу твэла [1].

Полученные результаты показывают возможность использования в дальнейшем связки САПФИР/КОРСАР для моделирования нестационарных процессов с обратными связями.

Работа проведена в рамках выполнения государственного задания НИЦ “Курчатовский институт”.

Список литературы

1. **Margaux Faucher.** Coupling Between Monte Carlo Neutron Transport and Thermal-Hydraulics for the Simulation of Transients Due to Reactivity Insertions. Université Paris Saclay (COMUE), 2019. English. NNT: 2019SACLS387.
2. **Тебин В.В., Борисенков А.Э.** Комплекс программ САПФИР-2006 для расчета полномасштабных активных зон реакторов ВВЭР методом Монте-

Карло. — Вестник СГТУ, 2006, № 4 (20), вып. 5, с. 94—100.

3. **Алексеев Н.И., Веретенков В.В., Гуревич М.И.** Геометрический модуль SCG-8: Препринт ИАЭ-5945/5. — М.: НИЦ “Курчатовский институт”, 1996.

4. **Тебин В.В., Юдкевич М.С.** Обобщенный подгрупповой подход к расчету резонансного поглощения. — Атомная энергия, 1985, т. 59, вып. 2, с. 96.

5. **Панченко А.А., Тебин В.В.** Пространственная интегральная модель нейтронной кинетики с использованием метода Монте-Карло. — ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2025, вып. 1, с. 4—13.

6. **Василенко В.А., Мигров Ю.А., Волкова С.Н., Юдов Ю.В. и др.** Опыт создания и основные характеристики теплогидравлического расчетного кода нового поколения КОРСАР. — Теплоэнергетика, 2002, № 11, с. 11—16.

7. **Официальный сайт программного комплекса КОРСАР/ГП.** URL: <https://korsar.niti.ru/> (дата обращения 01.12.2024).

8. **Sinita V.V., Rineiskiy A.A.** GRUCON — a Package of Applied Computer Programs. Report INDC(СССР)-344. — Vienna: IAEA, 1993.

9. *Meulekamp R.K., van der Marck S.C.* Calculating the effective delayed neutron fraction with Monte Carlo techniques. — In: PHYSOR 2004 — the Physics of Fuel Cycles and Advanced Nuclear Systems: Global Developments. Chicago, Illinois, April 25—29, 2004; on CD-ROM, American Nuclear Society, Lagrange Park, IL.

10. *Синяткин Е.Ю., Кузьмин А.В.* Теплофизические свойства твердого диоксида урана в рабочем диапазоне температур современных ВВЭР. — В сб.: XVII Международная научно-практическая конференция студентов, аспирантов и молодых ученых

“Современные техника и технологии”. Сборник трудов в 3 т. Т. 3. — Томск: Изд-во Томского политехнического университета, 2011, с. 263—264.

*Контактная информация —
Панченко Алексей Андреевич,
научный сотрудник,
тел.: 8(499)196-62-67,
e-mail: Panchenko_AA@nrcki.ru*

Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2026, вып. 2,
с. 49—56.

**Алгоритмы моделирования нестационарных функционалов
и их погрешностей методом Монте-Карло****В.И. Белоусов, М.И. Гуревич, В.Д. Давиденко, И.И. Дьячков, М.В. Иоаннисян,
К.Ф. Раскач,**

НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

Статья поступила в редакцию 08.10.2025

После доработки — 08.06.2026

Принята к публикации 08.06.2026

В статье представлено описание реализованных в программе КИР-С алгоритмов расчёта нестационарных функционалов и их дисперсий при моделировании переноса нейтронов методом Монте-Карло. В программе реализован классический метод Монте-Карло при моделировании случайного процесса формирования траектории частицы в виде марковской цепи с размножением и ветвлением. Для верификации созданных методик использовалась модель гомогенной бесконечной среды, в которой моделируется выход в критическое состояние от точечного источника мгновенных нейтронов. В качестве реперного использовалось решение, полученное методом точечной кинетики. Полученные по программе КИР-С результаты согласуются с реперными. Проанализирована сходимость функционалов и их статистических погрешностей с увеличением количества историй. Как и следует из определения средней квадратичной погрешности, расчёты показали, что при увеличении числа историй нейтронов в n раз значение отклонений в среднем уменьшается в $\sqrt{n}$ раз.

Ключевые слова: перенос нейтронов, программа КИР-С, метод Монте-Карло, моделирование стационарных и нестационарных процессов, погрешность, нестационарный функционал, нейтронная кинетика.

Algorithms for Modeling Non-Stationary Functionals and their Uncertainties by the Monte Carlo Method.
V.I. Belousov, M.I. Gurevich, V.D. Davidenko, I.I. Dyachkov, M.V. Ioannisian, K.F. Raskach. NRC “Kurchatov Institute”, 1, Akademika Kurchatova sq., Moscow, 123182.

This paper presents a description of the algorithms implemented in the KIR-S program for calculating nonstationary functionals and their variances in Monte Carlo simulations of neutron transport. The program implements the classical Monte Carlo method for simulating a random process of particle trajectory formation in the form of a Markov chain with multiplication and branching. To verify the developed methods, a model of a homogeneous infinite medium was used, in which the criticality after the insertion of a point source of prompt neutrons is calculated. The solution obtained by the point kinetics method was used as a reference one. The results obtained using the KIR-S program are consistent with the reference ones. The convergence of the functionals and their statistical errors with an increasing number of histories is analyzed. In agreement with the definition of the root-mean-square error, the calculations showed that as the number of neutron histories increases by a factor of n , the mean deviations decrease by a factor of $\sqrt{n}$.

Key Words: neutron transport, KIR-C program, Monte Carlo method, modeling of stationary and non-stationary processes, error, non-stationary functional, neutron kinetics.

EDN: JYJEPH

Введение

Вплоть до недавнего времени для расчётов нейтронной кинетики использовались только программы, основанные на детерминистических методах (диффузионные [1, 2], точечной [3] и распределённой кинетики, метод дискретных ординат [4] и поверхностных гармоник [5]). Эти программы обеспечивают приемлемую скорость расчёта, однако реализованным в них методам присущи известные ограничения, которые могут по-разному проявляться в различных задачах. В частности, в диффузионных программах используются групповое приближение и упрощённое описание анизотропии рассеяния нейтронов. Таким образом, требуется

отдельное обоснование применения тех или иных программ для расчёта различных характеристик конкретных типов реакторов. Поэтому разрабатываются программные средства, которые могут служить эталонными при верификации программ, основанных на детерминистических методах.

Программы, разработанные на базе методов Монте-Карло, обеспечивают высокую точность при решении стационарного уравнения переноса нейтронов [6—8]. В силу бурного роста вычислительных возможностей суперкомпьютеров по всему миру активно ведутся работы по усовершенствованию таких программ для моделирования переноса частиц с временной зависимостью, в том числе и нейтронной кинетики.

тики. Об этом свидетельствуют публикации об исследованиях [9, 10], решениях основных проблем [11, 12] и верификациях программ [13, 14]. Однако при анализе отечественных и зарубежных публикаций можно сделать вывод, что недостаточный акцент уделяется описанию и проверке корректности алгоритмов расчёта функционалов и их погрешностей.

Наиболее полное описание прямого метода Монте-Карло для расчёта нейтронной кинетики, включая алгоритмы оценки нестационарных функционалов и их погрешностей, представлено в докторской диссертации Bart Sjenitzer [15], которая является основополагающим трудом в этой области. В дальнейших работах основное внимание уделено методам уменьшения дисперсии получаемых функционалов [15, 16] и практически не приводятся данные проверки результатов расчёта статистической погрешности и исследования её снижения с увеличением количества историй.

Опираясь на разработанные подходы [15, 17], в программе КИР-С [18] реализован метод Монте-Карло для решения нестационарного уравнения переноса нейтронов, который описывает кинетику нейтронов без приближений. Цель настоящей статьи — описание алгоритмов расчёта нестационарных функционалов и алгоритмов расчёта дисперсии и стандартного отклонения, а также проверка корректности реализованных алгоритмов на примере тестовой задачи в сравнении с эталонным решением, полученным на основе уравнения точечной кинетики. Дополнительно по результатам серии расчётов с разными параметрами статистической выборки представлено практическое подтверждение теоретических основ оценки погрешности расчётов методом Монте-Карло.

Общий вид нестационарных функционалов

Рассмотрим нестационарный процесс переноса нейтронов на интервале времени $[0, t_{\text{end}}]$ в расчётной пространственной области A , содержащей размножающие подобласти. Здесь t_{end} — время завершения нестационарного процесса. Зададим граничные условия выхода из области A в виде чёрного поглощения, т.е. нейтроны, выходящие из системы, исчезают и не возвращаются. Тогда вследствие линейности уравнения переноса задача моделирования нестационарного процесса переноса нейтронов

может быть записана в интегральном виде [19] для $t, t' \in [0, t_{\text{end}}]$:

$$\Phi(\mathbf{r}, \mathbf{\Omega}, E, t) = \int_{V_A} d\mathbf{r}' \int_{|\mathbf{\Omega}'|=1} d\mathbf{\Omega}' \int_0^\infty dE' \int_0^t dt' \times \\ \times G(\mathbf{r}', \mathbf{\Omega}', E', t' \rightarrow \mathbf{r}, \mathbf{\Omega}, E, t) \times \\ \times Q(\mathbf{r}', \mathbf{\Omega}', E', t'), \quad (1)$$

где $\Phi(\mathbf{r}, \mathbf{\Omega}, E, t)$ — плотность потока нейтронов; $Q(\mathbf{r}', \mathbf{\Omega}', E', t')$ — заданный пространственно-временной распределённый источник в области A на интервале $[0, t_{\text{end}}]$; $G(\mathbf{r}', \mathbf{\Omega}', E', t' \rightarrow \mathbf{r}, \mathbf{\Omega}, E, t)$ — функция Грина.

Полное число взаимодействий в заданной области фазового пространства — интервале по времени $[t_0, t_0 + \Delta t]$, энергетическом интервале $[E_0, E_0 + \Delta E]$ и выделенном объёме $Z \in A$ равно

$$R_n^{V \in Z; \tau \in [t_0, t_0 + \Delta t]; E \in [E_0, E_0 + \Delta E]} = \\ = \int_{V_Z} d\mathbf{r} \int_{|\mathbf{\Omega}|=1} d\mathbf{\Omega} \int_{E_0}^{E_0 + \Delta E} dE \int_{t_0}^{t_0 + \Delta t} d\tau \Sigma_n(\mathbf{r}, E, \tau) \times \\ \times \Phi(\mathbf{r}, \mathbf{\Omega}, E, \tau), \quad (2)$$

где n — тип реакции взаимодействия нейтрона с веществом. Среднюю скорость реакции в области фазового пространства можно вычислить, разделив полное число взаимодействий на ширину интервала по времени:

$$r^n = \frac{R_n^{V \in Z; \tau \in [t_0, t_0 + \Delta t]; E \in [E_0, E_0 + \Delta E]}}{\Delta t}.$$

Следует отметить несколько типов задач, возникающих исходя из выражения (1). В общем случае для формирования начальных нейтронов используется внешний источник нейтронов с заданной функцией распределения. В случае задачи с вводом реактивности в критический реактор вместо внешнего источника Q используется комбинированный источник, состоящий из источника мгновенных нейтронов и ядер-предшественников запаздывающих нейтронов [15]. Данный источник образуется в ходе длительной работы критической системы на постоянной мощности. Он может быть записан следующим образом:

$$Q = N + C, \quad (3)$$

где N и C — составляющие мгновенных и запаздывающих нейтронов соответственно. Нейтроны источника мгновенных нейтронов

испускаются в момент времени $t = 0$, после которого моделируется ввод реактивности. Запаздывающие нейтроны испускаются в момент $t > 0$ в соответствии с функцией распада ядер-предшественников. Обсуждение алгоритмов формирования комбинированного источника выходит за рамки данной работы. Далее в работе для верификации разработанных алгоритмов используется внешний источник нейтронов, который в общем случае может быть заменён на комбинированный.

Алгоритм расчёта дисперсии нестационарных функционалов

Опишем марковский процесс для переноса нейтронов от первичного прародителя (внешнего источника), заданного функцией испускания $Q(\mathbf{r}, \Omega, E, t)$, и его потомков (рис. 1, 2). В общем случае историей нейтрона (запаздывающего, мгновенного и внешнего источника) называется его путь от рождения до гибели в результате поглощения (захват и деление) или утечки из области A (см. рис. 1). В этом процессе, кроме координат, энергии и направления, отслеживается время. Если время пребывания нейтрона в области A превысило заданное время нестационарного процесса t_{end} , то история нейтрона обрывается. Если в результате поглощения про-

изошло деление, то появившиеся нейтроны считаются потомками, при этом они могут быть как мгновенными, так и запаздывающими, появляющимися через некоторое время. Аналогично, если время рождения запаздывающих нейтронов превысило t_{end} , то они далее не рассматриваются. Таким образом, каждый новый потомок образует собственную историю, заканчивающуюся либо гибелью, либо появлением новых потомков.

Таким образом, в результате моделирования образуется цепочка нейтронов от прародителя — внешнего источника, а полный обрыв цепочки происходит при исчезновении всех потомков за счёт захвата, утечки или превышения времени нестационарного процесса. Также учтена временная зависимость перехода между состояниями в марковском процессе, в том числе и временной переход от образования ядра-предшественника запаздывающих нейтронов после деления до появления нейтронов в результате распада в течение 1—100 с. Пример такой цепочки представлен на рис. 2. Очевидно, что все цепочки нейтронов, образуемые прародителями, считаются независимыми, так как фазовые координаты источника $Q(\mathbf{r}, \Omega, E, t)$ генерируются случайным образом по заданной функции распределения.

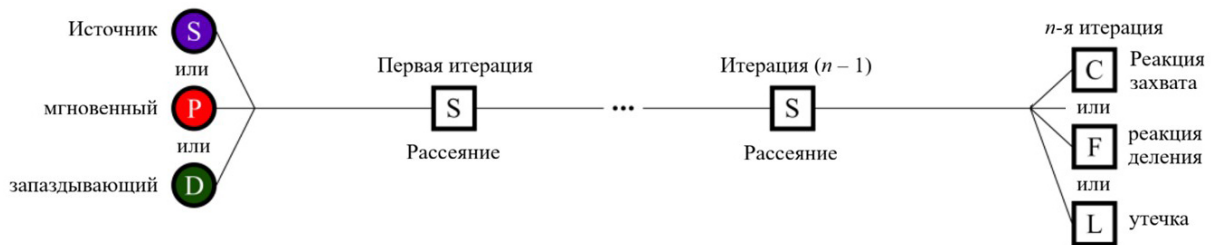


Рис. 1. Схематическое представление истории нейтрона

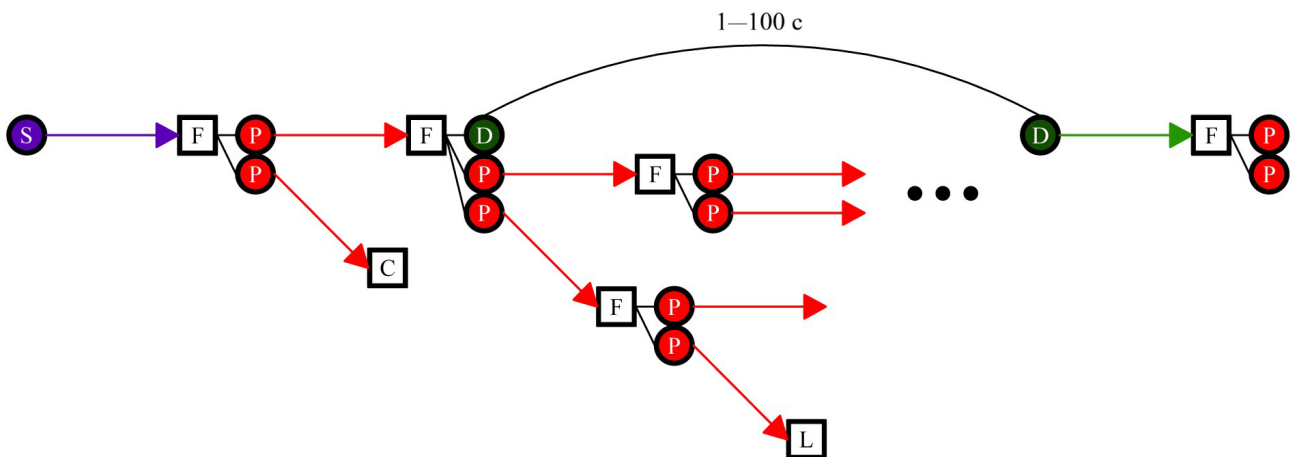


Рис. 2. Пример цепочки нейтронов от внешнего источника

В процессе моделирования цепочки нейтронов от прародителя оценки функционала (2) вычисляются стандартными методами: по пробегу, по столкновениям и по поглощениям. А стандартное отклонение σ вычисляется по следующей формуле:

$$\sigma = \sqrt{\frac{D(R_n)}{N_{\text{прес}}}}, \quad (4)$$

где $D(R_n)$ — дисперсия оценки функционала (2); $N_{\text{прес}}$ — число смоделированных прародителей.

В программе КИР-С [18] реализованы алгоритмы расчёта нестационарных функционалов и стандартного отклонения по трём оценкам: столкновениям, поглощениям и пробегам. В регистрационный модуль программы добавлена возможность оценки числа взаимодействий в заданных фазового пространства, расширенного с учётом временной составляющей.

Тестирование алгоритмов на основе задачи RP1GS-KIN

Для проверки алгоритмов расчёта нестационарных функционалов и их стандартных отклонений использовалась тестовая модель, представленная в виде гомогенной бесконечной среды [20], а физические параметры — в виде одnogрупповых констант. Макроскопические параметры:

Макроскопическое сечение поглощения, см ⁻¹ ...	0,4932
Макроскопическое сечение деления, см ⁻¹ ...	0,18
Макроскопическое сечение рассеяния, см ⁻¹ ...	0,5
Среднее число вторичных нейтронов ...	2,74
Средняя скорость нейтронов, см/с ...	2,2·10 ⁴
Время жизни мгновенных нейтронов, с ...	9,22·10 ⁻⁵

В модель добавлены шесть групп запаздывающих нейтронов, характеристики которых представлены в табл. 1. Значения сечений и числа вторичных нейтронов на акт деления ν подобраны таким образом, чтобы обеспечивалось критическое состояние ($K_\infty = 1$).

Рассматриваемый нестационарный процесс заключается в следующем. В систему без

нейтронов $\Phi(t < 0) = 0$ и ядер-предшественников запаздывающих нейтронов $c_j(t = 0) = 0$ в момент времени $t = 0$ запускаются нейтроны внешнего источника [20]. Далее рассматривается процесс до $t = 100$ с, в котором физические параметры среды не меняются. На момент времени $t = 0$ система является подкритической (отсутствуют запаздывающие нейтроны), что приводит к уменьшению плотности потока нейтронов на начальном временном интервале моделирования. В процессе взаимодействия нейтронов со средой образуются предшественники запаздывающих нейтронов, которые в ходе моделирования выходят на равновесные концентрации, и система становится критической. Хотя система остаётся в критическом состоянии, с течением времени плотность потока нейтронов в системе уменьшается, поскольку лишь малая часть мгновенных нейтронов вызывает появление ядер-предшественников запаздывающих нейтронов.

Так как модель системы представлена в виде бесконечной среды, внешний источник $Q(t = 0)$ представляется независимым от пространственных координат, энергетической переменной (физические параметры системы одnogрупповые) и направления.

Данному процессу можно сопоставить численное решение уравнений точечной кинетики

$$\begin{cases} \frac{d\Phi(t)}{dt} = \frac{\rho(t) - \beta(t)}{\Lambda(t)} \Phi(t) + \sum_j \lambda_j c_j(t) + Q(t); \\ \frac{dc_j(t)}{dt} = \frac{\beta_j(t)}{\Lambda(t)} \Phi(t) - \lambda_j c_j(t), j = 1, 2, \dots, 6 \end{cases} \quad (5)$$

с начальными условиями

$$\begin{aligned} Q(t = 0) = 1; Q(t > 0) = 0; \Phi(t = 0) = 1; \\ c_j(t = 0) = 0. \end{aligned} \quad (6)$$

Такая модельная задача позволяет провести проверку адекватности реализованных алгоритмов теоретической базы на основе прямого метода Монте-Карло с учётом запаздывающих нейтронов.

Для получения результатов расчёта по программе КИР-С [18] использовалась временная сетка:

Таблица 1. Параметры запаздывающих нейтронов

Параметр	Номер группы i					
	1	2	3	4	5	6
β_i	$2,40212 \cdot 10^{-4}$	$1,23990 \cdot 10^{-3}$	$1,18372 \cdot 10^{-3}$	$2,65400 \cdot 10^{-3}$	$1,08811 \cdot 10^{-3}$	$4,55805 \cdot 10^{-4}$
$\lambda_i, \text{с}^{-1}$	$1,33512 \cdot 10^{-2}$	$3,26637 \cdot 10^{-2}$	$1,20919 \cdot 10^{-1}$	$3,03934 \cdot 10^{-1}$	$8,52665 \cdot 10^{-1}$	2,86399

$0-10^{-5}$ с (100 временных интервалов);
 $10^{-5}-10^{-4}$ с (90 временных интервалов);
 $10^{-4}-10^{-3}$ с (90 временных интервалов);
 $10^{-3}-10^{-2}$ с (90 временных интервалов);
 $10^{-2}-10^{-1}$ с (90 временных интервалов);
 $10^{-1}-1$ с (90 временных интервалов);
 $1-10$ с (90 временных интервалов);
 $10-100$ с (90 временных интервалов);
 всего — 730 интервалов.

По программе КИР-С было проведено три расчёта с разными статистиками (10^6 , 10^7 и 10^8 цепочек прародителя нейтронов) на основе оценки по столкновениям для исследования сходимости результатов при увеличении статистики.

На рис. 3 представлены результаты расчёта изменения плотности потока нейтронов по программе КИР-С с разным количеством нейтронов источника (историй) и по точечной модели кинетики на основе неявной численной схемы МЗК2 [21, 22] для решения жёстких задач с относительной точностью 10^{-6} . Плотность потока нейтронов Φ , рассчитанная по программе КИР-С, здесь и далее представлена в относительных единицах (отн. ед.), исходя из следующего соотношения:

$$\Phi = \Phi_t / \Phi_0,$$

где Φ_t — значение плотности потока в текущий расчётный интервал времени $t \in [0; 100]$; Φ_0 — начальное значение плотности потока в нулевой момент времени ($t = 0$).

Нейтроны генерируются внешним источником только в начальный момент времени $t = 0$ с. Поскольку среднее время жизни мгновенных нейтронов составляет около 10^{-4} с и система имеет нулевую мощность, происходит

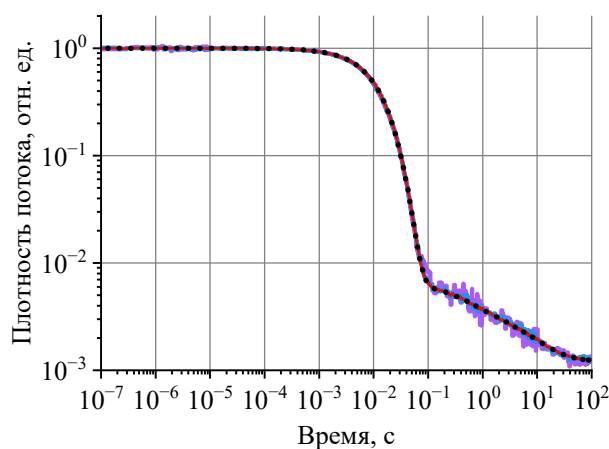


Рис. 3. Результаты расчёта плотности потока нейтронов $\Phi(t)$ в тесте RP1GS-KIN: КИР-С 10^6 (—), КИР-С 10^7 (—), КИР-С 10^8 (—), точечная кинетика (—)

поглощение нейтронов, что приводит к экспоненциальному спаду плотности потока нейтронов после 10^{-4} с. Ядра-предшественники, накопленные в ходе делений, начинают давать вклад после 10^{-1} с, вследствие чего падение плотности потока нейтронов замедляется и после 60 с система выходит в критическое состояние.

На рис. 4 представлены графики изменения плотности потока нейтронов в упомянутых 730 временных интервалах, а также результаты решения уравнения точечной кинетики, принятые эталонными. Результаты, полученные по программе КИР-С, разделены на восемь частей по времени и представлены в логарифмическом масштабе: $[0; 10^{-5}]$, $[10^{-5}; 10^{-4}]$, $[10^{-4}; 10^{-3}]$, $[10^{-3}; 10^{-2}]$, $[10^{-2}; 10^{-1}]$, $[10^{-1}; 1]$, $[1; 10]$, $[10; 100]$ с. Для интервалов $[10^{-3}; 10^{-2}]$ и $[10^{-2}; 10^{-1}]$ с приводятся только плотность потока нейтронов в модели точечной кинетики и относительные отклонения от неё результатов КИР-С (δ , %), так как в данных временных масштабах все кривые изменения плотности потока визуальнo совпадают.

Поскольку программа использует оценку по столкновениям, а их число в интервалах $[0; 10^{-5}]$ и $[10^{-5}; 10^{-4}]$ мало, отклонения в этих интервалах больше, чем в последующих интервалах. При увеличении временных интервалов число столкновений в них увеличивается, и из-за этого происходит уменьшение стандартного отклонения. С каждым следующим интервалом времени отклонение уменьшается. Интервал от 0,1 с до 10 с характерен тем, что в нём образуются запаздывающие нейтроны от ранних делений. Их количество существенно меньше, чем мгновенных, что подтверждается на графике — плотность потока резко уменьшается более чем в 100 раз. Таким образом, возрастание погрешности на интервале связано со слабой интенсивностью испускания запаздывающих нейтронов и, как следствие, с малым числом столкновений на участках регистрации. Однако с увеличением статистики результаты сходятся к эталонному решению.

Для сопоставления результатов программы КИР-С и решения уравнений точечной кинетики использовались доверительные интервалы для нормального распределения случайной величины. Данная методика заключается в подсчёте процентных долей временных точек (ε_1 , ε_2 , ε_3), в которых значения плотности потока, полученные методом точечной кинетики, лежат в пределах соответствующих доверительных интервалов ($\sigma \rightarrow 68,3\%$, $2\sigma \rightarrow 95,4\%$ и

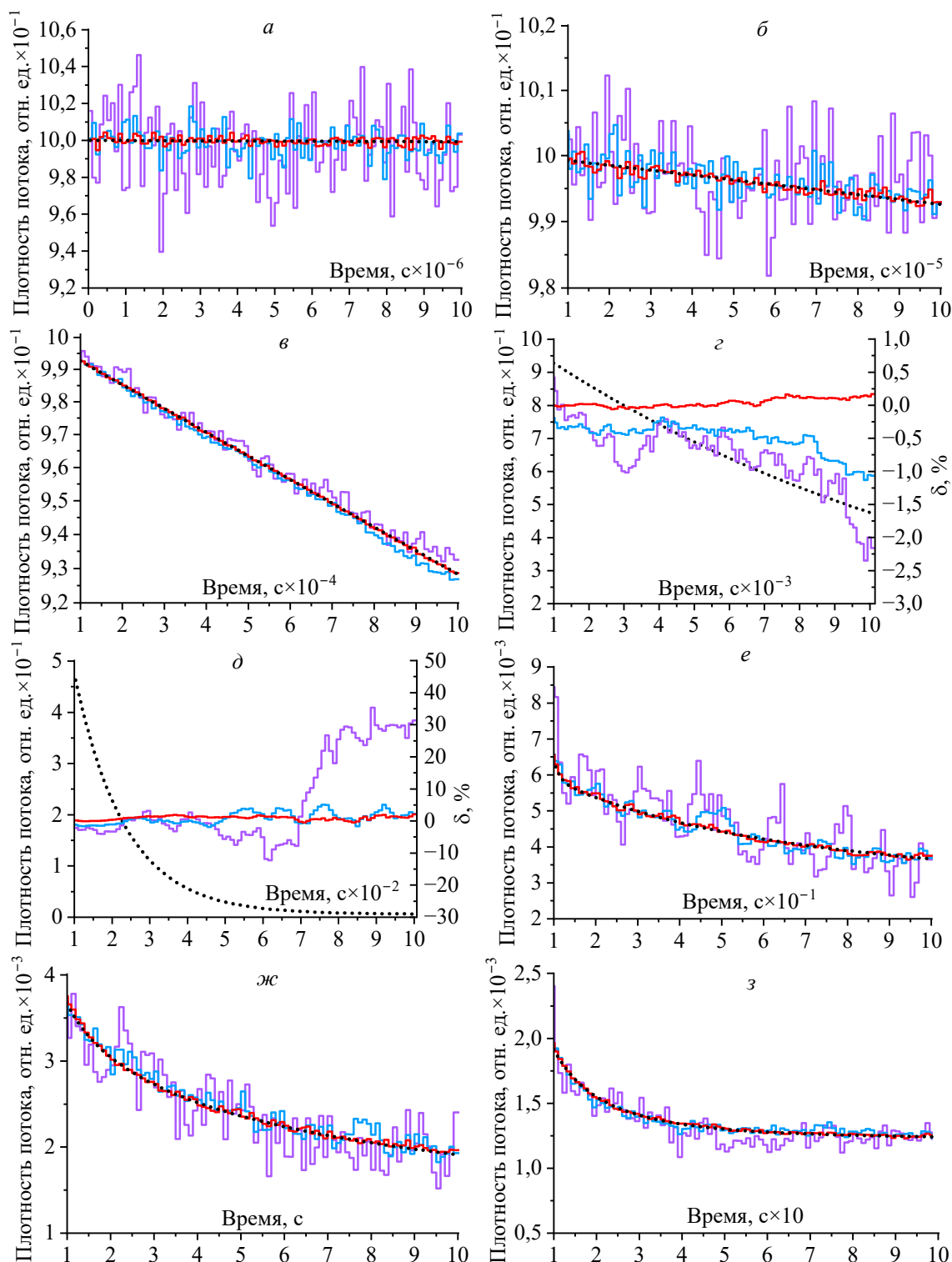


Рис. 4. Результаты расчётов: КИР-С 10^6 (—), КИР-С 10^7 (—), КИР-С 10^8 (—), точечная кинетика (---) для 730 временных интервалов; а — $[0; 10^{-5}]$; б — $[10^{-5}; 10^{-4}]$; в — $[10^{-4}; 10^{-3}]$; г — $[10^{-3}; 10^{-2}]$; д — $[10^{-2}; 10^{-1}]$; е — $[10^{-1}; 1]$; ж — $[1; 10]$; з — $[10; 100]$ с

$3\sigma \rightarrow 99,72\%$) относительно решения по программе КИР-С. Процентные доли ε_1 , ε_2 , ε_3 и абсолютные количества временных точек представлены в табл. 2 при различной статистике (количестве историй) расчётов по программе КИР-С. Также приведено их теоретическое зна-

чение, которое соответствует доверительным интервалам (σ , 2σ и 3σ).

Полученные значения ε_1 , ε_2 и ε_3 близки к установленным процентным соотношениям (68,3%, 95,4% и 99,72%), что, в свою очередь, указывает на корректный расчёт погрешностей

Таблица 2. Сопоставление результатов расчёта по программе КИР-С и теоретических значений

Статистика расчёта (количество историй нейтронов) или теоретическое значение	$\epsilon_1, \%$	Кол-во точек	$\epsilon_2, \%$	Кол-во точек	$\epsilon_3, \%$	Кол-во точек
10^6	72,33	528	97,81	714	99,59	727
10^7	62,19	454	93,42	682	99,73	728
10^8	71,92	525	94,52	690	99,18	724
Теоретическое значение	68,3	499	95,4	696	99,7	728

в программе КИР-С. Для более точной проверки согласованности результатов расчёта погрешности требуется проведение большего объёма выборки из независимых расчётов. Такие расчёты могут быть проведены, например, на одинаковой статистике со сдвинутым датчиком случайных чисел. Однако для подтверждения корректности реализованных методик приведённые результаты являются вполне достаточными.

На рис. 5 показано изменение отношений стандартных отклонений результатов во времени. Использовались следующие отношения: для числа нейтронов источника 10^6 к 10^7 и числа нейтронов 10^7 к 10^8 . Так как в расчётах количество историй нейтронов в каждой паре увеличивается на порядок (в 10 раз), то значение стандартного отклонения в среднем должно уменьшаться в $\sqrt{10}$ раз. Как видно из графика на рис. 5, отношение стандартных отклонений соответствует этой величине до 10^{-2} с. Разброс относительно теоретического значения $\sqrt{10}$ после 10^{-2} с объясняется статистической природой оценки стандартного отклонения, т.е. оно также вычисляется с погрешностью. Особенно разброс проявляется в случае отношения 10^6 к

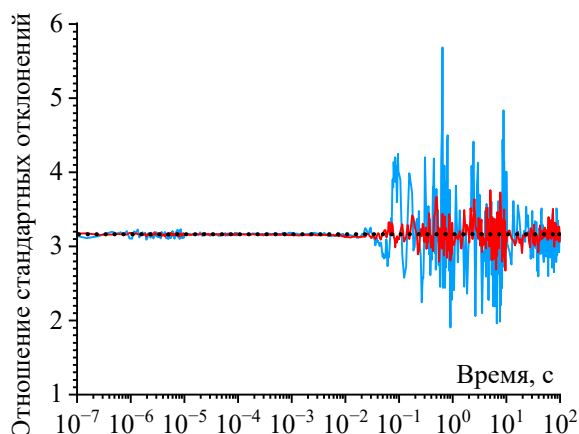


Рис. 5. Отношение стандартных отклонений результатов расчётов по программе КИР-С с разными статистиками (количество историй нейтронов источника): 10^6 к 10^7 (—); 10^7 к 10^8 (—); константа $\sqrt{10}$ (---)

10^7 . Для больших статистических выборок (10^7 к 10^8) разброс значений уменьшается, что указывает на сходимость к теоретической величине.

Заключение

В статье приведены реализованные в программе КИР-С алгоритмы расчёта нестационарных функционалов и вычисления статистической погрешности (дисперсии и стандартного отклонения).

Для оценки корректности разработанной методики использовалась тестовая модель однородной бесконечной среды RP1GS-KIN, в которой моделируется выход в критическое состояние от источника мгновенных нейтронов. Для сопоставления результатов использовалось точное решение, полученное на основе метода точечной кинетики. Полученные значения плотности потока нейтронов в точках по времени согласуются с реперным решением. Доли расчётных точек, в которых реперное решение отклоняется от результата по программе КИР-С на расчётные стандартные отклонения σ , 2σ и 3σ , согласуются с теоретическими процентными соотношениями ($\sigma \rightarrow 68,3\%$, $2\sigma \rightarrow 95,4\%$ и $3\sigma \rightarrow 99,72\%$) для нормального распределения.

Проведённое исследование сходимости плотности потока нейтронов и её статистической погрешности с увеличением статистики счёта в целом соответствует определению стандартной погрешности согласно теории вероятностей (при увеличении числа историй нейтронов в n раз значение отклонения в среднем уменьшается в $\sqrt{n}$ раз).

Работа выполнена с использованием оборудования Центра коллективного пользования “Комплекс моделирования и обработки данных исследовательских установок мега-класса” НИЦ “Курчатовский институт” (<http://ckp.nrcki.ru/>).

Работа проведена в рамках выполнения государственного задания НИЦ “Курчатовский институт”.

Список литературы

1. *Vid Merljak, Marjan Kromar, Andrej Trkov*. Verification of kinetic capabilities of the GNOMER neutron diffusion code. — Ann. Nucl. Energy, 2017, vol. 109, p. 431—439.
2. *Фомиченко П.А.* Решение задач пространственной нейтронной кинетики методами улучшенной квазистатики в программе JAR-IQS: Препринт ИАЭ-5880/5. М., 1995.
3. *Polo-Labarrrios M.-A., Espinosa-Paredes G.* Numerical analysis of startup PWR with fractional neutron point kinetic equation. — Progress in Nuclear Energy, 2012, vol. 60, p. 38—46.
4. *Моряков А.В.* Программа LUCKY_TD для решения нестационарного уравнения переноса нейтронов с использованием параллельных вычислений. — ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2015, вып. 2, с. 15—19.
5. *Бояринов В.Ф., Фомиченко П.А.* Международный нестационарный нейтронно-физический бенчмарк C5G7-TD, описание и первые результаты. — ВАНТ. Сер. Ядерно-реакторные константы, 2017, вып. 2, с. 35—51.
6. *The MCNP® Code*. URL; <https://mcnp.lanl.gov/> (дата обращения 05.03.2026).
7. *Алексеев Н.И., Большагин С.Н., Гомин Е.А., Городков С.С., Гуревич М.И., Калугин М.А., Кулаков А.С., Марин С.В., Новосельцев А.П., Олейник Д.С., Прянишников А.В., Сухино-Хоменко Е.А., Шкаровский Д.А., Юдкевич М.С.* Статус MCU-5. — ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2011, вып. 4, с. 5—23.
8. *Busch R.D., Bowman S.M.* KENO V.a Primer: A Primer for Criticality Calculations with SCALE/KENO V.a Using GeeWiz. ORNL/TM-2005/135, December 2005. 224 p.
9. *Thanh Mai Vu, Donny Hartanto, Thoi Nam Chu, Nhu Viet Ha Pham, Thi Hong Bui*. Sensitivity and uncertainty analysis of neutronic and kinetic parameters for CERCER and CERMET fueled ADS using SERPENT 2 and ENDF/B-VIII.0. — Ann. Nucl. Energy, 2022, vol. 168, 108912; <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2021.108912>.
10. *Jean-Charles Jaboulay, Pierre-Yves Cayla, Clement Fausser, Frederic Damian, Yi-Kang Lee, Antonella Li Puma, Jean-Christophe Trama*. TRIPOLI-4® Monte Carlo code ITER A-lite neutronic model validation. — Fusion Engineering and Design, 2014, vol. 89, № 9–10, p. 2174—2178.
11. *Jaakko Leppänen*. Acceleration of fission source convergence in the Serpent 2 Monte Carlo code using a response matrix based solution for the initial source distribution. — Ann. Nucl. Energy, 2019, vol. 128, p. 63—68.
12. *Faucher M., Mancusi D., Zoia A.* New kinetic simulation capabilities for Tripoli-4®: methods and applications. — Ibid., 2018, vol. 120, p. 74—88.
13. *Pham Nhu Viet Ha, Donny Hartanto, Thanh Mai Vu, Vinh Thanh Tran, Viet-Phu Tran*. An improved analysis of the OECD/NRC PWR MOX/UO2 core transient benchmark with PARCS/Serpent. — Ibid., 2022, vol. 168, 108922; <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2021.108922>.
14. *Zoia A., Brun E.* Reactor physics analysis of the SPERT III E-core with Tripoli-4®. — Ibid., 2016, vol. 90, p. 71—82.
15. *Sjenitzer B.L.* The Dynamic Monte Carlo Method for Transient Analysis of Nuclear Reactors. Proefschrift Printed in the Netherlands, 2013; ISBN 978-90-8891-657-1.
16. *Legrady D., Halasz M., Kophazi J., Molnar B., Tolnai G.* Population-based variance reduction for dynamic Monte Carlo. — Ann. Nucl. Energy, 2020, vol. 149, 107752; <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2020.107752>.
17. *Гомин Е.А., Давиденко В.Д., Зинченко А.С., Харченко И.К.* Моделирование кинетики ядерного реактора методом Монте-Карло. — ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2016, вып. 5, с. 4—16.
18. *Белоусов В.И., Гомин Е.А., Гуревич М.И., Давиденко В.Д., Дудкин К.О., Дьячков И.И., Иоаннисиан М.В., Малков М.Р., Писарев А.Н., Чернов К.Г.* Программный комплекс КИР и его возможности. — ВАНТ. Сер. Ядерно-реакторные константы, 2025, вып. 2, с. 66—79.
19. *Белл Д., Глестон С.* Теория ядерных реакторов. — М.: Атомиздат, 1974. 494 с.
20. *Давиденко В.Д., Иоаннисиан М.В., Дьячков И.И.* О моделировании начального источника мгновенных нейтронов для решения нестационарных задач методом Монте-Карло. — ВАНТ. Сер. Ядерно-реакторные константы, 2020, вып. 3, с. 88—96.
21. *Новиков Е.А., Ващенко Г.В.* L-устойчивый метод третьего порядка численного интегрирования жёстких задач. — Фундаментальные исследования, 2014, № 9, ч. 4, с. 734—740.
22. *Иоаннисиан М.В.* Определение потока нейтронов на основе метода многоточечной кинетики. — ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2018, вып. 1, с. 10—23.

Контактная информация —
 Иоаннисиан Михаил Викторович,
 начальник лаборатории,
 тел.: 8(499)196-98-20,
 e-mail: Ioannisian_MV@nrcki.ru

Вопросы атомной науки и техники.
 Сер. Физика ядерных реакторов, 2026, вып. 2,
 с. 57—64.

Программа для многопараметрической аппроксимации ядерных констант с квазислучайным распределением узлов расчётной сетки и автоматическим отбором коэффициентов

А.С. Мязин, И.А. Базулин,

НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1,
НИЯУ МИФИ, 115409, Москва, Каширское ш., д. 31,

В.И. Савандер,

НИЯУ МИФИ, 115409, Москва, Каширское ш., д. 31

Статья поступила в редакцию 24.12.2025

После доработки — 08.06.2026

Принята к публикации 08.06.2026

В статье приводится описание программного комплекса CINDER, разработанного для генерации библиотек групповых ядерных констант, а также методологической базы, заложенной в основу каждого блока программного комплекса. Блок описания функциональных зависимостей при помощи набора инструментов Python осуществляет последовательные процедуры аппроксимации и регрессии. Реализованы разнообразные способы задания сетки многомерного пространства параметров состояния модели. Построена модель полиячейки канального уран-графитового реактора для наработки радиоактивных изотопов. Проведены тестовые расчёты по программе CHARM, которые подтвердили высокое качество сгенерированной библиотеки нейтронно-физических групповых констант путём сравнения величин коэффициентов реактивности и коэффициента размножения нейтронов K_{∞} .

Ключевые слова: последовательность Соболя, библиотека ядерных констант, OpenMC, CHARM, программы для ЭВМ.

A Program for Multiparameter Approximation of Nuclear Constants with Quasi-Random Distribution of Grid Nodes and Automatic Selection of Coefficients. *A.S. Myazin, I.A. Bazulin, NRC “Kurchatov Institute”, 1, Akademika Kurchatova sq., Moscow, 123182; National Research Nuclear University MEPhI, 31, Kashirskoe highway, Moscow, 115409, V.I. Savander, National Research Nuclear University MEPhI, 31, Kashirskoe highway, Moscow, 115409.*

This paper describes CINDER software package developed to generate libraries of group nuclear constants, as well as the methodological framework underlying each software module thereof. The module that describes functional dependencies based on Python tools performs sequential approximation and regression procedures. Various methods are implemented to define the grid for multidimensional space of model status parameters. A polycell model is developed for channel-type uranium-graphite reactor intended for radioactive isotopes production. Test calculations performed using the CHARM program confirm high quality of the neutronic group constants library generated by CINDER by comparing respective reactivity coefficients and neutron multiplication factors K_{∞} .

Key Words: Sobol sequence, library of nuclear constants, OpenMC, CHARM, computer programs.

EDN: KDN0GA

Введение

Активное развитие атомной энергетики в России, связанное с созданием перспективных ядерных установок (ЯУ), таких как ВВЭР-СКД, БРЕСТ-ОД-300 или БН-1200, обуславливает необходимость совершенствования инструментов расчётного обоснования безопасности. Ключевым элементом таких инструментов (инженерных расчётных кодов) являются библиотеки групповых нейтронно-физических констант. Подготовка библиотеки констант является довольно трудоёмкой задачей, требующей внушительных вычислительных и временных ресурсов. По этим причинам разработка программы, позволяющей осуществлять подготовку библиотеки констант так, чтобы качество

полученных результатов удовлетворительно соотносилось с количеством требуемых на выполнение работы усилий, является актуальной. В рамках представленной работы на языке Python была разработана программа CINDER, генерирующая библиотеки нейтронно-физических многогрупповых констант. Инструментом для подготовки состояний был выбран программный пакет OpenMC [1], в основе которого лежит метод Монте-Карло. Формирование библиотеки констант включает три основные процедуры: аппроксимацию групповых сечений одномерными многочленами, их тензорное произведение и регрессионную аппроксимацию многомерными полиномами, которые описывают зависимость сечения функцией без учёта членов, вносящих наименьший вклад. Это по-

зволяет смоделировать зависимость нейтронных сечений реакций для рассматриваемой модели от любых интересующих пользователя параметров, например, выгорания, температуры топлива, температуры и плотности теплоносителя, концентрации ксенона и др. Подготавливается набор констант, включая сечения деления, поглощения, рассеяния, микросечения поглощения ксенона и самария. Верификация программы проведена путём сравнения величин коэффициентов размножения нейтронов K_{∞} и коэффициентов реактивности для модели полиачейки канального уран-графитового реактора для наработки радиоактивных изотопов [4], рассчитанных по программе MCU [2] и программе CHARM [3], которая использует сгенерированную библиотеку CINDER.

Описание программы CINDER

Программа CINDER реализует описанную в [5] методику. Фактически вся задача создания библиотеки констант сводится к решению трёх проблем: формирование расчётной сетки, узлы которой характеризуются варьируемыми параметрами состояния модели, описание полученного в результате расчёта состояний набора сечений в виде полиномиальных функций и исключение из них членов, вносящих наименьший вклад, методом пошаговой регрессии. Таким образом, по завершении работы программы для каждого материала будет сгенерирован набор сокращённых многопараметрических полиномов, описывающих каждое сечение реакции функцией с минимально возможным отклонением от узловых значений сетки.

Рассмотрим алгоритм работы программы и инструменты, задействованные при её разработке. Программа CINDER написана на языке Python. Выбор языка обусловлен рядом преимуществ, самое весомое из которых — простота прикладного применения. Для языка Python разработано множество полезных научно-инженерных математических библиотек, содержащих широкий спектр оптимально отлаженных функций.

В качестве программного обеспечения, задействованного при подготовке состояний модели и расчётах нейтронных сечений, использовался код OpenMC. OpenMC — открытый код для моделирования переноса нейтронов и фотонов методом Монте-Карло, разработанный в соответствии с современными стандартами и технологиями в области программирования.

Программа позволяет с высокой точностью производить расчёты нейтронно-физических характеристик модели, а грамотный подход в реализации методов распараллеливания вычислений гарантирует при этом приемлемую скорость работы. OpenMC широко применяется для расчёта критичности ядерных реакторов, анализа запаса реактивности, оценки радиационных полей и защиты. Одним из важных преимуществ является её современный и гибкий интерфейс: геометрия и материалы задаются с помощью скриптов на языке Python, что делает процесс настройки расчёта интуитивно понятным и быстрым. Благодаря высокой производительности и параллельной обработке можно проводить детальное трёхмерное моделирование реальных реакторных установок и экспериментов.

На этапе, когда состояния для расчётной сетки подготовлены, осуществляется процедура считывания данных. Учитывая, что в процессе работы происходит оперирование внушительным объёмом данных, для ускорения работы и облегчения нагрузки на ЭВМ данные хранятся в файлах формата hdf5 или h5 [6]. Этот формат позволяет более рационально использовать оперативную память ЭВМ, так как задействованные данные загружаются и выгружаются из неё по мере необходимости, в остальное время работы программы величины, над которыми не происходит никаких операций, хранятся на основном носителе памяти — жёстком диске либо твердотельном накопителе данных. Это положительно сказывается на стабильности и скорости расчёта. Из hdf5-файлов, согласно задаваемому формату, считывается информация о сечениях реакций, и далее из них формируется массив данных.

На следующем этапе работы программы формируются библиотеки групповых констант. Для каждого материала модели поочерёдно для каждого сечения реакции осуществляется интерполяция выбранными пользователем полиномами по каждой из переменных. Полученные одномерные полиномы путём тензорного перемножения формируют единый полином для сечения реакции, образуя тем самым функцию, зависимость от каждой варьируемой при расчёте состояний переменной. Далее формируется система уравнений, где в одной части уравнения находится многопараметрический многочлен, а в другой — численное значение сечения реакции для состояния, характеризуемого своим набором параметров. Учитывая большое количество рассчитанных по программе OpenMC

состояний, у полученной системы уравнений наблюдается высокая степень переобусловленности. В такой ситуации для решения системы уравнений логично использовать метод наименьших квадратов. Очевидно, что в случае большого количества переменных и требуемой высокой точности количество членов итогового многочлена в результате тензорного произведения может оказаться значительным. Поэтому на следующем шаге работы программы члены, вносящие наименьший вклад в значения функции в каждой точке, исключаются методом пошаговой регрессии.

После того, как сформирована функция, описывающая сечение реакции как многопараметрическую зависимость от варьируемых переменных, и исключены слабо влияющие члены, осуществляется запись полученных данных в файл выходных данных. Из-за большого объёма, а также для удобства хранения информации в задаваемой пользователем иерархической структуре файл выходных данных также создаётся в формате hdf5. Для каждого материала и для каждого сечения реакции записываются все требуемые данные, такие как вид функции, её тип, количество членов, количество и названия переменных и средние отклонения от узловых точек сетки.

Построение сетки

Одним из наиболее важных этапов программы является формирование расчётной сетки. Требуется сформировать многопараметрическое пространство H , каждый узел которого

будет характеризоваться набором варьируемых при расчёте состояний величин, от которых функционально зависит сечение реакции. Существует множество подходов, самым очевидным из которых представляется разбиение пространства H на точки с произвольным постоянным шагом по каждой из осей — так называемая регулярная прямоугольная сетка. Однако такой метод генерации сетки обладает рядом существенных недостатков. Прежде всего применение регулярной сетки с увеличением размерности пространства неизбежно влечёт значительное увеличение количества узлов, что требует большого числа расчётов рассматриваемой модели для получения библиотеки, обеспечивающей приемлемый уровень точности. Кроме того, выбор регулярной сетки в случае многомерного пространства может повлечь за собой потерю точности аппроксимации, что демонстрируется в работе И.М. Соболя [7].

Представленные на рис. 1 регулярная сетка и ЛПТау-сетка, полученная при помощи последовательностей Соболя [7], с точки зрения равномерности на первый взгляд кажутся одинаковыми. Действительно, каждой малой области пространства двумерного куба соответствует своя точка, что позволяет судить о равномерном распределении узлов. Однако в случае, если для функции $f(X)$ наблюдается сильная зависимость от какой-либо из компонент $X = (x_0, x_1, \dots, x_I)$, где I — размерность гиперкуба H , регулярная решётка с ростом размерности пространства куба будет являться причиной “потери” данных, так как варьирование пара-

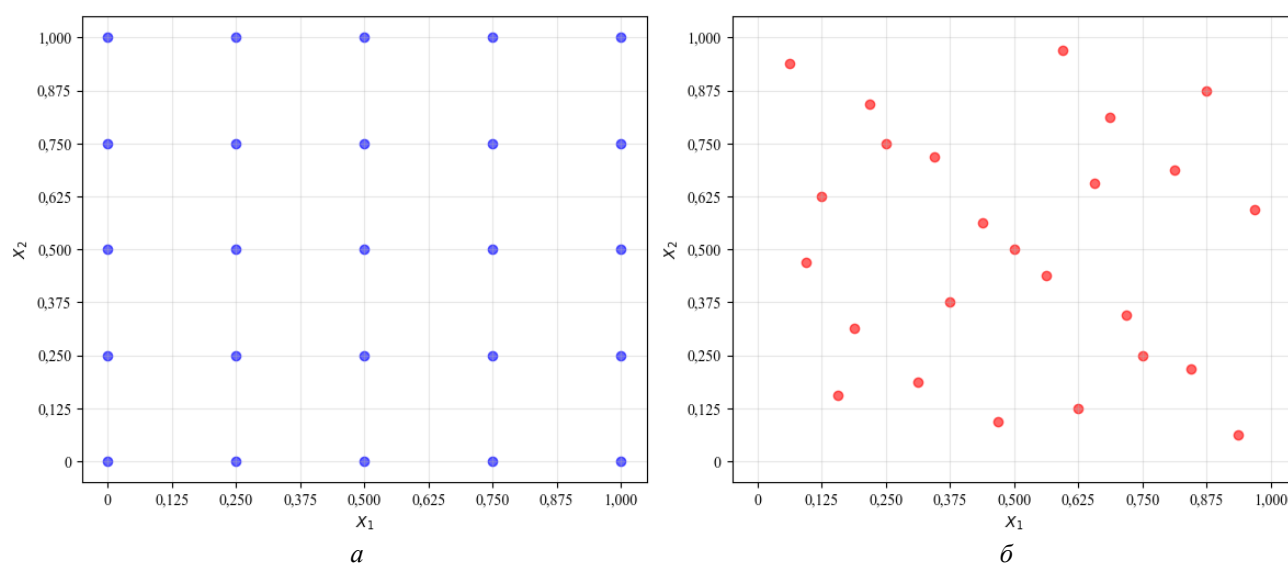


Рис. 1. Регулярная решётка для двумерного куба с 25 точками (первый массив данных) (а) и ЛПТау-сетка для двумерного куба с 25 точками (второй массив данных) (б)

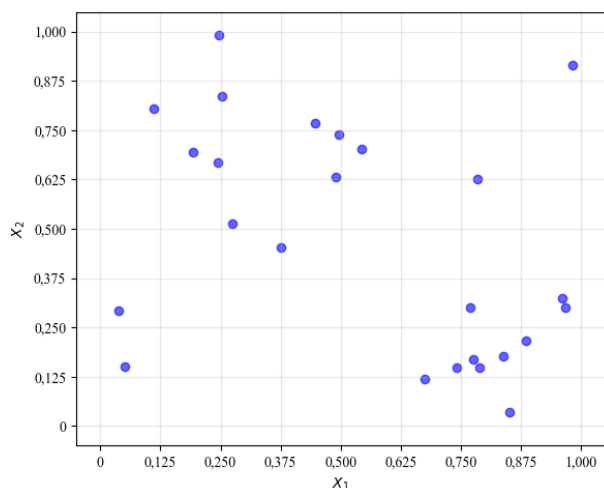


Рис. 2. Решётка для двумерного куба с 25 точками, полученными генератором случайных чисел

метров, оказывающих относительно слабое влияние, даст недостаточный объём информации для выявления зависимости сечения по этой компоненте. Повысить точность можно за счёт значительного увеличения числа узлов, т.е. расчётных затрат. В.М. Соболев разработал алгоритм генерации квазислучайных последовательностей и продемонстрировал его эффективность при решении различных вычислительных задач [7]. Сетка, полученная при помощи последовательностей Соболя, носит название ЛПТау-сетка.

Одним из очевидных способов задания расчётной сетки является розыгрыш узлов генератором случайных чисел. Однако, как проиллюстрировано на рис. 2, такой метод не представляется надёжным по причине возможного образования зон разрежения в пространстве гиперкуба H , что особенно заметно в сравнении с ранее описанными методами при одинаковом количестве точек.

Существуют и другие способы генерации равномерно распределённых последовательностей, но в рамках данной работы было принято решение использовать ЛПТау-сетку.

После формирования сетки на нормированном гиперкубе H выполняется расчёт состояний с переменными, значения которых перенормированы с точек H на рассматриваемые для модели пределы. В качестве программного обеспечения для расчёта нейтронных сечений применялась программа OpenMC.

Создание оптимального полинома

Когда расчётная сетка сформирована, программа CINDER приступает к процедуре функ-

ционального описания зависимости сечений реакций от переменных сетки. Назначение данного программного блока сводится к последовательному решению задач аппроксимации и регрессии. Алгоритм представлен на рис. 3.

Нейтронные сечения должны быть описаны при помощи некоторых функций с произвольным количеством членов:

$$\sigma(X) = \sum_i a_i f_i(X), \quad (1)$$

где σ — нейтронное сечение; a_i — коэффициент; f_i — математическая функция либо один из её членов; X — точка в пространстве гиперкуба H , характеризующаяся изменяемыми параметрами состояния модели.

В результате работы программы формируется файл выходных данных, содержащий в себе набор многочленов с прилагающейся к ним информацией. Это может быть количество членов, их численное значение, вид функций, составляющих многочлен, род в случае использования полиномов Лежандра и так далее. Как видно из рис. 3, большая часть операций происходит внутри трёх вложенных циклов: по материалам, по сечениям и по переменным сетки. Отметим, что подготавливается многогрупповая библиотека, поэтому предполагается, что в цикле по сечениям расчёт идёт последовательно по сечениям реакций конкретной энергетической группы. В случае аппроксимации матрицы рассеяния она вытягивается в одномерный массив, после чего программа аппроксимирует отдельно каждый элемент матрицы.

Рассмотрим подробнее процедуру аппроксимации. При описании функциональной зависимости нейтронного сечения от переменных сетки могут быть задействованы разнообразные многочлены. Поэтому формулировка задачи аппроксимации математически наиболее корректным и общим образом сводится к следующему виду:

$$A \times F(X) = B(X), \quad (2)$$

где A — массив искомых коэффициентов; $F(X)$ — математические функции, где аргумент X есть координаты узла сетки; $B(X)$ — сечения реакции в X узлах сетки.

На первом шаге внутри цикла происходит аппроксимация массива B , который содержит в себе N значений рассматриваемого на данной итерации сечения реакции, по каждой из переменных X сетки. Можно использовать аппроксимацию степенными полиномами, полиномами Лежандра и многочленами Чебышева.

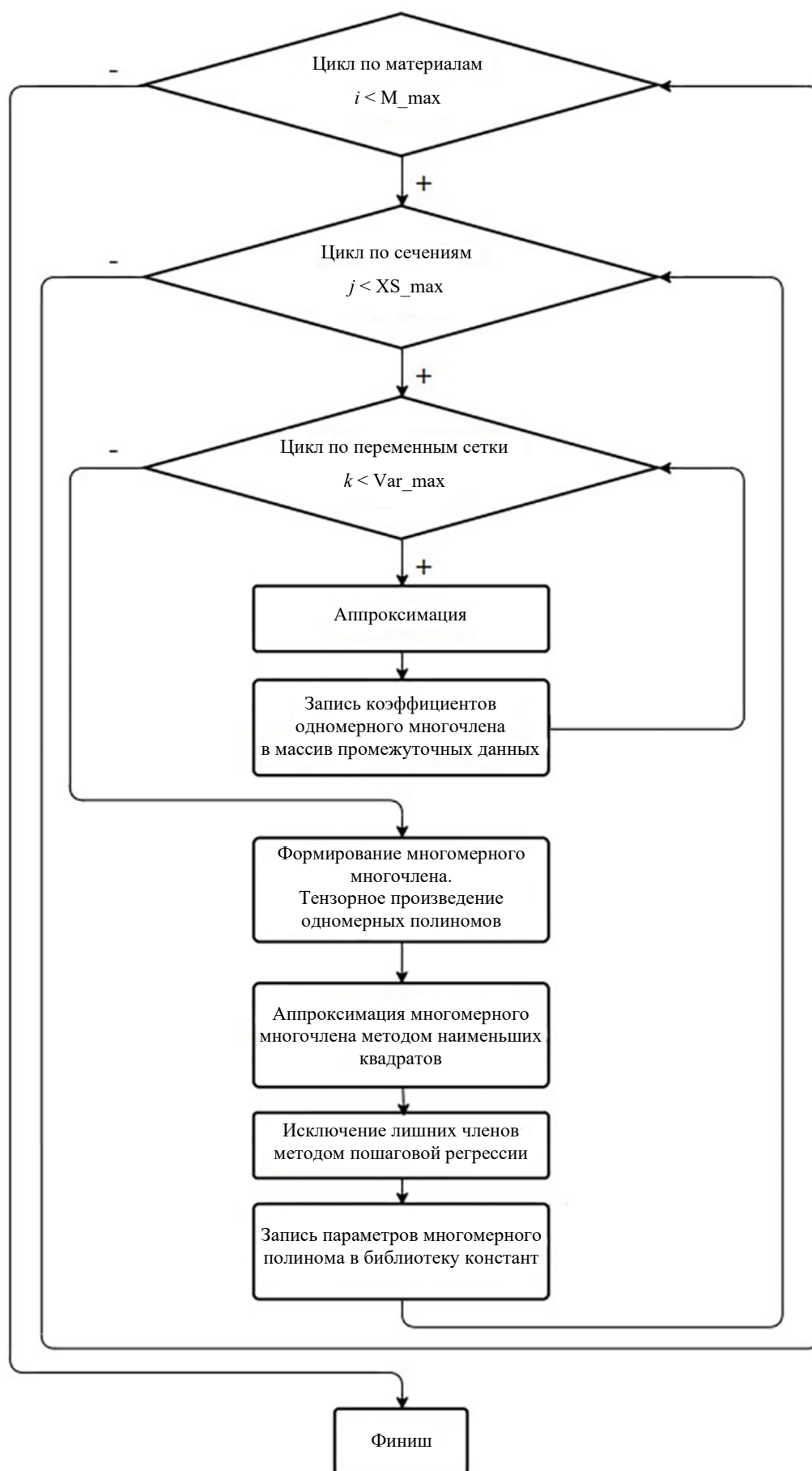


Рис. 3. Блок-схема алгоритма создания оптимального многопараметрического полинома

Использование степенных полиномов показало свою несостоятельность по причине большой погрешности при описании некоторых зависимостей, поэтому было принято решение сделать выбор в пользу многочленов Чебышева либо Лежандра. Целесообразность их использования обусловлена также следующим. Произвольную функцию можно разложить в бесконечный ряд по полной системе ортогональных функций. Если рассматривать функции как векторы в бесконечномерном пространстве, где скалярное произведение задаётся интегралом, то полная ортогональная система играет роль бесконечного ортонормированного базиса. Коэффициенты разложения функции по такому базису вычисляются как её проекции на базисные элементы — через то самое скалярное произведение. Таким образом, классические разложения в ряд Фурье, ряд по полиномам Лежандра или другие ортогональные разложения предстают прямым и естественным обобщением разложения вектора по ортогональному базису, где условие полноты системы гарантирует, что ряд сходится к исходной функции в смысле нормы гильбертова пространства.

Методом наименьших квадратов программа подбирает коэффициенты A , которые сохраняются для последующих операций. В результате аппроксимации по каждой из переменных формируется двумерный массив размера I на J , где I — число переменных сетки, J — длина максимального по количеству членов многочлена. Исходя из этих положений, выражение (2) раскрывается в систему уравнений для каждой из I переменных сетки:

$$\begin{cases} a_0 f(X_0) + \\ + a_1 f(X_0) + \dots + a_J f(X_0) = B(X_0); \\ a_0 f(X_1) + \\ + a_1 f(X_1) + \dots + a_J f(X_1) = B(X_1); \\ \dots \\ a_0 f(X_N) + \\ + a_1 f(X_N) + \dots + a_J f(X_N) = B(X_N), \end{cases} \quad (3)$$

где a — коэффициенты, подбираемые методом наименьших квадратов; $f(X_i)$ — некоторая функция; X_i — компонента i -го узла X ; $B(X_i)$ — значение сечения в i -м узле X .

Когда коэффициенты a для каждого одномерного полинома подобраны и записаны в двумерный массив, этот массив коэффициентов используется при формировании функции, учи-

тывающей зависимость сечения от всех переменных сетки. Одномерные многочлены путём тензорного перемножения формируют многомерный полином:

$$\begin{aligned} & \left\{ \begin{aligned} & a_{0,0} f_{0,0}(x_{0,0}) + a_{0,1} f_{0,1}(x_{0,1}) + \dots + \\ & + a_{0,j} f_{0,j}(x_{0,j}) + \dots = \sigma(X_0) \\ & a_{1,0} f_{1,0}(x_{1,0}) + a_{1,1} f_{1,1}(x_{1,1}) + \dots + \\ & + a_{1,j} f_{1,j}(x_{1,j}) + \dots = \sigma(X_1) \\ & \dots \\ & a_{I,0} f_{I,0}(x_{I,0}) + a_{I,1} f_{I,1}(x_{I,1}) + \dots + \\ & + a_{I,j} f_{I,j}(x_{I,j}) = \sigma(X_I) \end{aligned} \right. \Rightarrow \quad (4) \\ & \Rightarrow \sigma(X) = \sum_{k=1}^K a_k f_k(X), \end{aligned}$$

где $\sigma(X)$ — многомерный полином; $\sigma(X_i)$ — одномерный полином, зависящий от переменной i -й оси гиперкуба; K — общее количество членов, полученное в результате тензорного перемножения одномерных полиномов; i — число, характеризующее ось гиперкуба; j — номер члена.

Полученный таким образом полином недостаточно точно описывает зависимость сечения от параметров сетки, поэтому коэффициенты многочлена вновь корректируются методом наименьших квадратов. В случае каких-либо сложных зависимостей сечения реакции от переменной сетки число членов одномерных многочленов может исчисляться десятками, если не сотнями. Следовательно, количество членов функции, полученной после тензорного перемножения одномерных многочленов, может возрасти до значений свыше тысяч. Поэтому на следующем этапе происходит процедура оценки влияния вклада каждого члена в полученную функцию. Метод пошаговой регрессии, реализованный в библиотеке Python `sklearn`, позволяет быстро производить эту оценку и исключать члены, которые влияют на значение функции наименьшим образом. В программе CINDER реализована возможность гибкой настройки данной процедуры — от указания числа членов, которые должны остаться, вплоть до критерия, используемого для оценки. Для примера, который будет рассмотрен более подробно далее, был использован коэффициент детерминации R^2 . После исключения слабо влияющих членов итоговый многомерный полином и вся требуемая информация о нём записываются в файл выходных данных.

Создание тестовой библиотеки для расчёта полячейки по программе CHARM

В данном разделе приводится описание модели активной зоны канального уран-графитового реактора для наработки изотопов, а также сравнение рассчитанных при помощи программы CHARM коэффициентов размножения нейтронов K_∞ и коэффициентов реактивности. Расчёт состояний модели проводился в программе OpenMC. Учитывая, что для сеток, формируемых из последовательностей Соболя, желательно использовать количество состояний, равное 2^n , где n — произвольное целое число больше нуля, в работе было рассчитано 2048 состояний. Расчёты осуществлялись на персональном ЭВМ со следующими характеристиками:

- CPU: Intel(R) Core(TM) i5-10500 CPU @ 3,10 GHz;
- RAM: 32,0 GB;
- GPU: NVIDIA GeForce GTX 1650 (4 GB);
- OS: Windows 10 x64.

Для каждого состояния задавались свои параметры в пределах, перенормированных на ось гиперкуба H . Для данной модели варьировались следующие параметры: выгорание (0—40 MBt) и температура топлива (293,15—1773,15 K), температура замедлителя (293,15—1273,15 K), температура (293,15—600,00 K) и плотность теплоносителя (0,0559—1,0000 г/см³), относительные концентрации ксенона (0—1) и самария (0—1). Библиотека подготавливалась для расчёта в шести энергетических группах. Верхние границы энергетических групп приведены в табл. 1.

Таблица 1. Верхние границы энергетических групп

Номер группы	Энергия, эВ
1	$2 \cdot 10^7$
2	$1 \cdot 10^5$
3	$1,4 \cdot 10^4$
4	1
5	$3,15 \cdot 10^{-1}$
6	$2,50 \cdot 10^{-2}$

Для рассматриваемой задачи при располагаемых вычислительных мощностях время расчёта 2048 состояний по программе OpenMC составило примерно два полных месяца. Непосредственно же формирование библиотеки констант осуществлялось в течение 11 ч.

При проведении нейтронно-физических расчётов особое внимание уделяется расчёту

эффектов и коэффициентов реактивности, поскольку они непосредственно влияют на устойчивость, управляемость и безопасность реактора в различных режимах эксплуатации. Они отражают изменение критичности активной зоны под влиянием различных факторов, включая эффекты, связанные с температурой топлива и замедлителя, изменением плотности теплоносителя, накоплением продуктов деления. Для верификации полученной библиотеки нейтронно-физических констант был проведён расчёт распределения энерговыделения и коэффициентов реактивности канального уран-графитового реактора для наработки радиоактивных изотопов [4].

В отличие от представленной в [4] конфигурации ячейки реактора, в которой один накопитель приходится на две ТВС, рассматривалась ячейка с одним накопителем на четыре ТВС. В связи с этим отличается и начальный изотопный состав топлива. В данном случае рассматривается топливо с начальным обогащением 5% по ^{235}U и содержанием эрбия 0,5%.

Расчёты с полученной библиотекой проводились при помощи программы для ЭВМ CHARM, которая предназначена для решения уравнения переноса нейтронов и γ -квантов методом характеристик в произвольных трёхмерных геометриях. Для проведения реперных расчётов использовалась аттестованная программа для ЭВМ MCU-RFFI/A с библиотекой констант DLC/MCUDAT-1.0 [2], которая предназначена для расчёта методом Монте-Карло размножающих нейтроны систем с быстрым, промежуточным и тепловым спектром нейтронов. Область применения программы включает широкий спектр реакторов и систем, в том числе ВВЭР, РБМК, транспортные и исследовательские реакторы, критические и подкритические сборки, хранилища ядерных материалов и контейнеры для их транспортировки. Точность расчёта задач на критичность методом Монте-Карло ограничена только точностью описания геометрии и точностью библиотек ядерных данных. Согласно аттестационному паспорту программы погрешность определения эффективного коэффициента размножения нейтронов для холодных водо-водяных систем с низкообогащённым (до 5%) урановым топливом составляет $\pm 0,003$, для холодных уран-графитовых систем — $\pm 0,004$. Для горячих систем приведённые погрешности увеличиваются на 0,002.

Для расчёта распределения энерговыделения по активной зоне (по каналам с ТВС) и

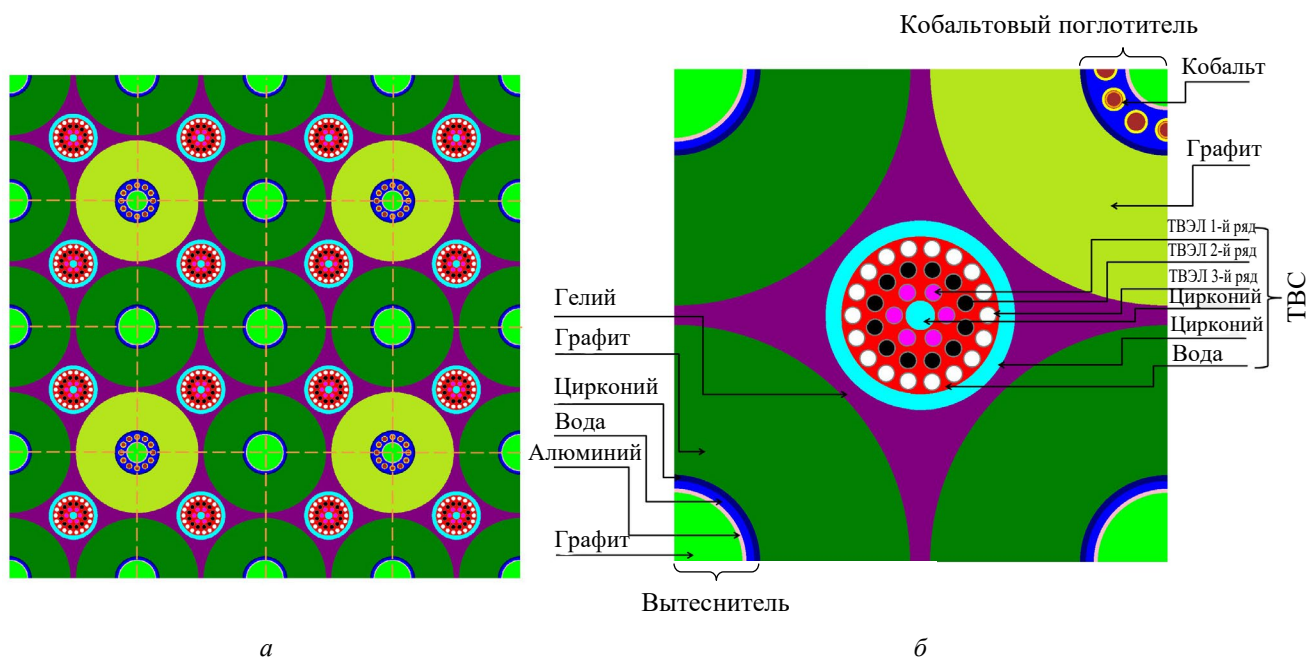


Рис. 4. Модель полячейки канального уран-графитового реактора для наработки изотопов в CHARM ($z + 0$) (а) и модель ячейки канального уран-графитового реактора ($z + 0$) (б)

определения эффектов и коэффициентов реактивности использовалась полячейка периодичности размером 4×4 . Рассматривалась центральная по высоте часть активной зоны высотой 1 м. На верхней и нижней границах полячейки задавались условия отражения, на всех остальных границах — условия периодичности. Изображения горизонтальных сечений моделей полячек в CHARM и MCU представлены на рис. 4. Цветом обозначены различные материалы.

На рис. 5 представлены использованные в расчётах выгорания топлива.

Полученные в результате расчётов по CHARM мощности каналов, нормированные на среднюю мощность по полячке, представлены на рис. 6. В скобках показаны аналогичные значения, полученные по MCU.

Представленные на рис. 6 данные демонстрируют хорошее согласие между CHARM с полученной в ходе работы библиотекой и MCU. Наибольшее относительное отклонение не превышает 0,3%.

На рис. 7—9 показаны пространственные распределения скалярной плотности потока нейтронов для данного состояния в нормировке

$$\sum_g \int_V \nu \Sigma_f^g(\mathbf{r}) \phi_g(\mathbf{r}) dV = 1.$$

После определения распределения энерговыделения для той же полячейки периодичности были рассчитаны коэффициенты реактивности по температуре топлива, температуре

0,01	26,0	2,5	23,9
28,1	17,1	30,1	14,8
5,0	21,7	7,5	19,5
32,1	12,4	34,0	10,0

Рис. 5. Картограмма выгорания TBC, МВт·сут/кг

1,235 (1,238)	0,882 (0,880)	1,195 (1,198)	0,921 (0,920)
0,846 (0,845)	1,024 (1,023)	0,806 (0,804)	1,066 (1,066)
1,188 (1,189)	0,953 (0,951)	1,156 (1,157)	0,994 (0,993)
0,772 (0,773)	1,095 (1,095)	0,739 (0,738)	1,131 (1,131)

Рис. 6. Картограмма мощностей каналов, отн. ед.

графита и плотности теплоносителя. Для определения данных коэффициентов были проведены расчёты семи состояний полячейки. В качестве основного состояния рассматривалась полячейка со следующими параметрами: температура топлива — 1223 К, температура воды в канале многократной принудительной циркуляции (КМПЦ) — 583 К, температура графита — 873 К, плотность теплоносителя в

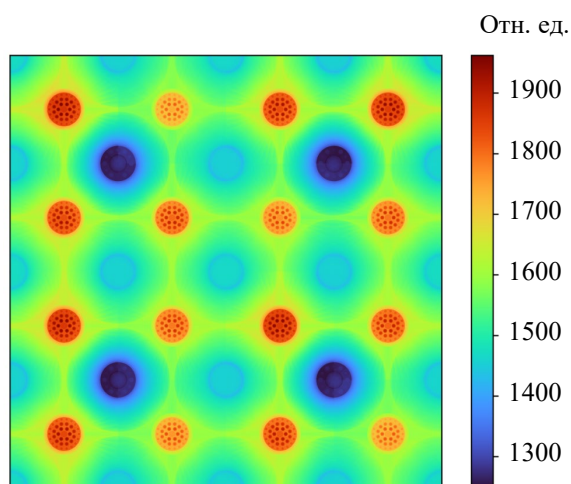


Рис. 7. Картограмма распределения скалярного потока нейтронов в энергетических группах 1 и 2 по полячейке

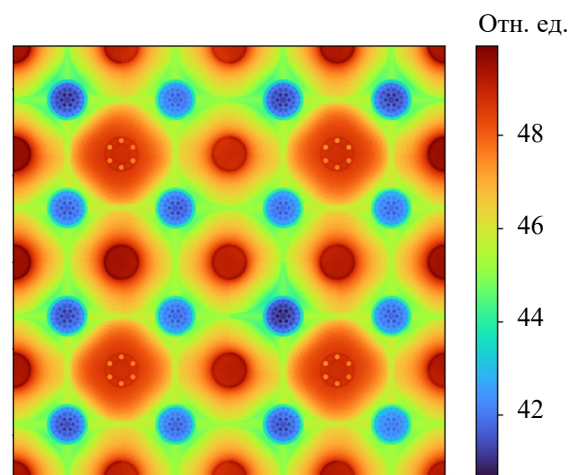


Рис. 8. Картограмма распределения скалярного потока нейтронов в энергетической группе 3 по полячейке

КМПЦ — $0,7 \text{ г/см}^3$. Полученные в результате расчёта значения коэффициента размножения нейтронов в бесконечной среде представлены в табл. 2.

Полученные с помощью данных состояний коэффициенты реактивности приведены в табл. 3.

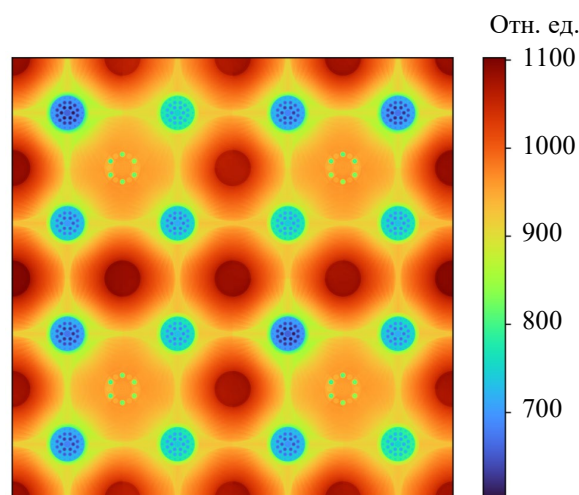


Рис. 9. Картограмма распределения скалярного потока нейтронов в энергетических группах 4–6 по полячейке

Анализируя приведённые результаты, видим, что во всех представленных состояниях относительное отклонение коэффициента размножения нейтронов в бесконечной среде, полученного по CHARM, от аналогичного значения, полученного по MCU, составляет $\sim 0,1\%$. При этом относительные отклонения коэффициентов реактивности, полученных в указанных состояниях, не превышают $0,65\%$.

Таким образом, полученные результаты позволяют судить о высокой точности библиотеки констант.

Заключение

Проведённая работа демонстрирует успешную реализацию программы CINDER, предназначенной для подготовки библиотек многогрупповых нейтронно-физических констант. В статье приведено описание алгоритмического и структурного устройства программы, положенных в её основу методических принципов, а также представлены результаты её апробации. К преимуществам разработанной программы

Таблица 2. Сравнение результатов расчёта K_∞

Состояние	K_∞ (CHARM)	K_∞ (MCU)	$\delta K_\infty, \%$
Основное	0,98273	0,98174	0,10084
Температура топлива +50 К	0,98209	0,98110	0,10091
Температура топлива –50 К	0,98347	0,98248	0,10077
Температура графита +50 К	0,98325	0,98225	0,10181
Температура графита –50 К	0,98185	0,98086	0,10093
Плотность теплоносителя +0,1	0,98311	0,98212	0,10080
Плотность теплоносителя –0,1	0,98153	0,98055	0,09994

Таблица 3. Сравнение результатов расчёта коэффициентов реактивности

Коэффициент реактивности	Результат по CHARM	Результат по MCU	$\delta \left(\frac{\partial \rho}{\partial x_i} \right), \%$
По температуре топлива, 1/K	$-1,383 \cdot 10^{-5}$	$-1,379 \cdot 10^{-5}$	0,290
По температуре графита, 1/K	$1,397 \cdot 10^{-5}$	$1,388 \cdot 10^{-5}$	0,648
По плотности теплоносителя, см ³ /г	$7,895 \cdot 10^{-3}$	$7,880 \cdot 10^{-3}$	0,197

можно отнести автоматический подбор узлов для расчётной сетки, что обеспечивает равномерное покрытие пространства гиперкуба H с точки зрения как его заполнения, так и сохранения полезных данных о степени влияния параметров модели на нейтронные сечения. Процедуры аппроксимации и отбора наиболее значимых коэффициентов методом пошаговой регрессии позволяют достигать достаточно точного описания зависимостей нейтронных сечений от параметров модели. Для верификации программы был проведён тестовый расчёт коэффициента размножения нейтронов K_{∞} поли ячейки, представляющей фрагмент активной зоны канального уран-графитового реактора для наработки радиоактивных изотопов. Использование выборки из 2048 состояний с варьирующимися в установленных рамках параметрами позволило подготовить библиотеку нейтронно-физических констант. Результаты расчётов показали высокую степень согласия с данными, полученными при расчёте K_{∞} и коэффициентов реактивности по программе CHARM в сравнении с MCU, что является свидетельством корректности реализованных алгоритмов и точности генерируемых выходных данных. Программа CINDER может стать надёжным и эффективным инструментом, пригодным для применения в практических расчётах нейтронно-физических характеристик ядерных установок.

Работа проведена в рамках выполнения государственного задания НИЦ “Курчатовский институт”.

Список литературы

1. **Romano P.K. et al.** OpenMC: A state-of-the-art Monte Carlo code for research and development. — *Annals of Nuclear Energy*, 2015, vol. 82, p. 90—97.
2. **Аттестационный** паспорт программного средства MCU-RFFI/A с библиотекой констант DLC/MCUDAT-1.0. Регистрационный номер 400. Ростехнадзор, 2016.
3. **Базулин И.А., Федосов А.М., Мязин А.С., Федотов А.С.** CHARM: параллельный нейтронно-физический код, основанный на методе характеристик. — *ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов*, 2024, вып. 5, с. 11—21.
4. **Базулин И.А., Давыдова Г.Б., Тупотилов И.А., Федосов А.М.** Активная зона канального реактора для накопления кобальта-60. — Там же, 2025, вып. 1, с. 25—33.
5. **Танаи Х.А., Зимин В.Г., Семенов А.А., Соловьев Д.А., Плотников Д.А., Романенко В.И., Джарум Б.** Создание библиотеки нейтронных сечений с помощью кода на основе метода Монте-Карло. — Там же, 2024, вып. 1, с. 32—50.
6. **Folk M. et al.** An overview of the HDF5 technology suite and its applications. — In: *Proc. of the EDBT/ICDT 2011. Workshop on Array Databases*. U.S.A., 2011, March, с. 36—47.
7. **Соболь И.М., Статников Р.Б.** Выбор оптимальных параметров в задачах со многими критериями. — М.: Наука, 1981.

Контактная информация —
Мязин Алексей Сергеевич,
инженер-исследователь,
тел.: 8(915)492-62-76,
e-mail: Myazin_AS@nrcki.ru

Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2026, вып. 2,
с. 65—74.

Методический анализ экспериментов на одиночном канале критического стенда

А.М. Дегтярев, Ю.И. Зорин, А.А. Иванов, М.А. Калугин,

НИЦ “Курчатовский институт”, 123183, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

Статья поступила в редакцию 04.12.2025

После доработки — 04.06.2026

Принята к публикации 04.06.2026

В статье приведён расчётно-методический анализ результатов модельных экспериментов на одиночном канале критического стенда с загрузкой типа РБМК. Показано, что результаты эксперимента могут иметь значительную зависимость от конкретной загрузки самого стенда. Для практической интерпретации получаемых экспериментальных данных необходимо привлечение расчётов с использованием прецизионных кодов.

Ключевые слова: критический стенд, одиночный канал, расчёт, интерпретация результатов.

Methodical Analysis of Experiments on a Single Channel of Critical Facility. *A.M. Degtyarev, Yu.I. Zorin, A.A. Ivanov, M.A. Kalugin, NRC “Kurchatov Institute”, 1, Akademika Kurchatova sq., Moscow, 123182.*

This paper presents computational and methodological analysis of results yielded by model experiments on a single channel of critical facility with RBMK-type fueling. Experimental results are shown to have significant dependence on the critical facility’s specific fueling pattern. Practical interpretation of relevant experimental data requires calculations with precision codes.

Key Words: critical facility, single channel, calculation, interpretation of results.

EDN: KESLEN

Введение

Измерения относительной эффективности различных композиций на критическом стенде канального реактора РБМК [1] часто выполняются на малоразмерных фрагментах рассматриваемых систем, в том числе на одиночных каналах. На результаты подобных измерений влияет, помимо малоразмерности, и компоновка сформированных при этом экспериментальных критических сборок. Поэтому прямой перевод результатов экспериментов, полученных на одиночном канале критического стенда, на полномасштабные загрузки активной зоны реактора будет некорректным. В настоящей работе проведены модельные расчёты по исследованию влияния и учёту параметров экспериментальныхборок при измерениях относительной эффективности разного количества топлива (твэлов) в канале.

Все расчёты выполнены по программе MCU-5 [2] для холодных систем.

Исходные данные

Используемые в расчётах модели составлены на основе параметров стенда РБМК.

Стенд состоит из 324 графитовых ячеек с вертикальными технологическими каналами,

образующими квадратную решётку с шагом 25 см и высотой 410 см. Размер графитовой кладки в плане 450×450 см. Активная зона занимает центральную в высотном направлении область кладки длиной 345 см.

Геометрические и материальные параметры технологического канала (ТК) с топливом обогащением 2% и с поглотителем принимались максимально приближенными к параметрам натурной загрузки (рис. 1, 2). В трубы ТК и оболочки твэлов добавлены ниобий и гафний в концентрациях, соответствующих сплаву Э125 и Э110 соответственно. Дистанционирующие решётки учитывались добавлением стали в

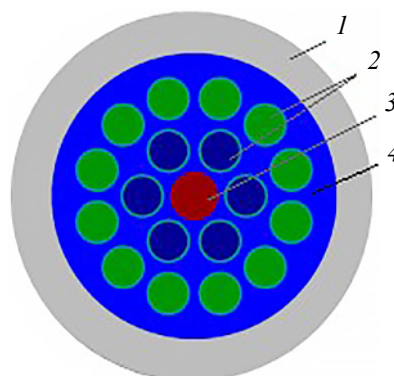


Рис. 1. Расчётная модель ТК с топливом (вид в плане): 1 — труба ТК; 2 — твэлы; 3 — центральный стержень; 4 — воздух

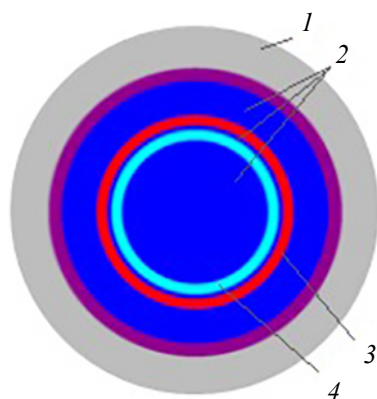


Рис. 2. Расчётная модель ТК с поглощающим стержнем СУЗ (вид в плане): 1 — труба ТК; 2 — воздух; 3 — бористая сталь; 4 — сталь

трубу ТК. С учётом содержащихся в реакторном графите примесей [3] в состав кладки вводился бор, увеличивающий эффективное сечение поглощения графита в тепловой точке до $4,2 \cdot 10^{-3}$ барн.

Расчёт однородной критической сборки с отражателем

Для проверки адекватности модели был выполнен расчёт экспериментальной критической сборки из 22 топливных каналов с 18 твэлами (конфигурация № 4 из работы [1], рис. 3). Полученное расчётное значение эффективного коэффициента размножения $K_{эф} = 1,0053$ при статистической погрешности $\pm 0,0004$ для коэффициента доверия 0,957 находится в хорошем согласии с измеренной критичностью $K_{эф} = 1,0017 \pm 0,0026$, что свидетельствует о корректности принятых в модели характеристик стэнда.

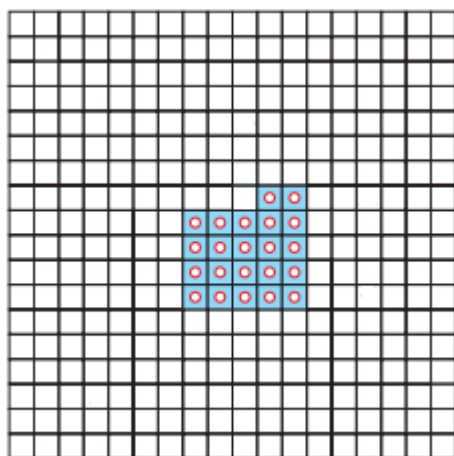


Рис. 3. Схема критической сборки с 22 ТК: — ячейка с топливом 2% с 18 твэлами; — ячейка отражателя

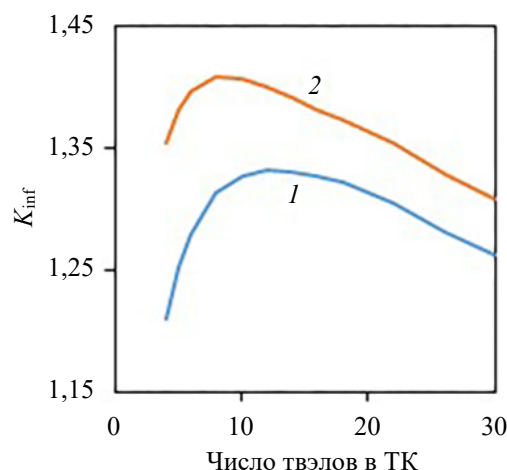


Рис. 4. Зависимость K_{inf} однородной решётки от числа твэлов в канале: 1 — с трубой ТК; 2 — без трубы ТК

Однородная бесконечная решётка

На рис. 4 приведены графики зависимости бесконечного коэффициента размножения K_{inf} от числа твэлов для однородной сухой решётки с трубами ТК и без труб.

Известное из теории характерное поведение K_{inf} определяется, главным образом, противонаправленным влиянием количества топлива на вероятность избежать резонансного поглощения и коэффициент использования тепловых нейтронов. При наличии дополнительного поглотителя — в данном случае в виде трубы ТК K_{inf} уменьшается со смещением максимума в область большего количества топлива.

Приведённые здесь и далее результаты получены при статистической погрешности расчёта критичности $\pm 0,0002$ для коэффициента доверия 0,957.

Следует отметить, что штатной компоновке ТВС с 18 твэлами соответствует область, в которой увеличение количества топлива в канале оказывает отрицательное влияние на критичность — при росте числа твэлов с 18 до 30 снижение K_{inf} достигает $\sim 4,5\%$.

Полячейка с поглотителями

Зависимость K_{inf} от количества топлива в присутствии дополнительных поглотителей исследовалась на полячейке 4×4 с двумя стержнями СУЗ в холодном состоянии без воды. В топливных каналах полячейки трубы отсутствовали.

С учётом поглотителей запишем выражение для коэффициента размножения полячейки $K_{эф}$ в виде

$$K_{\text{эф}} = K_{\text{inf}}(1 + W),$$

где W — эффективность стержней СУЗ.

Отсюда при изменении количества ТВЭлов имеем с точностью до членов второго порядка малости

$$\Delta K_{\text{эф}}/K_{\text{эф}} = \Delta K_{\text{inf}}/K_{\text{inf}} + \Delta W/(1 + W). \quad (1)$$

Здесь и далее $\Delta K_{\text{эф}}/K_{\text{эф}}$ и $\Delta K_{\text{inf}}/K_{\text{inf}}$ определяются однотипным образом как

$$\Delta K/K = 100 (K^i - K^{18})/[(K^i + K^{18})/2],$$

изменение эффективности стержней СУЗ вычисляется по формуле

$$\Delta W/(1 + W) \approx W_i - W_{18} = (K_{\text{эф, СУЗ}} - K_{\text{эф, без СУЗ}})/[(K_{\text{эф, СУЗ}} + K_{\text{эф, без СУЗ}})/2]_i - (K_{\text{эф, СУЗ}} - K_{\text{эф, без СУЗ}})/[(K_{\text{эф, СУЗ}} + K_{\text{эф, без СУЗ}})/2]_{18},$$

где $K_{\text{эф, без СУЗ}}$ относится к сборке с топливом во всех каналах и индексы $i = 6, 12, 30$ и 18 обозначают число ТВЭлов в ТВС.

Как показывают расчёты (табл. 1), оценка эффективности топлива в системе с однородной решёткой ТК $\Delta K_{\text{inf}}/K_{\text{inf}}$ непосредственно по $K_{\text{эф}}$ полиячейки без учёта изменения эффективности стержней СУЗ приводит к грубой ошибке, включая знак самого эффекта для 12 и 6 ТВЭлов в канале. Этот результат обусловлен тем, что при эффективности СУЗ ~15% фактор, связанный с её изменением, вносит существенный вклад в $\Delta K_{\text{эф}}/K_{\text{эф}}$, для вариантов 12 и 6 ТВЭлов превосходящий $\Delta K_{\text{inf}}/K_{\text{inf}}$. Учёт эффективности СУЗ в формуле (1) приводит к $\Delta K_{\text{inf}}/K_{\text{inf}}$, близкому к расчётному значению (см. табл. 1, рис. 5).

Вместе с тем следует отметить, что необходимость привлечения для учёта влияния стержней СУЗ экспериментально и/или расчётно определённой поправки, которая может пре-

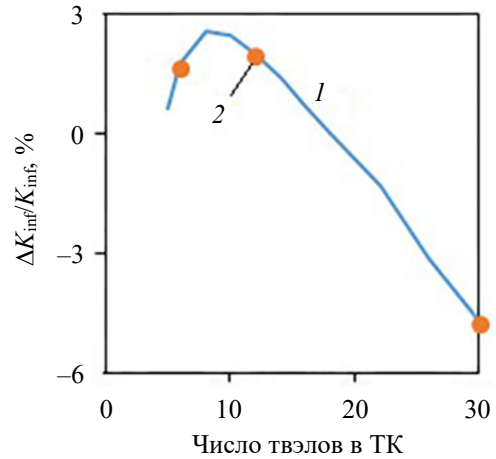


Рис. 5. $\Delta K_{\text{inf}}/K_{\text{inf}}$ согласно расчёту однородной решётки (1) и восстановленный по $\Delta K_{\text{эф}}/K_{\text{эф}}$ в полиячейке с поглотителями (2)

восходить исследуемый эффект, затрудняет его определение с требуемой точностью.

Однородная сборка без отражателя

Влияние утечки нейтронов на эффективность количества топлива определялось на бесконечной по высоте “голой” (без бокового отражателя) сборке 8×8 с топливными ТК. Записав выражение для $K_{\text{эф}}$ в виде

$$K_{\text{эф}} = K_{\text{inf}}P,$$

где P — вероятность избежать утечки, приходим к формуле, аналогичной (1):

$$\Delta K_{\text{эф}}/K_{\text{эф}} = \Delta K_{\text{inf}}/K_{\text{inf}} + \Delta P/P. \quad (2)$$

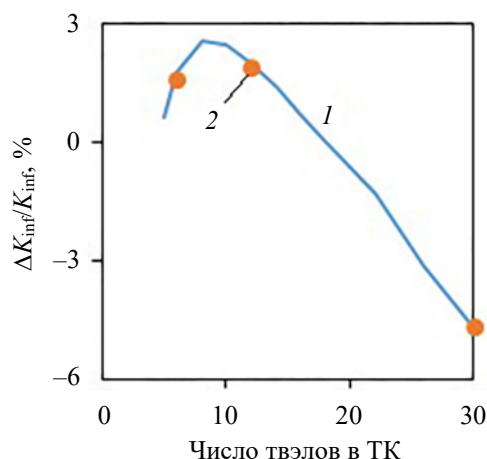
Вероятность избежать утечки P связана с утечкой L формулой $P = 1 - L$, где величина L определялась из расчёта “голой” сборки 8×8 по программе MCU-5. Как и в случае поглоти-

Таблица 1. Коэффициент размножения однородной решётки ТК и полиячейки с поглотителями в зависимости от числа ТВЭлов в ТК

Параметр	Число ТВЭлов			
	18	30	12	6
Прямой расчёт				
K_{inf}	1,3719	1,3086	1,3997	1,3961
$K_{\text{эф}}$	1,1771	1,1584	1,1645	1,0748
$\Delta K_{\text{inf}}/K_{\text{inf}}, \%$	—	-4,73	2,00	1,74
$\Delta K_{\text{эф}}/K_{\text{эф}}, \%$	—	-1,60	-1,07	-9,08
Эффективность СУЗ $W, \%$	-15,29	-12,17	-18,34	-26,00
Восстановление $\Delta K_{\text{inf}}/K_{\text{inf}}$ из формулы (1)				
$\Delta K_{\text{эф}}/K_{\text{эф}}, \%$	—	-1,60	-1,07	-9,08
$\Delta W/(1 + W), \%$	—	3,11	-3,03	-10,71
$\Delta K_{\text{inf}}/K_{\text{inf}} \text{ восст.}, \%$	—	-4,71	1,96	1,63

Таблица 2. Коэффициент размножения однородной решётки ТК и “голой” полиячейки в зависимости от числа твэлов в ТК

Параметр	Число твэлов			
	18	30	12	6
Прямой расчёт				
K_{inf}	1,3719	1,3086	1,3997	1,3961
$K_{эф}$	1,0552	1,0528	1,0375	0,9460
$\Delta K_{inf}/K_{inf}, \%$	—	–4,73	2,00	1,74
$\Delta K_{эф}/K_{эф}, \%$	—	–0,23	–1,69	–10,91
Утечка $L = 1 - P$	0,2148	0,1790	0,2424	0,3073
Восстановление $\Delta K_{inf}/K_{inf}$ из формулы (2)				
$\Delta K_{эф}/K_{эф}, \%$	—	–0,23	–1,69	–10,91
$\Delta P/P, \%$	—	4,45	–3,58	–12,53
$\Delta K_{inf}/K_{inf\text{восст}}, \%$	—	–4,68	1,89	1,62

Рис. 6. $\Delta K_{inf}/K_{inf}$ согласно расчёту однородной решётки (1) и восстановленный по $\Delta K_{эф}/K_{эф}$ в однородной сборке без отражателя (2)

телей, корректная оценка эффекта $\Delta K_{inf}/K_{inf}$, в том числе и его знака, требует внесения в $\Delta K_{эф}/K_{эф}$ большой относительно самого наблюдаемого эффекта правки, в данном случае связанной с изменением утечки (табл. 2, рис. 6).

Отметим сходство факторов, связанных с СУЗ и утечкой нейтронов, в виде их роста при снижении числа твэлов в ТК, что обуславливается сопутствующим увеличением длины миграции нейтронов.

Одиночный канал в составе решётки

Для оценки влияния внешних условий на эффект реактивности при изменении количества топлива в одиночном канале рассмотрим бесконечную по высоте “голую” сборку с картограммой, приведённой на рис. 7. В этом случае с учётом утечки нейтронов и влияния

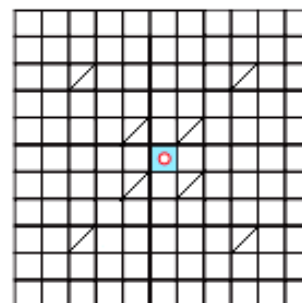


Рис. 7. Картограмма модели 11 × 11 ТК: — ячейка с варьируемым числом твэлов; — ячейка с 18 твэлами; — ячейка с поглотителем

стержней СУЗ изменение критичности системы представим в виде

$$\Delta K_{эф}/K_{эф} = \Delta K_{inf,n}/K_{inf,n} + \Delta W/(1 + W) + \Delta P/P, \quad (3)$$

где $K_{inf,n}$ — коэффициент размножения модели, рассматриваемой как полиячейка, т.е. без учёта фактора утечки, с топливными каналами вместо стержней СУЗ при соответствующем определении эффективности стержней СУЗ.

Из результатов расчётов (табл. 3) видно, что эффект реактивности в зависимости от числа твэлов в центральном канале полиячейки согласуется по знаку с эффектом в однородной решётке при несколько отличающемся характере изменения самой величины. Однако зависимость эффекта реактивности от числа твэлов в исходной модели с утечкой и стержнями СУЗ $\Delta K_{эф}/K_{эф}$ и полиячейке с полностью топливной загрузкой $\Delta K_{inf,n}/K_{inf,n}$ имеет существенно разное поведение в том числе и в знаке. В данном случае определение поправок проводилось по следующей схеме. Сначала для модели со стержнями СУЗ рассчитывались поправки, связанные с утечкой нейтронов. Затем для полиячейки без утечки нейтронов по формулам,

Таблица 3. Коэффициент размножения однородной решётки ТК и модели 11×11

Параметр	Число твэлов			
	18	30	12	6
Прямой расчёт				
$K_{эф}$	0,9853	0,9857	0,9847	0,9835
$\Delta K_{эф}/K_{эф}, \%$	—	0,04	–0,06	–0,185
$\Delta K_{inf,n}/K_{inf,n}, \%$	—	–0,085	0,03	0,04
Утечка $L = 1 - P$	0,1519	0,1514	0,1524	0,1532
Эффективность СУЗ $W, \%$	–11,45	–11,38	–11,48	–11,53
Восстановление $\Delta K_{inf,n}/K_{inf,n}$ из формулы (3)				
$\Delta P/P, \%$	—	0,06	–0,06	–0,15
$\Delta W/(1+W), \%$	—	0,07	–0,03	–0,075
$(\Delta K_{inf,n}/K_{inf,n})_{восст.}, \%$	—	–0,08	0,03	0,04

аналогичным (1), определялись поправки на изменение эффективности стержней СУЗ. Введение соответствующих поправок в $\Delta K_{эф}/K_{эф}$ позволяет перейти к оценке $\Delta K_{inf,n}/K_{inf,n}$, согласующейся с полученной прямым расчётом.

Интерпретация величины $\Delta K_{эф}$ при измерениях с одиночным каналом

В случае экспериментов с одиночными каналами возникает задача переноса полученных результатов на однородную решётку каналов. Предложить простой и достаточно эффективный способ такого перехода в общем случае представляется затруднительным, если вообще возможным. Вместе с тем в отдельных ситуациях с этой целью можно воспользоваться подходом на основе эвристических соображений. Так, для рассмотренной ранее сборки 11×11 каналов подобный переход на основе теории возмущений [4] может быть осуществлён с применением масштабного коэффициента $K_{п}$ в виде

$$K_{п} = N_{тк}/(\Phi_{\max}/\Phi_{\text{сред}})^2 = 121/(1/0,64)^2 = 50,$$

где $N_{тк}$ — число ТК в сборке; $(\Phi_{\max}/\Phi_{\text{сред}})$ — отношение максимальной плотности потока нейтронов в центре “голой” однородной сборки к её среднему значению.

В первой строке табл. 4 приведены результаты расчёта бесконечной однородной решётки, во второй строке — “экспериментально” полученные результаты на одиночном канале, в третьей строке — “экспериментальные” результаты, скорректированные на изменение утечки и эффективность стержней, в последней строке — результаты расчётов одиночного канала, умноженные на переводной масштабный коэффициент. Как можно видеть из табл. 4 и на рис. 8, такой подход даёт удовлетворительное в

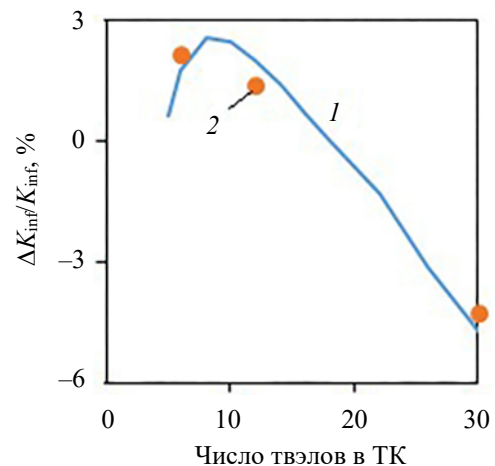


Рис. 8. $\Delta K_{inf}/K_{inf}$ согласно расчёту однородной решётки (1) и восстановленный по $\Delta K_{эф}/K_{эф}$ в сборке 11×11 с центральным экспериментальным каналом (2)

Таблица 4. Зависимость коэффициента размножения от числа твэлов в центральном ТК и в бесконечной однородной решётке

Параметр	Замена твэлов		
	18→30	18→12	18→6
$\Delta K_{inf}/K_{inf}, \%$	–4,73	+2,00	+1,74
$\Delta K_{эф}/K_{эф}, \%$	+0,043	–0,062	–0,185
$\Delta K_{inf,n}/K_{inf,n}, \%$	–0,085	+0,028	+0,043
$\Delta K_{inf}/K_{inf} = (\Delta K_{inf,n}/K_{inf,n})K_{п}, \%$	–4,25	+1,40	+2,15

качественном отношении поведение эффекта реактивности однородной решётки, в том числе в отличие от $\Delta K_{\text{эф}}/K_{\text{эф}}$ с согласованием по знаку эффекта.

Заключение

Проведены модельные расчёты по определению влияния утечки нейтронов и стержней СУЗ при измерении относительной эффективности различных загрузок топлива в одиночном канале критического стенда уран-графитового реактора.

Рассмотрены модели решёток и критического стенда с загрузкой типа РБМК. В качестве композиций, для которых определяется относительная эффективность, рассмотрены ТВС с различным содержанием топлива.

Показано, что измерение относительной эффективности различных топливных загрузок в одиночном канале при испытаниях на стенде в условиях, отличных от реакторных по размеру моделируемых систем и их компоновке, приводит к недостоверным результатам не только по величине, но даже и по знаку эффекта. Результаты модельных расчётов показывают, что большая часть соответствующей ошибки может быть устранена внесением определённых поправок.

Предложенный расчётный метод внесения поправок основан на представлении эффективного коэффициента размножения нейтронов в виде произведения

$$K_{\text{эф}} = K_{\text{inf}}(1 + W)P,$$

где K_{inf} — коэффициент размножения в системе без стержней СУЗ и без утечки; P — вероятность избежать утечки из системы; W — эффективность стержней СУЗ.

При этом эффект реактивности от изменения количества топлива в системе записывается в виде суммы

$$\Delta K_{\text{эф}}/K_{\text{эф}} = \Delta K_{\text{inf}}/K_{\text{inf}} + \Delta W/(1 + W) + \Delta P/P,$$

откуда может быть определена искомая величина эффекта $\Delta K_{\text{inf}}/K_{\text{inf}}$.

Параметры этой формулы рассчитывались по программе MSU-5.

Для оценки эффекта реактивности по результатам его измерений на одиночном канале или малом фрагменте экспериментальной сборки можно также воспользоваться подходом на основе теории возмущений.

Вместе с тем экспериментальное определение вводимых поправок требует достаточно трудоёмких исследований, в случае же привлечения с этой целью расчёта нарушается экспериментальная чистота полученных результатов.

Основным выводом исследований является то, что для перевода результатов эксперимента на одиночном канале к бесконечной однородной решётке и, тем более, для переноса на реактор необходим их дополнительный экспериментально-расчётный анализ с использованием прецизионных программ типа MSU.

Работа выполнена с использованием оборудования центра коллективного пользования “Комплекс моделирования и обработки данных исследовательских установок мегакласса” НИЦ “Курчатовский институт” (<http://ckp.nrcki.ru/>) [5].

Список литературы

1. *Kachanov V.M., Kuzmin A.N., Jitarev V.E.* RBMK Graphite Reactor: Uniform Configurations of U(1.8, 2.0, or 2.4% ^{235}U)O₂ Fuel Assemblies, and Configurations of U(2.0% ^{235}U)O₂ Assemblies with Empty Channels, Water Columns, and Boron or Thorium Absorbers, with or without Water in Channels. Intern. Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments, LEU-COMP-THERM-060, 2004.
2. *MSU-5* с банком данных MDB550. Аттестационный паспорт программы для ЭВМ. Рег. № 536 от 13.11.2021.
3. *Пономарев-Степной Н.Н., Глушков Е.С., Компаниец Г.В. и др.* Физические характеристики реакторного графита. — ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2008, вып. 2, с. 57—82.
4. *Галанин А.Д.* Введение в теорию ядерных реакторов на тепловых нейтронах. — М.: Энергоатомиздат, 1984.
5. *Объединенный* вычислительный кластер НИЦ “Курчатовский институт”. Доступно на <http://computing.nrcki.ru/pages/main/index.shtml> (дата обращения 04.11.2023).

Контактная информация —
Дегтярев Алексей Михайлович,
начальник лаборатории,
тел.: 8(499)196-95-30,
e-mail: degtyarev_am@nrcki.ru

Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2026, вып. 2,
с. 75—80

Глубокое выгорание родиевого ДПЗ

А.Ю. Курченков, А.М. Мусихин, М.А. Расчетнова,

НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

Статья поступила в редакцию 26.11.2025

После доработки — 28.05.2026

Принята к публикации 28.05.2026

В статье приведены результаты расчётов функций учёта выгорания родиевого ДПЗ СВРК ВВЭР. Описана краткая история развития этого важного для СВРК вопроса. Определяются основные для этих функций характеристики, позволяющие в дальнейшем использовать ДПЗ до глубоких выгораний. Подчёркивается, что расчётные исследования должны быть подтверждены экспериментами с сильно выгоревшими и свежими ДПЗ с известным протёкшим зарядом при одинаковых условиях облучения.

Ключевые слова: детектор прямого заряда (ДПЗ), выгорание ДПЗ, система внутрореакторного контроля (СВРК), ВВЭР, линия связи, фоновый ток, индивидуально-технические характеристики (ИТХ) ДПЗ.

High Burnup of Rhodium SPNDs. A.Yu. Kurchenkov, A.M. Musikhin, M.A. Raschetnova, NRC “Kurchatov Institute”, 1, Akademika Kurchatova sq., Moscow, 123182.

This paper presents calculated results for the functions that account for burnup of rhodium SPNDs within ICIS in VVER reactors, and briefly describes the history of this issue, which is important for ICIS. It also determines the key parameters for these functions to enable future SPND use up to high burnup, and emphasizes that computations should be confirmed by experiments with both highly burnt-up and fresh SPNDs with known charge flown therethrough in similar radiation conditions.

Key Words: self-powered neutron detector (SPND), SPND burnup, in-core instrumentation system (ICIS), VVER, communication line, background current, SPND individual technical characteristics (ITC).

EDN: LHMTGC

Введение

Обеспечение безопасности атомных станций строится на основе принципов глубоко-эшелонированной защиты, представляющей собой ряд барьеров, препятствующих распространению ионизирующего излучения и радиоактивных веществ в окружающую среду [1]. В реакторах типа ВВЭР контроль за состоянием первых трёх барьеров (топливной матрицы, оболочки тепловыделяющих элементов, границы контура теплоносителя) осуществляется средствами контроля и диагностики реактора, одной из которых является система внутрореакторного контроля (СВРК) [2]. Значения ряда параметров, получаемых с помощью СВРК, имеют эксплуатационные пределы и пределы безопасной эксплуатации [3]. Контроль эксплуатационных пределов и пределов безопасной эксплуатации в части измеряемых и расчётных параметров СВРК, формирование сигналов о выходе контролируемых параметров за эксплуатационные пределы и пределы безопасной эксплуатации, предоставление этой информации оператору с целью предотвращения развития аварии и исключения повреждения активной зоны и основного оборудования реакторной

установки (РУ) являются одними из основных функций СВРК.

Внутрореакторный контроль реализуется посредством анализа данных измерений сборок внутрореакторных детекторов (СВРД), включающих семь детекторов прямого заряда (ДПЗ) с родиевым эмиттером [4], а также датчиков температурного контроля, предназначенных для измерения температуры теплоносителя на входе и выходе топливной сборки.

Между партиями СВРД возможны разбросы диаметра эмиттера ДПЗ в пределах 0,475—0,496 мм и его длины 23—25 см (в ВВЭР-440 20 см).

Для перехода от тока, измеренного родиевым ДПЗ, к среднему линейному энерговыделению шести ближайших к датчику ТВЭлов для каждого сорта ТВС заранее подготавливаются и включаются в константную базу СВРК коэффициенты чувствительности (переходные функции). Важно отметить, что в отличие от других известных в мировой атомной энергетике СВРК эти функции перехода от тока к линейному энерговыделению шести ТВЭлов, окружающих ДПЗ, не перекалибровываются в процессе эксплуатации.

В связи с особой важностью точного определения коэффициентов чувствительности для

ТВС с ДПЗ С.А. Цимбалов [4, 5] разработал и реализовал методику их прямого детального расчёта для каждого сорта (типа) ТВС ВВЭР. Показано, что без потери точности расчёт коэффициентов чувствительности в ТВС ВВЭР можно разбить на четыре независимых этапа:

— расчёт электронно-фотонного каскада в ДПЗ, т.е. тока детектора на одно поглощение нейтрона в каждой выбранной равнообъёмной цилиндрической зоне родия (не зависящего от типа ТВС и выгорания родия);

— нейтронно-физический расчёт активации невыгорающего родия в ДПЗ для каждого сорта ТВС;

— аппроксимации функции перехода от тока ДПЗ к линейному энерговыделению по выгоранию ТВС и параметрам состояния активной зоны реактора;

— учёт выгорания нейтронно-чувствительного материала эмиттера ДПЗ (выгорание ДПЗ).

Работа посвящена оценке некоторых погрешностей, которые могут возникнуть при реализации последнего пункта в методике при глубоком выгорании ДПЗ.

Учёт выгорания ДПЗ

Выгорание ДПЗ в СВРК представляется в виде интеграла измеренного тока детектора по времени (протёкшего через него заряда):

$$Y = \int_0^t J_n(\tau) d\tau.$$

В измеряемый ток детектора и соответственно в протёкший заряд, кроме нейтронной составляющей (активация на родии), входит и гамма-составляющая от реакторного гамма-облучения.

Раньше для описания выгорания детектора применялась следующая экспериментально подтверждённая зависимость показаний выгоревшего и свежего детекторов:

$$J_n = J_0(Y)(1 - \eta Y)^{\rho}, \quad (1)$$

где J_n и J_0 — показания соответственно выгоревшего и свежего детекторов; Y — протёкший заряд в Кулонах; η и ρ — параметры, характеризующие выгорание детектора. Формула была получена экспериментально путём многочисленных сравнений токов ДПЗ с разным выгоранием в симметричных орбитах ВВЭР в предположении, что реальное энерговыделение в симметричных орбитах активной зоны РУ было одинаковое. Отношение токов выгоревшего и невыгоревшего детекторов называют функцией выгорания.

Примерно до 2010 г. в СВРК эта зависимость применялась со значениями $\rho = 0,94$, $\eta = 0,00345$ 1/Кл. Она достаточно корректно учитывала выгорание родиевого ДПЗ примерно до 90 Кл (не больше двух “коротких” топливных кампаний по одному году). При дальнейшем использовании (СВРД использовались четыре года или четыре короткие кампании) появлялась погрешность, уменьшающая точность восстановления энерговыделения в активной зоне по показаниям ДПЗ.

После согласования с разработчиком СВРД ООО НТП “ИНКОР” предоставления в НИЦ “Курчатовский институт” индивидуально-технических характеристик (ИТХ) ДПЗ для каждой новой партии СВРД (диаметр эмиттера, размер изолятора, коллектора, материальный состав чехла и арматуры СВРД) расчёт функции выгорания ДПЗ начали выполнять по программе ТВС-М [5, 6] в режиме с выгорающим и невыгорающим родием.

Несмотря на небольшой диаметр родиевого эмиттера — меньше 0,5 мм, из-за сильной пространственно-энергетической блокировки нейтронов (и в дальнейшем электронно-фотонной блокировки) родиевая проволока в расчёте разбивается на 10 равнообъёмных коаксиальных слоёв (нумерация слоёв от центра к периферии эмиттера). Моделируется одновременное выгорание ДПЗ и ТВС.

Ток, образованный в эмиттере детектора на 1 см длины за счёт поглощения нейтронов в родии, вычислялся по формуле

$$J = e_e \int_0^{\infty} \int_0^V \phi(v, E) P_{\text{tot}}(r) \Sigma_{\text{act}(v, E)} dv dE,$$

где $P_{\text{tot}}(r)$ — распределение плотности вероятности вылета бета-частиц, образованных как при бета-распаде активированных ядер родия, так и в результате комптоновского рассеяния и фотоэлектрического поглощения радиационных гамма-квантов, испускаемых мгновенно при захвате родием нейтрона; $\phi(v, E) \Sigma_{\text{act}(v, E)}$ — скорость активации нейтронов на родии; e_e — заряд электрона. На рис. 1 показано распределение по 10 равнообъёмным зонам скорости поглощения нейтронов в родии на свежем (0 Кл), выгоревшем (100 Кл) и сильно выгоревшем родиевом эмиттере (200 Кл).

После перехода к расчёту функций выгорания по программе ТВС-М с учётом ИТХ ДПЗ для каждой новой партии СВРД и применения их в СВРК восстановление энерговыделения в активной зоне выполнялось с использованием функции выгорания ДПЗ до 150—160 Кл без

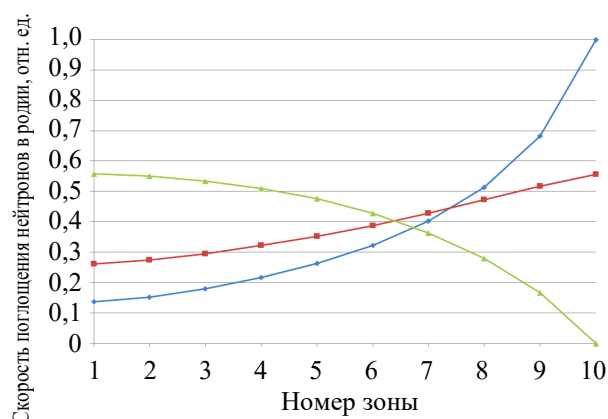


Рис. 1. Зависимость скорости поглощения нейтронов от номера зоны эмиттера ДПЗ при различных значениях протёкшего заряда: $Y = 0$ (♦), 100 (■), 200 Кл (▲)

потери точности вследствие выгорания нейтронно-чувствительного материала эмиттера. Такой диапазон выгорания ДПЗ полностью перекрывал четыре года эксплуатации (четыре короткие кампании) СВРД в любой напряжённой ТВС независимо от проектного обогащения.

Также следует отметить, что внедрение ИТХ ДПЗ уменьшило погрешность самой переходной функции и соответственно увеличило точность определения энерговыделения по показаниям ДПЗ. Минимизирован разброс начальной чувствительности ДПЗ (для каждого сорта ТВС он мог составлять 7,5—8%, при этом компенсация увеличения диаметра эмиттера уменьшением его длины не превышала 2—2,5%).

С переходом РУ ВВЭР на 18-месячные топливные циклы (дополнительно с увеличением тепловой мощности РУ с 1000 до 1200 МВт) при эксплуатации СВРД три «длинных» кампании (в случае продления срока эксплуатации чехла больше четырёх лет) протёкший заряд в ДПЗ мог достигать уже 180—200 Кл, что выходило за обоснованную область выгорания эмиттера, требовало отбраковки ДПЗ и могло привести к деградации функций СВРК.

Оценим влияние возможных неопределённостей на точностные характеристики функций выгорания ДПЗ и точности восстановления поля энерговыделения по показаниям ДПЗ при прогнозных расчётах с выгоранием до 200 Кл.

Ток, измеряемый аппаратурой СВРК с погрешностью 0,04%, при исправном ДПЗ с его линейной связью формируется за счёт трёх основных составляющих: полезного сигнала, связанного с поглощением нейтронов в родиевом эмиттере, реакторной гамма-составляющей и фоновой тока линии связи. Из тока ДПЗ с его

линейной связи аппаратура СВРК автоматически вычитает ток отдельной фоновой жилы (хотя и в фоновых токах двух одинаковых жил кабеля возможны неопределённости [7]).

Вклад реакторной гамма-составляющей ранее был рассчитан по программам MCU и MCNP для ТВС с максимальным и минимальным обогащением (1,6% и 4,95%) [8, 9] и экспериментально подтверждён при облучении в одинаковых условиях родиевого и палладиевого ДПЗ (с такими же электронно-фотонными свойствами, но без бета-эмиссии [9]). Исходя из этих работ, в настоящее время принимается, что вклад реакторной гамма-составляющей составляет 2% в полном сигнале свежего (невыгоревшего) ДПЗ вне зависимости от обогащения и выгорания ТВС.

На рис. 2 представлена зависимость отношения тока ДПЗ с выгорающим эмиттером к току ДПЗ с невыгорающим эмиттером от протёкшего заряда для среднего, максимального и минимального диаметров родиевого эмиттера длиной 250 мм, а также ранее применяемая зависимость (1) и зависимость для ближайшего диаметра от ИТХ (0,476 мм). Диаметры эмиттеров выбраны по полученным до настоящего времени ИТХ разработчика ДПЗ. Следует отметить, что из-за пространственной нейтронной и электронно-фотонной блокировок подбор длины эмиттера для компенсации отличия в диаметре не компенсирует изменения его начальной чувствительности в зависимости от выгорания. Изготовление ДПЗ с одинаковыми диаметрами эмиттеров существенно повышает себестоимость изготовления СВРД.

Для наглядности на рис. 3 показано отличие в процентах функции учёта выгорания, рас-

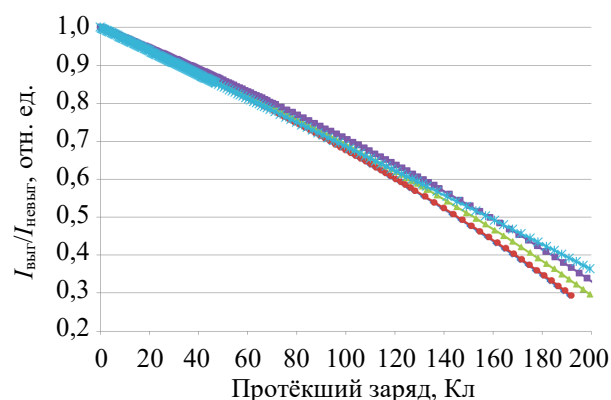


Рис. 2. Зависимость функции выгорания ДПЗ от величины протёкшего заряда для различных диаметров эмиттеров ДПЗ, где (1) — зависимость, рассчитанная по формуле (1): 0,475 (♦), 0,476 (●), 0,486 (▲), 0,496 мм (■), (1) (✱)

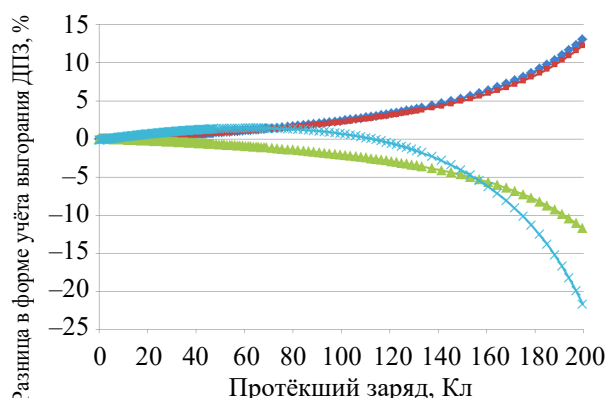


Рис. 3. Отличие функций выгорания ДПЗ, рассчитанных для различных диаметров эмиттера, от функции выгорания для среднего значения диаметра эмиттера в зависимости от протёкшего заряда: 0,475 (♦), 0,476 (■), 0,496 мм (▲), (1) (×)

считанной для различных диаметров эмиттера, от функции учёта выгорания, рассчитанной для среднего диаметра 0,486 мм. При использовании ИТХ ДПЗ для каждой партии СВРД эта разница учитывается.

Но если в ИТХ точно не задан диаметр эмиттера (например, 0,475 или 0,476 мм), то на 150 Кл погрешность составляет 0,5%, а на 200 Кл — уже 1,5% для приведённых диаметров.

На рис. 4 показаны четыре набора распределений вероятностей вылета электрона из эмиттера с образованием полезного тока на границах десяти зон. Из них набор № 1 рассчитан по программе MCU-PD (электронно-фотонный расчёт) [10], а остальные взяты из условия одинаковых интегралов под кривыми, приведёнными на рисунке, для исследования чувствительности функции выгорания к точному знанию вероятностей вылета электронов с образованием тока ДПЗ.

На рис. 5 и 6 показаны функции выгорания ДПЗ, полученные с разными вероятностями вылета, и их разница в процентах (от набора № 1). Следует отметить, что разница суще-

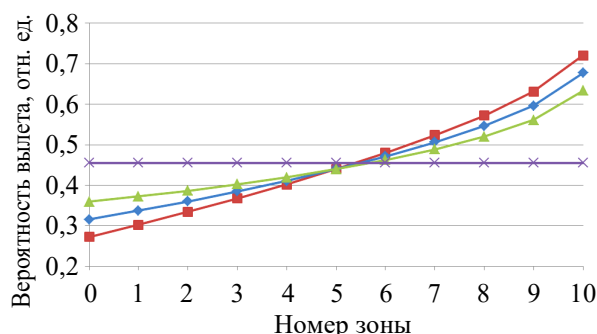


Рис. 4. Наборы вероятностей вылета: № 1 (■), № 2 (♦), № 3 (▲), № 4 (×)

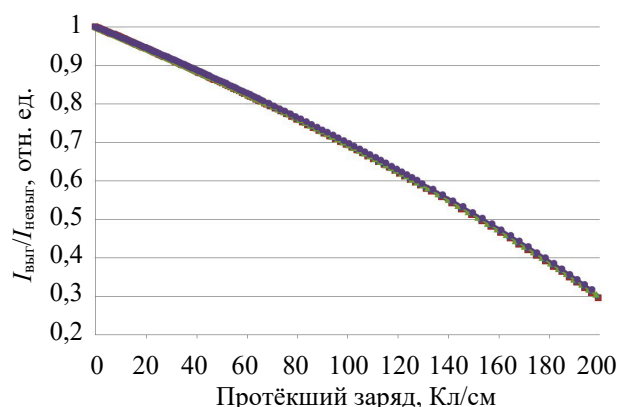


Рис. 5. Зависимость функций выгорания ДПЗ, рассчитанных с различными вероятностями вылета, от величины протёкшего заряда: № 1 (■), № 2 (♦), № 3 (▲), № 4 (●)

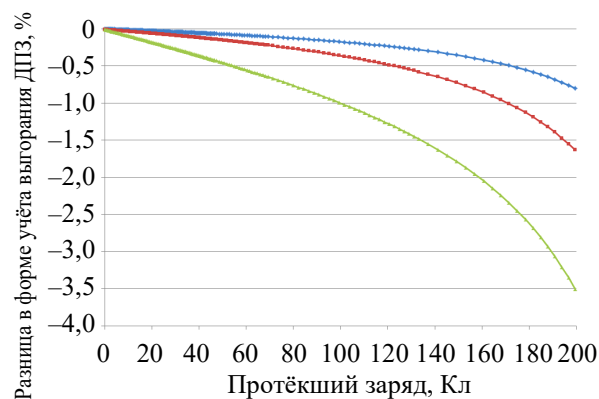


Рис. 6. Отличие функций выгорания ДПЗ, рассчитанных с разными наборами вероятностей вылета, от функции выгорания, рассчитанной с базовым набором вероятностей вылета, в зависимости от протёкшего заряда: № 2 (♦), № 3 (■), № 4 (▲)

ственно вырастает только при большом выгорании ДПЗ (на протёкших зарядах, приближающихся к 200 Кл).

Следует отметить, что в отличие от функции выгорания абсолютные токи ДПЗ существенно зависят от наборов вероятностей вылета. На рис. 7 и 8 показаны зависимости токов, рассчитанных с разными наборами вероятностей вылета, и их разница в процентах для невыгорающего ДПЗ.

Так как моделировалось облучение ДПЗ в выгорающей ТВС с 24 твэгами, то в абсолютной величине токов невыгорающих ДПЗ есть небольшая “полочка”, связанная с выгоранием гадолиния в твэгах.

Видно, что для абсолютного значения токов ДПЗ правильный набор вероятностей вылета заметно важнее, чем для функции учёта выгорания ДПЗ.

Одним из самых важных (кроме, конечно, использования ИТХ ДПЗ) в корректном расчёте

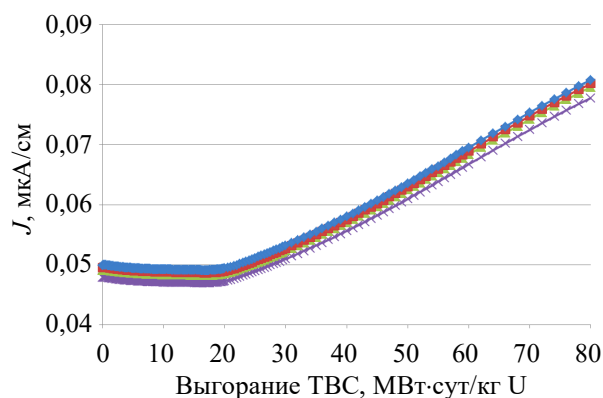


Рис. 7. Зависимость тока ДПЗ с невыгорающим эмиттером, рассчитанного с различными вероятностями вылета, от выгорания ТВС: № 4 (x), № 3 (▲), № 2 (■), № 1 (◆)

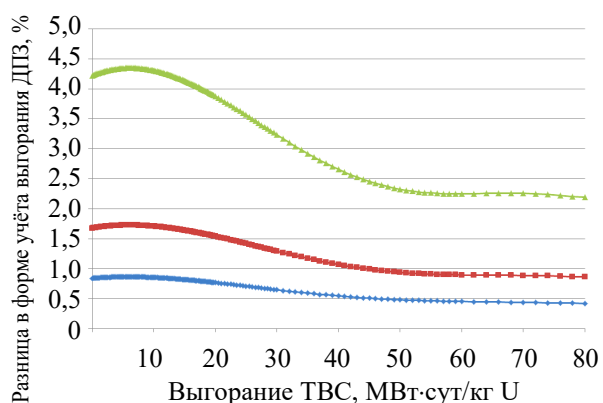


Рис. 8. Отличие токов невыгорающего ДПЗ, рассчитанных с разными наборами вероятностей вылета, от тока невыгорающего ДПЗ, рассчитанного с базовым набором вероятностей вылета, в зависимости от выгорания ТВС: № 2 (◆), № 3 (■), № 4 (▲)

функции выгорания ДПЗ является правильный учёт реакторной гамма-составляющей в полном сигнале ДПЗ, поскольку она напрямую не связана с выгоранием родия в ДПЗ, но вносит вклад как в абсолютное значение токов ДПЗ, так и в учёт выгорания ДПЗ с протёкшим зарядом. На рис. 9 и 10 показаны функции выгорания для диаметра эмиттера 0,486 мм, рассчитанные при разных вкладах реакторной гамма-составляющей в полный сигнал ДПЗ, и их разница в процентах.

Видно, что разный вклад реакторной гамма-составляющей тоже становится очень заметным при больших выгораниях ДПЗ.

Заключение

Проведены расчётные исследования глубокого выгорания родиевого ДПЗ. Рассмотрены наиболее значимые факторы, влияющие на изменение функции выгорания ДПЗ, зависящей

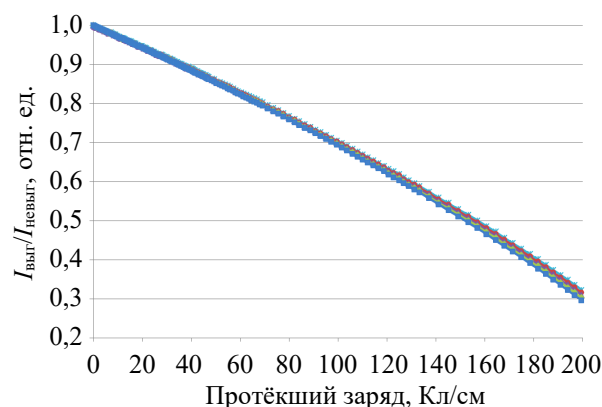


Рис. 9. Зависимость функций выгорания, рассчитанных с различными вкладами гамма-составляющей, от величины протёкшего заряда: $J\gamma = 4$ (x), 3 (●), 2 (▲), 1 (◆), 0% (■)

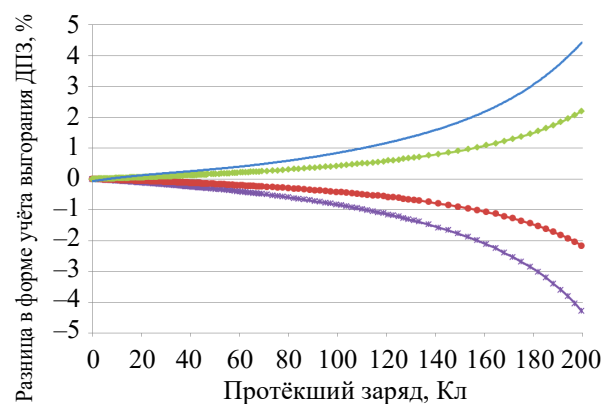


Рис. 10. Отличие функций выгорания ДПЗ, рассчитанных с разными гамма-составляющими, от функции выгорания, рассчитанной с гамма-составляющей 2%, в зависимости от протёкшего заряда: $J\gamma = 4$ (x), 3 (●), 1 (◆), 0% (—)

от протёкшего через него заряда. Разница в токе линии связи ДПЗ и токе фоновой жилы не рассматривалась. Ранее в статье [6] было отмечено, что даже при малых выгораниях ДПЗ внедрение ИТХ для каждой новой партии СВРД существенно уменьшило погрешность восстановления энерговыделения в активной зоне ВВЭР по показаниям ДПЗ. Без учёта ИТХ суммарные погрешности начальной чувствительности и функции учёта выгорания ДПЗкратно увеличиваются уже при выгорании ДПЗ до 150 Кл. Из уже изученных и использующихся факторов неопределённости (не совсем точные диаметр и длина) становится ясно, что для организации использования СВРД в третьей 18-месячной кампании (с возможными глубокими выгораниями ДПЗ) следует иметь ИТХ не на всю новую партию СВРД, а на каждый ДПЗ в этой партии. Остаются вопросы по вероятностям вылета электронов из эмиттера без возвращения (полезный ток ДПЗ) и реакторной

гамма-составляющей в полном сигнале. Основной вопрос: можем ли мы остановиться на определении значения реакторной гамма-составляющей 2%, действительно ли она практически не зависит от обогащения и выгорания ТВС?

Поскольку все расчёты переходных функций и функций учёта выгорания ДПЗ должны подтверждаться экспериментальными данными, то для окончательного вывода о возможности эксплуатации ДПЗ в ВВЭР до 200 Кл с обеспечением необходимой точности контроля за энерговыделением в активной зоне требуется провести эксперименты по исследованию глубокого выгорания ДПЗ с возможностью сравнения при одинаковых условиях облучения со свежим, невыгоревшим ДПЗ. Также необходимо дополнительно экспериментально подтвердить вклад реакторной гамма-составляющей и провести ряд кросс-верификационных сравнений с расчётами независимыми реперными программами нейтронного и электронно-фотонного расчёта ДПЗ.

Работа проведена в рамках выполнения государственного задания НИЦ “Курчатовский институт”.

Список литературы

1. Андрушенко С.А., Васильев Б.Ю., Косоуров К.Б., Семченков Ю.М. и др. ВВЭР-1200: эволюция классики. Физические основы эксплуатации, системы и элементы, ядерное топливо, безопасность. — М.: Логос, 2019.
2. Калинушкин А.Е., Курченков А.Ю., Митин В.И., Семченков Ю.М. Современная система внутриреакторного контроля (СВРК-М), мониторинг ядерного топлива ВВЭР-1000. — Ядерная и радиационная безопасность, 2010, вып. 4, с. 18—21.
3. ГОСТ Р МЭК 61888-2021. — М.: Стандартинформ, 2021.
4. Цимбалов С.А. Характеристики родиевого детектора нейтронов ДПЗ-1м: Препринт ИАЭ-3899/4, 1984.
5. Курченков А.Ю. Выгорание родиевого ДПЗ в ВВЭР-1000. Методика определения линейного энерговыделения по показаниям ДПЗ. — ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2010, вып. 3, с. 16—25.
6. Курченков А.Ю., Ковель А.И., Хватов В.А., Чапаев В.М. Учет выгорания родиевого ДПЗ в реакторах ВВЭР-1000. — Там же, 2012, вып. 1, с. 43—54.
7. Колокол А.С., Кочкин В.Н., Курченков А.Ю., Познырев Е.Н., Решетников А.А., Федотов А.С. Экспериментальное исследование фоновых токов в линиях связи ДПЗ. — Там же, 2025, вып. 3, с. 59—66.
8. Курченков А.Ю., Кулаков А.С., Алексеев Н.И., Калинушкин А.Е. Влияние доли реакторного гамма-излучения на полный сигнал ДПЗ. — Там же, 2012, вып. 1, с. 34—43.
9. Кочкин В.Н., Курченков А.Ю., Познырев Е.Н., Семченков Ю.М. Экспериментальное исследование гамма-составляющей в сигнале родиевого ДПЗ. — Там же, 2023, вып. 2, с. 12—15.
10. Бикеев А.С., Курченков А.Ю., Шкаровский Д.А., Шкитырь В.В. Расчёт по программам MCU-PD и ТВС-М показаний детекторов прямой зарядки. — ВАНТ. Сер. Ядерно-реакторные константы, 2019, вып. 4, с. 55—66.

Контактная информация —
Курченков Александр Юрьевич,
начальник лаборатории,
тел.: 8(499)196-72-11,
e-mail: Kurchenkov_AY@nrcki.ru

Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2026, вып. 2,
с. 81—86.

Оценка погрешности расчёта скорости накопления флюенса нейтронов, обусловленной неопределённостью задания источника

Л.В. Кравчук, В.Н. Кочкин, П.П. Панфёров, А-р А. Решетников, А.М. Тимофеев, Д.Ю. Махотин,

НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

Статья поступила в редакцию 22.10.2025

После доработки — 15.05.2026

Принята к публикации 19.05.2026

В статье представлены результаты оценки погрешности расчёта скорости накопления флюенса (СНФ), обусловленной неопределённостью задания источника нейтронов в активной зоне реакторов типа ВВЭР. На основании сравнения результатов расчётов с экспериментальными данными получены оценки систематической и случайной составляющих данной погрешности. Расчёты параметров нейтронных полей выполнялись с помощью программы КАТРИН. Показано, что погрешность расчёта СНФ, обусловленная неопределённостью задания источника, имеет несущественную систематическую составляющую. Получены количественные оценки погрешности расчёта СНФ для различных пространственных областей корпуса реактора ВВЭР-1000, максимальная из которых составила 8%, что ниже применяемого в настоящее время значения 15%.

Ключевые слова: расчёт переноса нейтронов, флюенс нейтронов, скорость накопления флюенса нейтронов, погрешность расчёта, неопределённость источника нейтронов, ВВЭР, корпус реактора, нейтронно-активационные измерения, КАТРИН.

Estimation of Neutron Fluence Rate Calculation Error due to Source Setting Uncertainty. L.V. Kravchuk, V.N. Kochkin, P.P. Panferov, A-r A. Reshetnikov, A.M. Timofeev, D.Yu. Makhotin, NRC “Kurchatov Institute”, 1, Akademika Kurchatova sq., Moscow, 123182.

This paper presents the results for estimated fluence rate (FR) calculation error due to uncertain neutron source settings in VVER reactor cores. Systematic and random components of this error were estimated by comparing calculated results with experimental data. Neutron field parameters were calculated using the KATRIN program. The FR calculation error due to source setting uncertainty is shown to have an insignificant systematic component. Among quantitative estimates of FR calculation errors obtained for various spatial regions of VVER-1000 reactor pressure vessel, the maximum one is 8%, which is below the currently used value of 15%.

Key Words: neutron transport calculation, neutron fluence, neutron fluence rate, calculation error, neutron source uncertainty, VVER, reactor pressure vessel, neutron activation measurements, KATRIN.

EDN: MARZLA

Введение

Эффективность использования ресурсов, затрачиваемых для обоснования безопасности объектов использования атомной энергии, зависит среди прочего от оценок неопределённости расчёта их нейтронно-физических характеристик (НФХ). С одной стороны, для надёжного обоснования безопасности необходимо придерживаться консервативного подхода и гарантированно не допускать достижения (превышения) каких-либо критических (допускаемых) значений. С другой стороны, стоит избегать избыточной консервативности, которая может в значительной мере ухудшать экономические показатели эксплуатации.

Актуальной задачей является оценка погрешности расчёта скорости накопления флюенса нейтронов (СНФ), которая определяет многие функционалы нейтронного поля,

например, дозовые нагрузки на конструкционные элементы ядерных реакторов, значимые при определении их ресурса. В работах по оценке радиационной нагрузки на конструкционные элементы реакторов ВВЭР под СНФ обычно понимается усреднённое за период топливной кампании значение плотности потока нейтронов, приведённое к номинальному уровню мощности реакторной установки (РУ). Как известно, погрешность расчёта СНФ обусловлена несколькими факторами [1]:

— погрешностью метода решения уравнения переноса нейтронов от заданного источника, реализованного в программе для ЭВМ, включая погрешность используемой библиотеки констант (методическая погрешность расчёта);

— неопределённостью задания источника нейтронов в активной зоне (погрешность расчёта, обусловленная неопределённостью источника);

— неполнотой знаний об исходных данных для расчёта (погрешность расчёта, обусловленная неполнотой знаний).

Оценка каждой из составляющих погрешности расчёта переноса является отдельной трудоёмкой задачей. В настоящей статье предпринята попытка количественной оценки погрешности расчёта СНФ, связанной с неопределённостью задания источника нейтронов, применительно к задачам расчёта нейтронных полей в реакторах типа ВВЭР.

Постановка задачи

Погрешность расчёта СНФ, связанная с неопределённостью задания источника, обусловлена порядком приближения задания источника нейтронов в расчёте и тем, какое это оказывает влияние на результаты расчёта переноса. При этом непосредственное влияние на данную величину оказывают:

— погрешность результатов расчёта различных НФХ активной зоны реактора (относительное энерговыделение, выгорание топлива и т.д.), которые являются исходными данными для задания источника в расчётах переноса нейтронов;

— погрешность ядерных данных, которые применяются для формирования источника нейтронов (число нейтронов и энергия, приходящиеся на один акт деления нуклида, спектр вторичных нейтронов деления и т.д.);

— погрешность переноса источника нейтронов на пространственную сетку задачи.

Стоит подчеркнуть, что в данной работе исследуется погрешность расчёта СНФ, которая обусловлена совокупным влиянием всех перечисленных факторов на результаты расчёта параметров нейтронных полей.

В общем случае данная погрешность включает в себя систематическую и случайную составляющие (предположение об отсутствии “грубых” погрешностей сделано на основе, как будет показано в дальнейшем, удовлетворительного соответствия расчётных и экспериментальных результатов). Соответственно цель данной работы заключается в анализе и оценке систематической и случайной составляющих погрешности расчёта СНФ, обусловленной неопределённостью задания источника нейтронов.

Для анализа систематической составляющей погрешности расчёта СНФ рассматриваются результаты нейтронно-дозиметрических

исследований оболочек тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов), входивших в состав тепловыделяющих сборок (ТВС), отработавших в активных зонах реакторов ВВЭР-1000.

Для оценки случайной составляющей погрешности расчёта рассматриваются результаты нейтронно-активационных измерений у внешней поверхности корпусов реакторов (КР) ВВЭР-1000.

Расчёты параметров нейтронных полей выполнялись в трёхмерной $R-\theta-Z$ -геометрии в P_3ES_{16} -приближении метода дискретных ординат с помощью программы КАТРИН [2] с библиотекой ядерных констант BGL-1000_V7 [3]. Выбор программы для расчётов обусловлен тем, что КАТРИН аттестована для расчёта различных функционалов нейтронного поля применительно к реакторам типа ВВЭР [4]. Результаты расчётов, выполненных с помощью КАТРИН, используются при учёте и прогнозе флюенса быстрых нейтронов на КР, а также при обосновании ресурса безопасной эксплуатации корпусов и внутрикорпусных устройств реакторов ВВЭР.

КАТРИН выполняет решение уравнения переноса нейтронов с заданным внешним фиксированным источником. В расчётах используется потвэльный распределённый изотропный источник нейтронов, который формируется на основе потвэльного распределения энерговыделения и приращения выгорания топлива за рассматриваемый интервал времени работы реактора. Исходными данными для подготовки источника нейтронов являются результаты расчётов состояний активной зоны, полученные с помощью программ БИПР-7А [5] и ПЕРМАК-А [6] из комплекса КАСКАД, поскольку они являются штатными средствами расчёта НФХ, которые применяются на всех АЭС с РУ типа ВВЭР, за исключением АЭС Чехии, Венгрии и Финляндии.

При задании источника учитывается зависимость числа нейтронов и энергии нейтронов, приходящихся на одно деление, от обогащения топлива и его выгорания. Перенос источника нейтронов на пространственную сетку задачи производится с помощью специального программного обеспечения, которое вычисляет вклад ТВЭЛов, попадающих в ячейку сетки. Энергетический спектр источника нейтронов рассчитывается с учётом зависимости соотношения вкладов нейтронов деления ^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu от величины обогащения и выгорания топлива в ТВС.

Систематическая составляющая погрешности расчёта, обусловленной неопределённостью задания источника нейтронов

В работе [7] показано, что систематическая составляющая погрешности расчёта основных НФХ по программам БИПР-7А и ПЕРМАК-А (энерговыведение, выгорание), которые используются в качестве исходных данных для формирования источника нейтронов в расчётах переноса, составляет около 1,3%, в то время как максимально возможная погрешность расчёта данных величин, обусловленная совокупным влиянием всех факторов, которые могут исказить результаты расчёта, достигает 15%. Принимая во внимание оценки, выполненные в работе [7], есть основания предположить, что систематическая составляющая погрешности расчёта СНФ, обусловленной неопределённостью задания источника, также является незначительной (по отношению к совокупной погрешности). В настоящей работе это предположение было проверено на основе анализа сравнения результатов расчётов с экспериментальными данными.

Для анализа систематической составляющей погрешности в задаче расчёта переноса нейтронов необходимо максимально снизить влияние всех факторов, обуславливающих погрешность расчёта, кроме неопределённости задания источника. С этой целью целесообразно рассмотреть задачу расчёта переноса в непосредственной близости от источника нейтронов, где результат расчёта определяется преимущественно заданным источником.

Этому требованию в достаточной мере удовлетворяют результаты экспериментальных исследований оболочек твэлов из ТВС, отработавших в активных зонах реакторов ВВЭР-1000.

На основе сравнительного анализа результатов расчётов и экспериментальных данных далее оценена систематическая составляющая погрешности расчёта, обусловленной неопределённостью задания источника нейтронов.

В качестве экспериментальных данных рассматриваются результаты измерений удельной активности изомера ^{93m}Nb , нарабатываемого по реакции $^{93}\text{Nb}(n, n')^{93m}\text{Nb}$ в материале оболочки твэлов при облучении. Эффективный порог реакции $^{93}\text{Nb}(n, n')^{93m}\text{Nb}$ составляет около 0,5—0,7 МэВ [8], а период полураспада изомера ^{93m}Nb — около 16 лет, что значительно больше времени облучения рассматриваемых ТВС в активной зоне, поэтому результаты до-

зиметрии на основе этой реакции позволяют получить представительные данные при сложной истории эксплуатации ТВС.

Нейтронно-дозиметрические исследования оболочек твэлов проводились в рамках разработки и обоснования безопасности применения ядерного топлива для ядерных реакторов различных типов в части обоснования безопасности сухого хранения отработавшего ядерного топлива [9—12].

Для проведения исследований от фрагментов оболочек твэлов на разных высотах отрезались кольцевые пробы, ниобий из проб выделялся методом ионообменной хроматографии по аттестованной методике [13]. Измерение удельной активности ^{93m}Nb в пробах выполнялось методом жидкосцинтилляционной бета-спектрометрии, при этом концентрация ниобия в полученных после радиохимического выделения растворах измерялась методом атомно-эмиссионной спектрометрии с индуктивно-связанной плазмой (ICP-OES) [14]. Расширенная неопределённость результатов измерения активности ^{93m}Nb в пробах составила 6,5% при доверительной вероятности $P = 0,95$.

Для расчётов параметров нейтронных полей использовались расчётные схемы реакторов ВВЭР-1000 с детальным описанием геометрии исследуемых ТВС, для описания геометрии остальных ТВС задавались гомогенизированные зоны смесей материалов, нуклидный состав которых рассчитывался на основе масс и химического состава элементов, расположенных в данной области. Для аппроксимации геометрии задачи использовались неравномерные пространственные сетки, учащающиеся по всем трём координатам в области расположения рассматриваемой ТВС. Пример фрагмента сеточной аппроксимации расчётной модели показан на рис. 1.

По результатам расчётов были получены пространственно-энергетические распределения плотности потока нейтронов для различных топливных кампаний. Скорость реакции (RR_i , с^{-1}) на одно ядро рассчитывается по формуле

$$RR_i = \sum_g \Phi_{g,i} \sigma_g, \quad (1)$$

где $\Phi_{g,i}$ — средняя в течение топливной кампании t плотность потока нейтронов в энергетической группе g при номинальной мощности реактора (она же СНФ); σ_g — групповые сечения реакции активации, подготовленные на основе энергетических зависимостей нейтронных эффективных сечений из библиотеки файлов

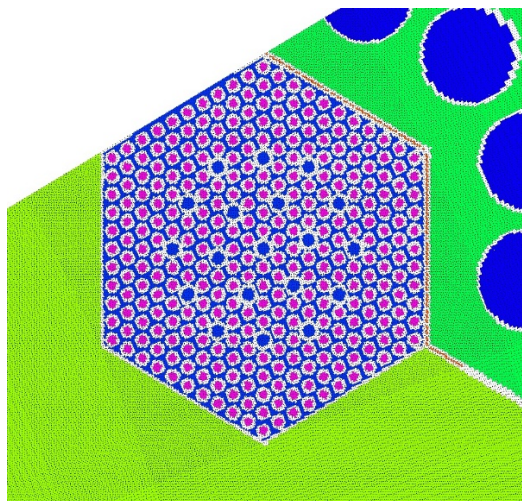


Рис. 1. Фрагмент сеточной аппроксимации расчётной модели с подробно описанной ТВС

оцененных ядерных данных IRDFF-II [15]; g — номер энергетической группы нейтронов; t — номер топливной кампании.

Пересчёт RR_t к активности на одно ядро мишени на момент конца облучения производится по формуле

$$A_0 = \sum_{t=1}^N RR_t K_t, \quad (2)$$

где суммирование выполняется по топливным кампаниям, в течение которых проводилось облучение, а коэффициент K_t (фактор мощности) учитывает график работы реактора и рассчитывается по формуле

$$K_t = \sum_j \frac{P_{j,t}}{P} (1 - \exp(-\lambda T_j)) (\exp(-\lambda \tau_j)), \quad (3)$$

где j — номер временного интервала, в течение которого реактор работал при постоянной мощности; $P_{j,t}$ — средняя мощность реактора в течение интервала j в топливной кампании t ;

P — номинальная мощность реактора; T_j — продолжительность интервала j ; τ_j — время от конца интервала j до окончания облучения; λ — постоянная распада продукта реакции активации.

В табл. 1 приведено сравнение расчётных и экспериментальных значений удельной активности изомера ^{93m}Nb в оболочках ТВЭЛов различных ТВС. Результаты, представленные в табл. 1, получены на основе исследования 57 проб, отобранных от оболочек различных ТВЭЛов из высотной области от 150 до 300 см от низа топливного столба, находящейся на “плато” аксиального распределения СНФ.

Удобной величиной для анализа отклонения расчётных значений (C) от экспериментальных (E) является отношение C/E , которое может рассматриваться как характеристика погрешности расчёта.

Отклонение математического ожидания (МО) C/E от единицы характеризует в данном случае систематическое смещение расчётных значений относительно экспериментальных, т.е. систематическую составляющую неопределённости задания источника нейтронов. На основе результатов табл. 1 можно оценить выборочное МО C/E , которое составляет $0,97 \pm 0,01$ при доверительной вероятности $P = 0,95$.

Так как отклонение МО C/E от единицы меньше погрешности эксперимента (6,5%), а все расчётные значения рассматриваемой выборки согласуются с экспериментальными в пределах погрешности результатов измерений, предположение, что систематическая составляющая погрешности расчёта СНФ, обусловленная неопределённостью задания источника, пренебрежимо мала, можно считать обосно-

Таблица 1. Результаты сравнения расчётных (C) и экспериментальных (E) значений удельной активности ^{93m}Nb в материале оболочек ТВЭЛов различных ТВС

№ ТВС	Проект РУ	№ ТВЭЛА	Количество отработавших кампаний	C/E
1	ВВЭР-1000/338	1	6	1,00
2	ВВЭР-1000/338	2	5	0,98
		3	5	0,99
3	ВВЭР-1000/320	4	4	0,97
4	ВВЭР-1000/320	5	3	0,95
		6	3	0,95
5	ВВЭР-1000/338	7	3	0,97
		8	3	0,95
		9	3	0,95
		10	3	0,98
		11	3	0,95
		12	3	0,95

ванным. Полученная оценка систематической составляющей погрешности расчета (3%) в целом не противоречит оценкам, выполненным в работе [7].

Случайная составляющая погрешности расчёта, обусловленной неопределённостью задания источника нейтронов

Анализ случайной составляющей погрешности расчёта выполняется на основе сравнения расчётных и экспериментальных функционалов поля нейтронов, полученных в экспериментах по нейтронно-активационным измерениям у внешней поверхности КР ВВЭР-1000. Из всех экспериментов по оценке СНФ на КР ВВЭР наиболее многочисленными являются эксперименты именно этого типа, это обеспечивает представительность статистической обработки их результатов.

Нейтронно-активационные измерения у внешней поверхности КР проводятся в рамках мониторинга нейтронной нагрузки на КР. Общие принципы постановки экспериментов данного типа приведены в [16, 17].

Для мониторинга нейтронной нагрузки на корпусах реакторов типа ВВЭР в НИЦ “Курчатовский институт” была разработана специальная облучательная конструкция для осуществления активационно-дозиметрического контроля в наиболее радиационно-чувствительных областях КР, которыми являются области сварных швов (СШ) (например, СШ № 3, 4 для ВВЭР-1000/320), а также область максимальной радиационной нагрузки на уровне центра активной зоны.

В экспериментах, рассматриваемых в данной статье, использовалась облучательная конструкция, общая схема которой показана на рис. 2.

Облучательная конструкция представляет собой жёсткий алюминиевый каркас либо систему из держателей, закреплённых на тросах, и состоит из верхнего узла крепления, центральной части конструкции, состоящей из горизонтальных (дугообразных) и вертикальных держателей нейтронно-активационных индикаторов (НАИ), самоцентрирующегося отвеса для обеспечения прилегания конструкции с НАИ к КР.

Для размещения на облучательной конструкции изготавливаются комплекты НАИ, в которые, как правило, входят индикаторы железа, обогащённого по изотопу ^{54}Fe , а также индикаторы ниобия (Nb) и никеля (Ni). Каждый

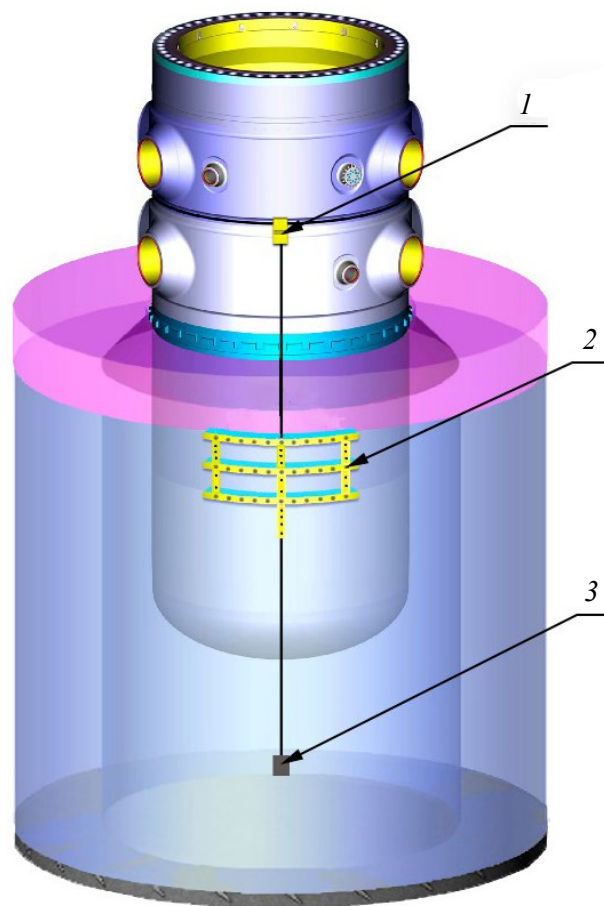


Рис. 2. Общая схема расположения облучательной конструкции на внешней поверхности КР ВВЭР-1000: 1 — верхний узел крепления; 2 — центральная часть облучательной конструкции; 3 — самоцентрирующий отвес

набор НАИ помещается в индивидуальную алюминиевую упаковку. Для изготовления НАИ используются материалы определённой степени чистоты, так как наличие посторонних примесей негативно сказывается на точности измеряемой удельной активности.

Облучение НАИ происходит в течение одной топливной кампании, после чего облучательная конструкция демонтируется, а индикаторы направляются на дальнейшее исследование. В среднем в одном эксперименте облучаются около 250 НАИ.

Нейтронно-активационные измерения выполняются с различной периодичностью на всех энергоблоках с РУ типа ВВЭР в России. За время проведения работ по мониторингу нейтронной нагрузки на КР ВВЭР-1000 накоплен массив из более чем 20 тысяч измерений, выполненных за 85 топливных кампаний.

При рассмотрении результатов экспериментов, полученных на одном энергоблоке, методическая погрешность расчёта переноса

нейтронов и погрешность расчёта, обусловленная неполнотой знаний об исходных данных, для каждой конкретной пространственной области имеют преимущественно систематический характер, поскольку параметры расчётного метода являются неизменными, а расчёты для разных топливных кампаний одного энергоблока выполняются с минимальными изменениями геометрии и материального состава расчётной модели.

При усреднении C/E по достаточно большому набору данных вклад в отклонение расчёта от эксперимента неопределённости измерений становится пренебрежимо малым, поскольку данная неопределённость носит преимущественно случайный характер.

Таким образом, для каждой кампании средние величины C/E в пределах конкретных пространственных областей характеризуют отклонения результатов расчёта от результатов экспериментов, обусловленные, в основном, двумя факторами:

— систематической погрешностью расчёта переноса нейтронов, включающей в себя методическую погрешность расчёта, погрешность описания геометрических параметров (одинаковая для всех топливных кампаний РУ одного энергоблока), нуклидного состава, а также погрешность ядерных констант;

— погрешностью расчёта переноса нейтронов, связанной с неопределённостью источника, которая носит преимущественно случайный характер (показано ранее).

МО распределения средних по кампаниям C/E в пределах конкретной пространственной области характеризует систематическую составляющую погрешности расчёта нейтронных полей (причём для каждой пространственной

области каждого энергоблока это, строго говоря, уникальное значение). В свою очередь, среднеквадратическое отклонение (СКО) распределения средних по кампаниям C/E характеризует случайную составляющую погрешности расчёта, обусловленной неопределённостью задания источника. Поскольку данная погрешность носит преимущественно случайный характер вследствие того, что её систематическая составляющая незначительна, совершенно справедливо использовать СКО в качестве количественной оценки погрешности расчёта СНФ, связанной с неопределённостью источника. Данная оценка является консервативной, поскольку содержит в себе вклад, связанный с неопределённостью пространственного позиционирования облучательной конструкции около внешней поверхности КР.

Практическая реализация такого подхода возможна при рассмотрении экспериментальных данных, полученных в рамках мониторинга нейтронной нагрузки в течение как можно большего числа топливных кампаний на одном энергоблоке. Этому критерию наилучшим образом соответствуют экспериментальные данные, полученные на трёх энергоблоках с реакторами ВВЭР-1000/320, ВВЭР-1000/338 и ВВЭР-1000/187 (далее энергоблоки № 1, 2 и 3).

В периоды работы реакторов на мощности между планово-предупредительными ремонтами на энергоблоке № 1 с 2007 по 2024 г. было проведено 12 экспериментов, на энергоблоке № 2 с 2008 по 2025 г. — 14 экспериментов, на энергоблоке № 3 с 2012 по 2024 г. — 12 экспериментов.

В табл. 2—4 приведены усреднённые по областям верхних (ВД), средних (СД) и нижних (НД) горизонтальных держателей (каждое значение получено путём усреднения результатов

Таблица 2. Значения C/E за период мониторинга ФБН на КР энергоблока № 1

Период облучения, годы	Среднее C/E								
	$^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$			$^{93}\text{Nb}(n, n')^{93m}\text{Nb}$			$^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$		
	ВД	СД	НД	ВД	СД	НД	ВД	СД	НД
2007—2008	0,99	1,08	1,05	—	—	—	—	—	—
2008—2010	0,98	1,09	1,05	0,90	0,91	0,89	—	—	—
2010—2011	0,96	1,01	0,99	0,96	0,96	0,95	1,08	1,09	1,06
2011—2012	0,97	1,04	1,02	0,92	0,95	0,96	1,07	1,13	1,11
2012—2014	0,97	1,07	1,04	0,89	0,93	0,91	1,05	1,08	1,04
2014—2015	0,97	1,06	1,03	0,89	0,92	0,91	1,02	1,09	1,06
2015—2017	0,93	1,03	0,99	0,87	0,90	0,89	0,97	1,02	1,00
2017—2018	0,97	1,06	1,03	0,96	0,93	0,94	1,01	1,05	1,02
2018—2020	0,95	1,06	1,01	0,89	0,92	0,89	1,00	1,07	1,03
2020—2021	0,95	1,04	1,00	0,87	0,88	0,88	1,00	1,03	1,03
2021—2023	0,97	1,06	1,05	0,87	0,91	0,90	1,01	1,07	1,04
2023—2024	0,97	1,07	1,04	0,88	0,91	0,90	0,98	1,05	1,00
Среднее — $E(C/E)$	0,97	1,06	1,02	0,90	0,92	0,91	1,02	1,07	1,04

Таблица 3. Значения C/E за период мониторинга ФБН на КР энергоблока № 2

Период облучения, годы	Среднее C/E								
	$^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$			$^{93}\text{Nb}(n, n')^{93m}\text{Nb}$			$^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$		
	ВД	СД	НД	ВД	СД	НД	ВД	СД	НД
2008—2009	1,10	1,11	1,08	0,93	0,95	0,94	—	—	—
2009—2010	1,08	1,09	1,05	1,00	0,97	0,98	—	—	—
2010—2011	1,13	1,13	1,11	1,05	1,02	0,95	—	—	—
2011—2012	1,08	1,14	1,12	1,03	1,04	1,03	—	—	—
2012—2014	1,05	1,09	1,05	0,97	0,96	0,94	1,11	1,14	1,09
2014—2015	1,07	1,10	1,10	0,95	0,93	0,92	1,13	1,13	1,12
2015—2016	1,02	1,06	1,05	0,90	0,90	0,90	1,10	1,09	1,09
2016—2017	0,96	1,05	1,01	0,90	0,93	0,91	1,00	1,04	1,02
2017—2019	1,02	1,08	1,06	0,94	0,97	0,96	1,06	1,10	1,07
2019—2019	0,98	1,05	1,05	0,88	0,93	0,92	0,97	1,04	1,04
2020—2021	1,01	1,10	1,06	0,94	0,96	0,95	1,06	1,07	1,05
2021—2023	0,98	1,06	1,05	0,89	0,91	0,91	1,03	1,08	1,05
2023—2024	1,00	1,08	1,07	0,90	0,94	0,94	0,99	1,07	1,07
2024—2025	1,04	1,11	1,06	0,98	1,01	0,93	1,06	1,09	1,06
Среднее — $E(C/E)$	1,04	1,09	1,07	0,95	0,96	0,94	1,05	1,09	1,06

Таблица 4. Значения C/E за период мониторинга ФБН на КР энергоблока № 3

Период облучения, годы	Среднее C/E								
	$^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$			$^{93}\text{Nb}(n, n')^{93m}\text{Nb}$			$^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$		
	ВД	СД	НД	ВД	СД	НД	ВД	СД	НД
2012—2013	1,02	1,12	1,09	0,98	1,04	1,05	1,08	1,12	1,14
2013—2014	1,07	1,14	1,10	1,01	1,03	1,01	1,16	1,19	1,16
2014—2015	1,12	1,15	1,11	1,02	1,01	0,99	1,17	1,18	1,14
2015—2016	1,11	1,15	1,12	0,99	1,01	0,99	1,16	1,18	1,14
2016—2017	1,00	1,07	1,04	0,94	0,97	0,95	1,04	1,10	1,08
2017—2018	1,00	1,07	1,04	0,95	1,01	0,99	1,04	1,09	1,07
2018—2019	1,05	1,13	1,08	0,96	1,01	1,00	1,00	1,15	1,10
2019—2020	1,03	1,12	1,06	0,94	1,00	0,98	0,97	1,11	1,00
2020—2021	1,04	1,12	1,07	0,96	1,00	0,97	1,09	1,15	1,09
2021—2022	1,04	1,11	1,05	0,96	0,98	0,94	1,05	1,12	1,07
2022—2023	1,05	1,12	1,08	0,93	0,95	0,93	1,09	1,14	1,09
2023—2024	1,07	1,15	1,09	0,95	0,98	0,96	1,09	1,16	1,10
Среднее — $E(C/E)$	1,05	1,12	1,08	0,97	1,00	0,98	1,08	1,14	1,10

для не менее чем 20 экспериментальных точек) значения отношений C/E удельных активностей продуктов дозиметрических реакций $^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$, $^{93}\text{Nb}(n, n')^{93m}\text{Nb}$ и $^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$, полученных за весь период мониторинга нейтронной нагрузки на КР энергоблоков № 1—3.

Значения среднеквадратических отклонений распределений C/E в различных пространственных областях для реакторов энергоблока № 1—3 приведены в табл. 5.

Различия в МО $E(C/E)$, приведённых в табл. 2—4, для различных типов реакций активации объясняются различиями чувствительности индикаторов в разных частях спектра нейтронов, также $E(C/E)$ естественным образом различаются для разных энергоблоков, поскольку эти величины обусловлены систематической погрешностью расчёта нейтронного поля в конкретной области конкретного реактора, включающей влияние отклонения параметров расчётной модели от реальной геометрии РУ.

Таблица 5. Среднеквадратические отклонения C/E за период мониторинга ФБН на КР

№ энергоблока	Среднеквадратическое отклонение распределения C/E								
	$^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$			$^{93}\text{Nb}(n, n')^{93m}\text{Nb}$			$^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$		
	ВД	СД	НД	ВД	СД	НД	ВД	СД	НД
1	0,016	0,021	0,023	0,032	0,022	0,027	0,036	0,031	0,031
2	0,051	0,028	0,028	0,053	0,041	0,033	0,054	0,032	0,029
3	0,038	0,028	0,026	0,030	0,026	0,034	0,063	0,033	0,044

Применив критерий Фишера к данным табл. 5 для подавляющего большинства результатов, можно убедиться в том, что СКО для различных энергоблоков попарно равны между собой при доверительной вероятности $P = 0,95$, в том числе для разных типов реакций активации в пределах одной пространственной области. Согласованность СКО C/E для различных типов реакций активации говорит о том, что получаемые величины характеризуют расчёт СНФ как таковой безотносительно энергетического распределения нейтронов.

Оценки СКО (см. табл. 5) были выполнены для относительно небольшого объёма данных. Для уточнения полученных оценок представляется целесообразным увеличить объём выборок.

Для объединения выборок по трём энергоблокам в единый массив необходимо исключить систематическую составляющую из рассматриваемых выборок путём коррекции каждого элемента соответствующей выборки на её систематическое отклонение, т.е. отклонение МО от единицы. В результате скорректированные распределения C/E в пределах конкретных пространственных областей будут характеризовать отклонения результатов расчёта от результатов экспериментов, обусловленные только случайной погрешностью расчёта СНФ, связанной с неопределённостью задания источника. Стоит отметить, что после коррекции и объединения данных очевидно, что МО объединённых выборок будут равны единице.

В табл. 6 приведены значения среднеквадратических отклонений выборок C/E , объединённых по трём энергоблокам.

На основании полученных данных можно сделать вывод о том, что погрешность расчёта СНФ, связанная с неопределённостью задания источника, зависит от аксиального положения рассматриваемой пространственной области относительно активной зоны реактора.

Оценим погрешность расчёта СНФ для каждой пространственной области. При этом перейдём от терминов “горизонтальные держатели” к конкретным элементам КР, в области которых они располагались. В рассмотренных

экспериментах ВД располагались в аксиальной области на расстоянии 274—299 см от низа активной зоны, включающей в себя СШ № 4 КР для ВВЭР-1000/320/338 и СШ № 4 КР для ВВЭР-1000/187, СД располагались в аксиальной области на расстоянии 98—192 см от низа активной зоны, включающей область максимума нейтронной нагрузки на основном металле (ОМ) КР, НД располагались в аксиальной области на расстоянии 59—88 см от низа активной зоны, включающей в себя СШ № 3 КР для ВВЭР-1000/320/338 и СШ № 5 КР для ВВЭР-1000/187.

Выборки скорректированных и объединённых C/E в пределах различных пространственных областей являются нормальными, что подтверждается с помощью применения критерия Шапиро—Уилка. В данном случае для получения интервальных оценок целесообразно и справедливо использовать распределение Стьюдента. В качестве параметра распределений будем использовать приведённые в табл. 6 СКО, поскольку наша выборка не является генеральной совокупностью и требуется оценить именно “разброс” выборки, а не среднеквадратическое отклонение среднего. Погрешность расчёта СНФ, обусловленную неопределённостью источника, в этом случае будем оценивать согласно выражению

$$u_{\text{source}} = t_{0,05,v} \frac{\sigma(C/E)}{E(C/E)}, \quad (4)$$

где u_{source} — оценка погрешности расчёта СНФ, обусловленной неопределённостью источника; $t_{0,05,v}$ — квантиль распределения Стьюдента с v степенями свободы для доверительной вероятности 0,95; $\sigma(C/E)$ — СКО скорректированных и объединённых C/E для соответствующих пространственных областей и реакций, приведённых в табл. 6; $E(C/E)$ — МО скорректированных и объединённых C/E для соответствующих пространственных областей и реакций, которые, как уже отмечалось, равны единице (по причине того, что выборки скорректированы).

Оцененные согласно выражению (4) на основе данных табл. 6 значения погрешности расчёта СНФ, обусловленной неопределённостью задания источника нейтронов, для раз-

Таблица 6. Среднеквадратические отклонения скорректированных и объединённых распределений C/E

Энергоблоки	СКО скорректированных и объединённых распределений средних C/E								
	$^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$			$^{93}\text{Nb}(n, n')^{93m}\text{Nb}$			$^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$		
	ВД	СД	НД	ВД	СД	НД	ВД	СД	НД
№ 1, 2, 3	0,038	0,025	0,025	0,039	0,031	0,031	0,051	0,031	0,035

Таблица 7. Значения погрешности расчёта СНФ, обусловленной неопределённостью задания источника нейтронов

Параметр	$^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$			$^{93}\text{Nb}(n, n')^{93m}\text{Nb}$			$^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$		
	СШ № 4	ОМ	СШ № 3/ СШ № 5	СШ № 4	ОМ	СШ № 3/ СШ № 5	СШ № 4	ОМ	СШ № 3/ СШ № 5
$u_{\text{source}}, \%$	7,6	5,1	5,1	8,0	6,2	6,3	10,4	6,4	7,1

личных пространственных областей приведены в табл. 7.

Периоды полураспада ^{54}Mn , ^{93m}Nb и ^{58}Co составляют около 312, 5888 и 71 суток соответственно. В настоящее время средняя продолжительность топливных кампаний РУ типа ВВЭР-1000 составляет от 12 до 18 месяцев. Вследствие этого активность ^{58}Co характеризует только последнюю часть топливной кампании, активность ^{54}Mn характеризует большую часть топливной кампании, а активность ^{93m}Nb характеризует топливную кампанию целиком. Экспериментальные данные, полученные для реакции $^{93}\text{Nb}(n, n')^{93m}\text{Nb}$, являются наименее чувствительными к истории облучения, а также локальной истории мощности реактора и позволяют сделать наиболее представительные выводы интегрально относительно всей топливной кампании. На основании этого в качестве оценок погрешности расчёта целесообразно использовать результаты, полученные для реакции $^{93}\text{Nb}(n, n')^{93m}\text{Nb}$.

Таким образом, в качестве оценки погрешности расчёта СНФ, обусловленной неопределённостью задания источника нейтронов, для различных пространственных областей КР ВВЭР-1000 принимаются значения из табл. 8. Стоит отметить, что полученное консервативное значение 8% существенно больше отклонения расчёта от эксперимента, выявленного при анализе систематической составляющей погрешности расчёта, обусловленной неопределённостью задания источника.

Заключение

В статье приведены результаты оценки одной из составляющих погрешности расчёта СНФ, которая обусловлена неопределённостью задания источника нейтронов. Предложен оригинальный способ оценки данной величины, который ранее не применялся.

Расчёты параметров нейтронных полей выполнялись с помощью программы КАТРИН [2] с библиотекой ядерных констант BGL-1000_B7 [3]. В качестве исходных данных для подготовки источников нейтронов использовались результаты расчётов нейтронно-физических характеристик активных зон по программам БИПР-7А [5] и ПЕРМАК-А [6].

На примере сравнения результатов расчётов с результатами нейтронно-дозиметрических исследований оболочек твэлов показано, что погрешность расчёта СНФ, обусловленная неопределённостью задания источника нейтронов, имеет пренебрежимо малую систематическую составляющую.

На примере анализа результатов нейтронно-активационных измерений, выполненных за последние 18 лет у внешней поверхности КР трёх энергоблоков с реакторами ВВЭР-1000, предложен способ оценки составляющей погрешности расчёта СНФ, обусловленной неопределённостью задания источника нейтронов. По результатам выполненных оценок соответствующие значения составили 6,3% для области СШ № 3 (СШ № 5 для ВВЭР-1000/187), 6,2% для области максимума нейтронной нагрузки на ОМ и 8,0% для области СШ № 4 при доверительной вероятности $P = 0,95$.

Наибольшее из полученных значений, равное 8%, ниже используемого при учёте и прогнозе флюенса быстрых нейтронов на корпусах реакторов типа ВВЭР значения, составляющего 15%, оценка которого приведена в Приложении Г Методики [1]. Оценка 15% соответствует максимальной расчётной погрешности линейного энерговыделения по программе ПЕРМАК-А, которая достигается в первом периферийном ряду твэлов ТВС. Полученные в настоящей работе оценки являются уточнением погрешности расчёта СНФ, обусловленной неопределённостью задания источника нейтронов, и есте-

Таблица 8. Оценка погрешности расчёта СНФ, обусловленной неопределённостью задания источника, для различных пространственных областей КР ВВЭР-1000

Параметр	СШ № 4	Область максимума нейтронной нагрузки на КР	СШ № 3/СШ № 5
$u_{\text{source}}, \%$	8,0	6,2	6,3

ственным образом оказываются ниже 15%, поскольку поле нейтронов в конкретной области пространства формируется как суперпозиция переноса нейтронов в данную область от всех элементов источника (элементов твэлов), а расчётные погрешности НФХ, используемых в качестве исходных данных для задания источника, носят преимущественно случайный характер [7].

Полученные результаты позволяют обоснованно снизить консервативность расчёта скорости накопления, а следовательно, и флюенса быстрых нейтронов на КР ВВЭР.

Данное исследование выполнено в рамках серии работ, посвящённых совершенствованию методов экспериментального обоснования расчётов флюенса быстрых нейтронов на корпусах и внутрикорпусных устройствах реакторов типа ВВЭР.

Список литературы

1. **Методика** “Расчетно-экспериментальное определение флюенса нейтронов на корпусах реакторов ВВЭР-1000 при продлении срока службы до 60 лет”. МТ 1.1.4.02.002.1608-2019. АО “Концерн Росэнергоатом”, 2019.
2. **Волощенко А.М., Руссков А.А.** КАТРИН-3.0 — программа для решения уравнения переноса нейтронов, фотонов и заряженного излучения методом дискретных ординат в трехмерной геометрии. Отчет ИПМ им М.В. Келдыша РАН инв. № 21/А-9, 2021.
3. **Волощенко А.М., Руссков А.А., Зарицкий С.М., Бояринов В.Ф.** Разработка проблемно-ориентированной библиотеки констант для расчета радиационной защиты ВВЭР-1000 на базе файлов оцененных данных ENDF/B-7.0. Сравнительные результаты расчета радиационных полей в ВКУ, корпусе и сухой защите ВВЭР-1000. Отчет ИПМ им М.В. Келдыша РАН инв. № 6-20-2011, 2011.
4. **Аттестационный** паспорт программы для ЭВМ КАТРИН-3.0. Регистрационный номер паспорта № 664 от 24.12.2025 г.
5. **Аттестационный** паспорт программного средства БИПР-7А (версия 1.5). Регистрационный номер паспорта аттестации ПС № 468 от 30.05.2019 г.
6. **Аттестационный** паспорт программного средства ПЕРМАК-А (версия 1.5). Регистрационный номер паспорта аттестации ПС № 469 от 30.05.2019 г.
7. **Лизоркин М.П., Шишков Л.К.** Инженерные коэффициенты запаса при проектировании топливных загрузок ВВЭР. — ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2016, вып. 3, с. 68—89.
8. **Маркина Н.В., Рязанов Д.К., Хайруллин В.Г.** Разработка испытательного и исследовательского оборудования и приборов в обеспечение потребностей исследовательских центров для решения задач реакторного материаловедения. Оработка методики измерений флюенса с помощью пороговой реакции $^{93}\text{Nb}(n, n')^{93m}\text{Nb}$. Отчет НИИАР инв. № 0-3934, 1990.
9. **Гурович Б.А., Фролов А.С., Кулешова Е.А., Мальцев Д.А., Сафонов Д.В., Кочкин В.Н., Решетников А.А.** Эволюция структурно-фазового состояния оболочек твэлов из сплава Э110 под действием повышенных температур и напряжений. — Вопросы материаловедения, 2019, вып. 3, с. 157—174.
10. **Гурович Б.А., Фролов А.С., Кулешова Е.А., Мальцев Д.А., Сафонов Д.В., Кочкин В.Н., Алексеева Е.В., Степанов Н.В.** Деградация материалов оболочек твэлов на основе циркония в условиях эксплуатации реакторов типа ВВЭР. — Там же, 2018, вып. 3, с. 191—205.
11. **Забусов О.О., Угрюмов А.В., Грехов М.М., Мальцев Д.А., Шишкин А.А., Курский Р.А., Рожков А.В.** Оценка структуры гидридов и механических свойств облученных оболочек твэлов из сплава Э110 после термомеханических испытаний, имитирующих условия сухого хранения. — Там же, 2024, вып. 3, с. 210—220.
12. **Курский Р.А.** Формирование структуры гидридов в процессе сухого хранения ОЯТ в зависимости от эксплуатационных факторов и ее влияние на механические характеристики оболочек твэлов реакторов ВВЭР. Диссертация на соискание ученой степени кандидата технических наук. — М.: НИЦ “Курчатовский институт”, 2024.
13. **Методика** измерений удельной активности изотопа ниобия-93m по отношению к общей массе ниобия бета-спектрометрическим и гамма-спектрометрическими методами в фольгах ниобия, водных растворах кислот и конструкционных материалах реактора. Аттестована ФГУП ВНИИФТРИ. Свидетельство № 842-RA.RU.311243-2021/420.152 от 08.12.2021 (Зарегистрирована в Федеральном информационном фонде по обеспечению единства измерений).
14. **Методика** измерений массовых долей железа, никеля и ниобия в пробах водных растворов кислот методом эмиссионной спектроскопии с индуктивно-связанной плазмой. Аттестована УНИИМ — филиал ФГУП “НИИМ им. Д.И. Менделеева”. Свидетельство № 251.0114/RA.RU.311866/2022 от 21.12.2022 (Зарегистрирована в Федеральном информационном фонде по обеспечению единства измерений).
15. **Trkov A., Griffin P.J., Simakov S.P., Greenwood L.R., Zolotarev K.I., Capote R., Aldama D.L., Chechev V., Destouches C., Kahler A.C., Konno C., Kostal M., Majerle M., Malambu E., Ohta M., Pronyaev V.G., Radulovic V., Sato S., Schulc M., Simeckova E., Vavtar I., Wagemans J., White M., Yashima H.** IRDFF-II: a New Neutron Metrology Library. — Special Issue of Nuclear Data Sheets, 2020, vol. 163, p. 1—108.
16. **Borodkin G.I., Kovalevich O.M.** Interlaboratory VVER-1000 Ex-vessel Experiment at Balakovo-3

NPP. — In: Proc. of the 9th International Symposium on Reactor Dosimetry. Prague, Czech Republic, Sept. 2—6, 1996. Hamid Ait Abderrahim et al. eds. World Scientific Publishing Co. Pte. Ltd., 1998, p. 431—438.
17. **Методика** нейтронного контроля на внешней поверхности корпусов водо-водяных энергетических реакторов АЭС. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии РБ-018-01.

*Контактная информация —
Кравчук Леонид Валерьевич,
научный сотрудник,
тел.: 8(499)196-99-04,
e-mail: Kravchuk_LVa@nrcki.ru*

Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2026, вып. 2,
с. 87—97.

УДК 621.039

Разработка модели энергоблока АЭС средней мощности для исследования маневренных характеристик энергоблока

О.Ю. Кавун, М.А. Увакин,

АО ОКБ “ГИДРОПРЕСС”, 142103, Подольск, Московская обл., ул. Орджоникидзе, д. 21,

В.В. Семишин,

МГТУ им. Н.Э. Баумана, 105005, Москва, ул. 2-ая Бауманская, д. 5, стр. 1

Статья поступила в редакцию 26.12.2025

После доработки — 27.04.2026

Принята к публикации 27.04.2026

В статье представлена модель динамики энергоблока средней мощности, созданная на базе программного комплекса РАДУГА-ЭУ и предназначенная для исследования режимов маневрирования мощностью энергоблока. Приведён пример моделирования режима глубокого манёвра мощностью.

Ключевые слова: энергоблок средней мощности, ВВЭР, моделирование манёвра мощностью.

Development of a Model of a Medium-Power NPP Power Unit to Study the Power Unit Maneuvering Characteristics. *O.Yu. Kavun, M.A. Uvakin, OKB Gidropress JSC, 21, Ordzhonikidze str., Podolsk, Moscow region, 142103, V.V. Semishin, Bauman Moscow State Technical University, 5, 2-d Baumanskaya str., Moscow, 105005.*

The article presents a model of the dynamics of a medium-power unit, created on the basis of the RAINBOW-NPP software package and designed to study the power maneuvering modes of the power unit. An example of modeling a deep maneuver mode with power is given.

Key Words: medium power NPP unit, VVER, deep power variation of NPP.

EDN: QKNUTK

Введение

Целью работы была разработка компьютерной модели энергоблока ВВЭР средней мощности при его работе в режимах маневрирования мощностью с использованием так называемых “серых” органов СУЗ для компенсации ксенонового отравления без привлечения системы водообмена первого контура.

Для исследования динамики энергоблока ВВЭР средней мощности в режимах с глубоким манёвром мощностью на базе программного комплекса РАДУГА-ЭУ [1] разработана модель энергоблока АЭС с ВВЭР-600.

Для преодоления ксенонового отравления рассматриваемой реакторной установки (РУ) в условиях глубокого манёвра мощностью (100—20—100%) в активной зоне используются регулирующие органы с так называемыми “серыми” поглощающими элементами.

Все программные средства, применявшиеся при создании модели энергоблока, исключительно российского производства.

При моделировании динамики энергоблока АЭС в условиях глубокого манёвра мощностью необходимо учитывать динамические характеристики турбоустановки (ТУ), поэтому на основе программного средства (ПС) TRP (Thermal

Power Plant) [2] была разработана модель ТУ, аналогичная применяемой на АЭС с ВВЭР-1200.

Для полноценного моделирования управления процессами в энергоблоке на основе ПС МВТУ-3.7 разработаны упрощённые модели автоматизированной системы управления технологическим процессом (АСУ ТП) и системы водообмена первого контура.

Проведено моделирование указанного переходного процесса и показана работоспособность модели энергоблока в условиях глубокого манёвра мощностью.

Методика моделирования

Программный комплекс РАДУГА-ЭУ [1] включает в себя:

— нейтронно-теплогидравлические процессы в реакторной установке моделируются по ПС RAINBOW-TRP (актуальная версия ПС РАДУГА 7 [1]);

— моделирование ТУ выполняется по аттестованному ПС TRP [2, 3];

— модель систем автоматики и упрощённая модель системы водообмена (системы продувки-подпитки) первого контура реализована в программном средстве МВТУ-3.7 [4].

Библиотека нейтронно-физических сечений для исследования нейтронно-физических характеристик активной зоны получена с помощью программного средства САПФИР-95 [5—7].

На данном этапе работы в качестве исходных данных приняты геометрические и нейтронно-физические характеристики реакторной установки, близкие к ВВЭР-1200, характеристики ТУ, аналогичные характеристикам ТУ К-1200.

На рис. 1 представлена блок-схема ПС РАДУГА-ЭУ, на рис. 2 — расчётная схема активной зоны и реакторной установки В-600 с двумя циркуляционными петлями, на рис. 3 — расчётная схема ТУ, включающая паропроводы, стопорно-регулирующие клапаны, ступени турбины, паровые отборы, подогреватели вы-

сокого и низкого давления, деаэратор, конденсаторы турбины, насосное оборудование.

Таким образом, на базе ПС РАДУГА-ЭУ разработана полномасштабная модель энергоблока АЭС с реактором средней мощности. Объём моделируемого оборудования и автоматики позволяет проводить исследование динамических характеристик энергоблока средней мощности в режимах маневрирования мощностью.

Моделирование режима глубокого манёвра мощностью 100—20—100%

Моделирование выполнено для верификации созданной модели энергоблока средней мощности.



Рис. 1. Блок-схема ПС РАДУГА-ЭУ

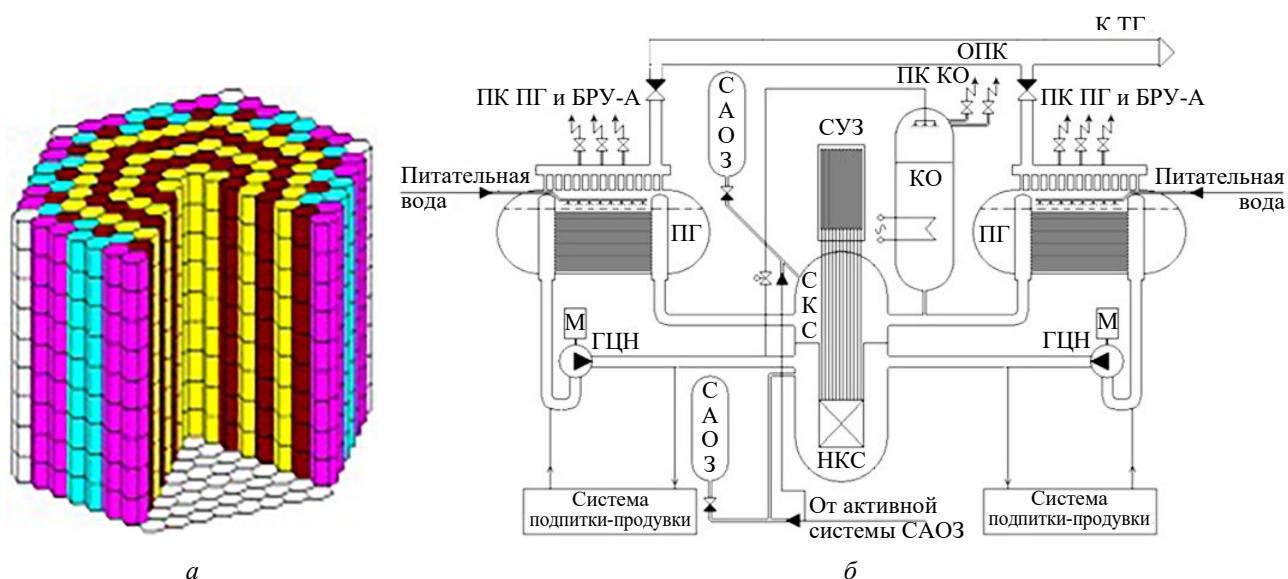


Рис. 2. Расчётная схема активной зоны (а) и реакторной установки В-600 (RAINBOW-TRP) (б)

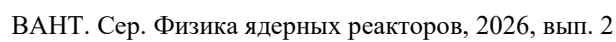


Рис. 3. Расчётная схема ТУ (ПС ТРР): 137 узлов; 155 участков; 14 КО; 10 насосов; 10 ЭД; 11 роторов

Для демонстрации возможностей разработанной модели проведено моделирование переходного процесса манёвра мощностью 100—20—100%. При этом умышленно не моделировалась система водного обмена реакторной установки для демонстрации ксенонового переходного процесса. Моделирование переходного процесса выполнялось при работе энергоблока в режиме “Н”, т.е. изменение мощности энергоблока задавалось путём перемещения органов СУЗ. Давление в общем паровом коллекторе (главном паровом коллекторе) поддерживалось регулятором расхода пара на ТУ. Электрическая мощность турбоагрегата определялась расходом пара на ТУ путём подробного моделирования оборудования ТУ.

Сценарий моделируемого режима следующий:

- разгрузка энергоблока до 20% номинальной мощности активной зоны со скоростью 5% в минуту (погрешность поддержания заданной мощности $\pm 0,5\%$);
- выдержка на мощности 20% в течение одного часа с момента начала разгрузки;
- набор номинальной мощности со скоростью 5% в минуту.

В связи с отравлением РУ ксеноном набор мощности 100% с помощью органов СУЗ оказался невозможен. После полного извлечения органов СУЗ из активной зоны мощность РУ достигла примерно 85% номинальной. Это произошло примерно на 4500-й секунде с начала переходного процесса.

Возврат на номинальный уровень мощности вследствие разотравления реактора занял примерно два часа (рис. 4).

Офсет-мощностная диаграмма представлена на рис. 5 (стрелками на диаграмме указано направление переходного процесса). После воз-

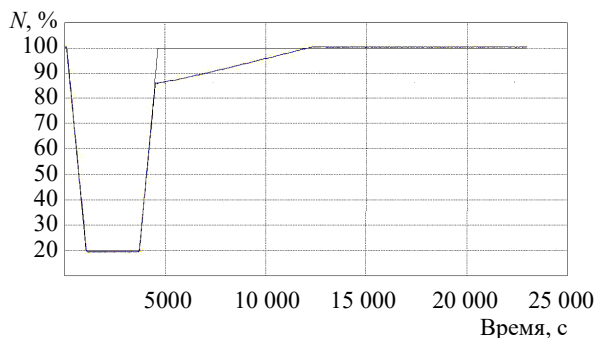


Рис. 4. Изменение нейтронной мощности в ходе переходного процесса (%)

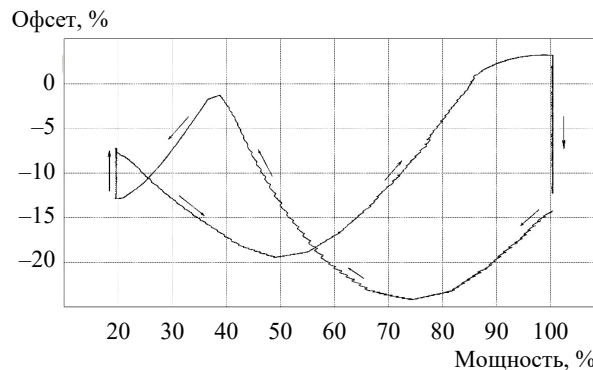


Рис. 5. Офсет-мощностная диаграмма в ходе переходного процесса

врата офсета в исходное состояние моделирование переходного процесса было прекращено.

Как следует из рис. 5, наблюдается значительная деформация аксиального офсета. Для исключения подобной деформации для работы энергоблока в маневренном режиме следует разработать механизм управления офсетом без привлечения системы водообмена первого контура.

На рис. 6 представлено изменение радиального поля энерговыделения, отнормированного на 1 (среднее значение энерговыделения равно 1), на рис. 7 — изменение радиального поля энерговыделения, но отнормированного на номинальную мощность (зелёным цветом обозначены невидимые линии).

На рис. 8 представлено изменение высотного профиля энерговыделения в характерные моменты времени в соответствии с изменением аксиального офсета.

Как следует из рис. 6—8, имеет место значительная деформация как радиального, так и аксиального поля энерговыделения.

На рис. 9 представлено изменение мощности электрогенератора в ходе переходного процесса.

Как следует из рис. 4 и 9, мощность генератора однозначно отслеживает мощность реактора. Тем самым подтверждается, что разработанная модель энергоблока АЭС средней мощности корректно описывает динамику энергоблока.

Таким образом, выполнено моделирование переходного процесса манёвра мощностью 100—20—100%. Продемонстрирована работоспособность разработанной полномасштабной модели энергоблока мощностью 600 МВт электрических.

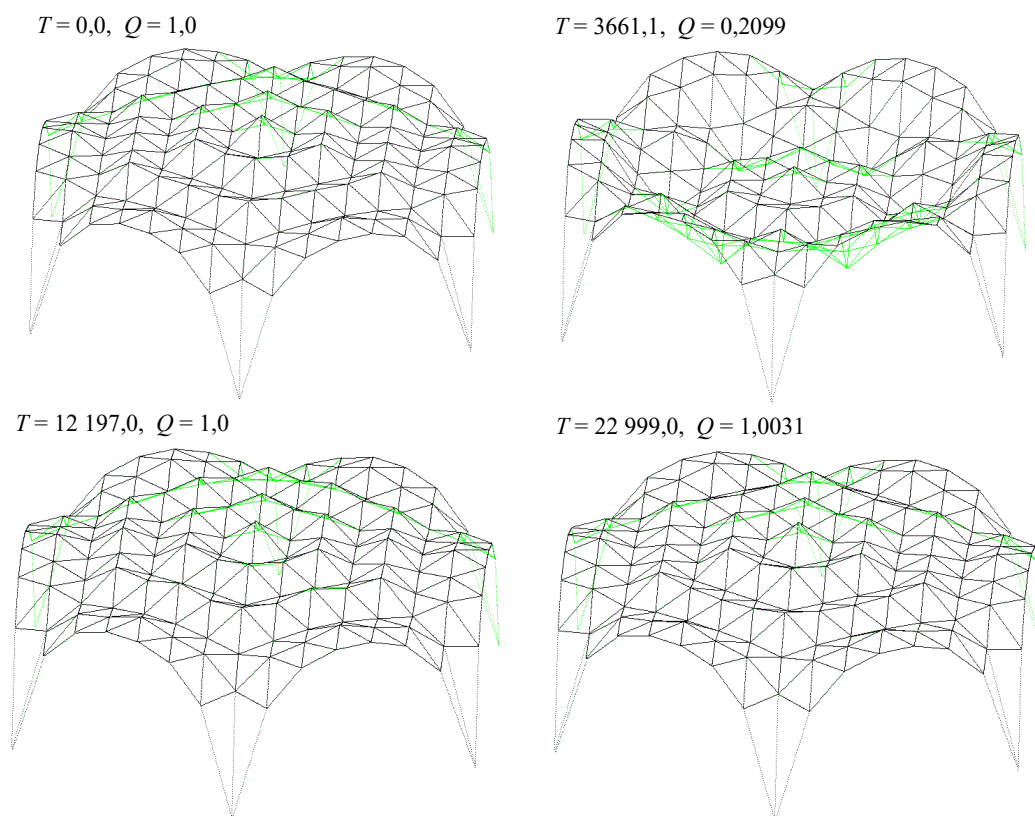


Рис. 6. Радиальное поле энергосвечения в характерные моменты времени, отнормированное на среднюю мощность, равную 1

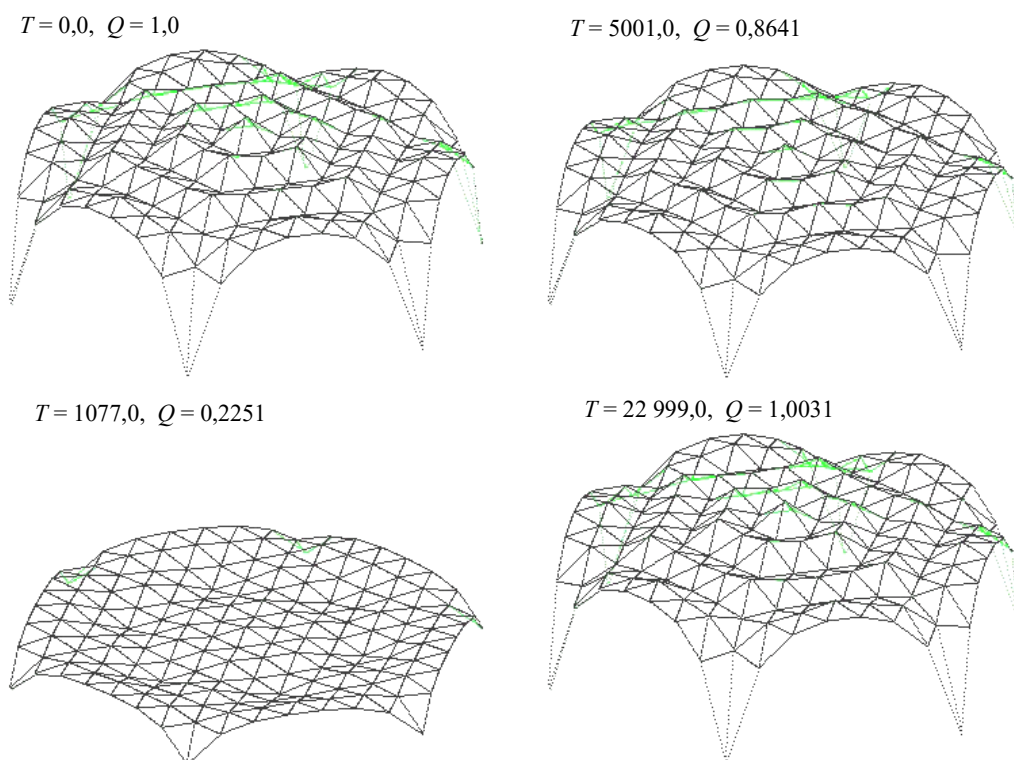


Рис. 7. Радиальное поле энергосвечения в характерные моменты времени, отнормированное на номинальную мощность

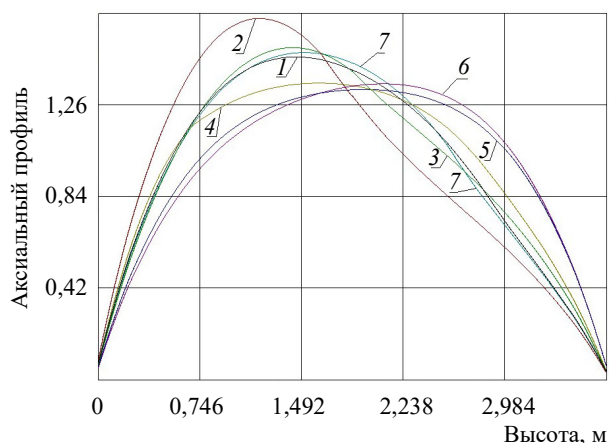


Рис. 8. Изменение аксиального профиля энерговыделения в характерные моменты времени, нормированного на 1: 1 — начало переходного процесса; 2 — максимальный отрицательный офсет; 3 — конец снижения мощности; 4 — перед началом набора мощности; 5 — после вывода всех органов СУЗ из активной зоны; 6 — максимальный положительный офсет перед началом погружения органов СУЗ; 7 — конец переходного процесса

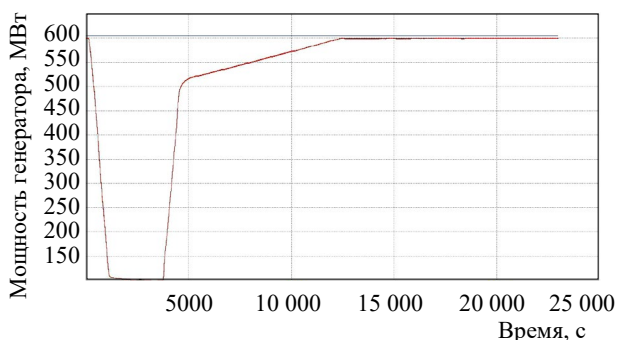


Рис. 9. Изменение мощности электрогенератора в ходе переходного процесса

Заключение

Разработана полномасштабная модель энергоблока средней мощности, включающая реакторную установку с трёхмерной поканальной двухгрупповой моделью активной зоны, ТУ, системы АСУ ТП реакторной установки и ТУ, а также систему интеграции расчётных моделей в единый вычислительный комплекс. Модель создана на базе программного комплекса РАДУГА-ЭУ.

Проведено моделирование переходного процесса глубокого манёвра мощностью 100—20—100%. Показаны работоспособность и

устойчивость модели энергоблока в условиях глубокого манёвра мощностью.

В дальнейшем разработанная модель энергоблока средней мощности будет использована для исследования динамических характеристик проектов энергоблоков средней мощности.

Список литературы

1. **Кавун О.Ю.** Методика моделирования динамики энергоблока АЭС, реализованная в программном комплексе РАДУГА-ЭУ. — ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1999, вып. 2, с. 17—39.
2. **Кавун О.Ю., Куно М.Я., Фейман В.Г.** Программа “ТРР” для теплогидравлического расчета сложных теплогидравлических сетей. — В сб.: Сборник трудов семинара МАЭ РФ “Алгоритмы и программы для нейтронно-физических расчетов ядерных реакторов НЕЙТРОНИКА-97”. Обнинск, 1998, с. 111—118.
3. **Аттестационный** паспорт программного средства “ТРР, версия 6” № 445 от 24.10.2018 г.
4. **Козлов О.С., Кондаков Д.Е., Скворцов Л.М., Тимофеев К.А., Ходаковский В.В.** Инструкция пользователя программным комплексом “Моделирование в технических устройствах” (ПК МВТУ, версия 3.5). — М.: МГТУ им. Н.Э. Баумана, 2007. 187 с.
5. **Тебин В.В., Обухов В.В., Сергеев В.К., Иванов А.С.** Проект пакета программ САПФИР для решения задач расчета ячейки реактора. — ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1985, вып. 4, с. 68—71.
6. **Карпов А.С., Тебин В.В.** Система подготовки многогрупповых констант для делящихся материалов на основе оцененных ядерных данных пакета САПФИР. — В сб.: Материалы десятого симпозиума по проблемам физики реакторов. Москва, 1997, с. 191.
7. **Аттестационный** паспорт программного средства САПФИР-95.1 № 390 от 16.12.2015 г.

Контактная информация —

Кавун Олег Юрьевич,

главный специалист,

тел.: 8(4967)65-29-73,

e-mail: dissovet@grpress.podolsk.ru

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2026, вып. 2,
с. 98—103.

Разработка конструкции облучательного устройства для проведения ускоренных внутриреакторных испытаний конструкционных материалов ВВЭР-СКД в реакторе СМ-3

А.Л. Ижutow, В.С. Моисеев, Н.К. Калинина, Н.Ю. Марихин, Д.С. Моисеев,
АО «ГНЦ НИИАР», 433510, Димитровград, Ульяновская обл., Западное ш., д. 9

Статья поступила в редакцию 26.12.2025

После доработки — 08.04.2026

Принята к публикации 08.04.2026

Для разработки водо-водяного энергетического реактора нового поколения со сверхкритическими параметрами давления (ВВЭР-СКД) актуальной задачей является изучение поведения кандидатных конструкционных материалов для активной зоны под воздействием нейтронного облучения. Повышение требований к безопасности атомной электростанции (АЭС) обуславливает необходимость проведения ускоренных внутриреакторных испытаний, направленных на оценку изменений прочностных и пластических свойств материалов, а также процессов радиационного распухания. В качестве экспериментальной базы выбран исследовательский реактор СМ-3, обладающий высокой плотностью потока нейтронов и оснащённый комплексом установок для контроля температуры, химического режима и мониторинга параметров облучения. В статье представлен эскиз плоских образцов из кандидатных материалов, а также предложена конструкция облучательного устройства (ОУ), предназначенного для размещения в активной зоне реактора СМ-3. Результаты проведённых расчётных исследований показали, что температура плоских образцов во время проведения внутриреакторных испытаний находится в диапазоне 478 ± 76 °С. Значение плотности потока быстрых нейтронов на поверхности образцов $(5,90—17,8)10^{14}$ см⁻²·с⁻¹. Проведение ускоренных внутриреакторных испытаний плоских образцов в разработанной конструкции ОУ позволит получить комплексные данные о поведении материалов ВВЭР-СКД в условиях интенсивного нейтронного облучения, что способствует повышению надёжности и безопасности эксплуатации реакторов нового поколения.

Ключевые слова: облучательное устройство, теплофизические расчёты, реактор СМ-3, ВВЭР-СКД, внутриреакторные испытания.

Irradiation Device Design Development for Accelerated In-Core Testing of VVER-SKD Structural Materials in SM-3 Reactor. A.L. Izhutov, V.S. Moiseev, N.K. Kalinina, N.Yu. Marikhin, D.S. Moiseev, Research Institute of Atomic Reactors (RIAR), 9, Zapadnoye sh., Dimitrovgrad, Ulyanovsk obl., 433510.

In developing new-generation supercritical water-moderated power reactors (VVER-SKD), a challenging task is to study the behavior of candidate in-core structural materials under neutron irradiation. Increasing safety requirements for nuclear power plants (NPPs) necessitate accelerated in-core testing to assess changes in material strength and plasticity, as well as radiation-induced swelling processes. Respective experiments rely on SM-3 research reactor that has high neutron flux density, as well as the equipment as necessary to monitor temperature, chemical conditions, and irradiation parameters. This paper presents the designs of both the flat specimen made of candidate material, and the irradiation device to be placed in SM-3 reactor core. Computational studies show that, during in-core testing, the temperature of flat specimens and the fast neutron flux density on surfaces thereof range within 478 ± 76 °C and $(5.90—17.8)10^{14}$ cm⁻²·s⁻¹, respectively. Accelerated in-reactor testing of flat specimens in the suggested irradiation device will provide comprehensive data on the behavior of VVER-SKD materials under intense neutron irradiation, which will contribute to improving the reliability and safety of new-generation reactors.

Key Words: irradiation device, thermophysical calculations, SM-3 reactor, VVER-SKD, in-core tests.

EDN: TUDSMV

Введение

Необходимость детального изучения условий работы и поведения кандидатных материалов активной зоны ВВЭР-СКД обусловлена возрастанием требований к безопасности АЭС. Проведение ускоренных внутриреакторных испытаний позволит исследовать, как изменяются прочность и пластичность кандидатных мате-

риалов, а также исследовать процесс радиационного распухания в выбранных материалах.

Одной из важнейших задач является разработка конструкции ОУ для проведения ускоренных внутриреакторных экспериментов. Проведение испытаний в разработанной конструкции ОУ позволит получить наиболее полный комплекс экспериментальных данных о поведении кандидатных конструкционных материалов ак-

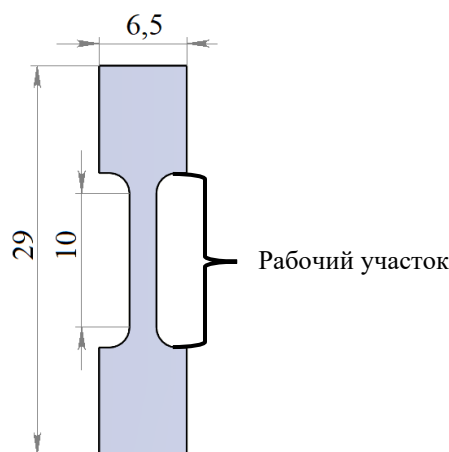


Рис. 1. Эскиз плоского образца

тивной зоны ВВЭР-СКД под действием нейтронного облучения. Для решения данной задачи может быть использовано численное моделирование, при котором необходимо разработать CFD-модель ОУ и провести серию расчётных исследований.

Объект исследований

В качестве объектов исследований выступают плоские образцы, изготовленные из кандидатных конструкционных материалов (ЧС-68, ЧС-138 и др.). Эскиз плоского образца представлен на рис. 1.

Краткая характеристика реактора СМ-3

Для проведения внутриреакторного облучения кандидатных конструкционных материалов ВВЭР-СКД выбран исследовательский реактор СМ-3, относящийся к классу корпусных высокопоточных реакторов ловушечного типа с промежуточным спектром нейтронов.

Отличительными особенностями реактора СМ-3 являются [1]:

- высокая плотность потока нейтронов в экспериментальных каналах и связанная с этим возможность ускоренных облучений материалов и изделий;

- наличие петлевых установок позволяет проводить регулирование и контроль температурного режима испытаний, проводить контроль выхода продуктов деления, а также обеспечивать требуемый водно-химический режим теплоносителя;

- наличие защитной камеры с возможностью промежуточного исследования образцов в перерывах между облучениями.

На рис. 2 представлена картограмма реактора СМ-3, где указаны расположение экспериментальных ячеек и их номера.

Для проведения ускоренных внутриреакторных испытаний конструкционных материалов в активной зоне реактора СМ-3 могут размещаться тепловыделяющие сборки (ТВС) двух типов.

Первый тип ТВС (рис. 3, а) представляет собой неразборную конструкцию, состоящую из чехла ТВС квадратного сечения с наружным размером 69×69 мм, 160 твэлов и четырёх дополнительных каналов. Каналы выполнены из труб диаметром $12,5 \times 0,3$ мм из нержавеющей стали и зафиксированы в дистанционирующих решётках.

Второй тип ТВС (см. рис. 3, б) состоит из чехла ТВС квадратного сечения с наружным размером 69×69 мм, 158 твэлов и блока, выполненного из циркониевого сплава марки Э125, с внутренним отверстием диаметром 24,5 мм, формирующего экспериментальный ампульный канал.

Для проведения внутриреакторного облучения кандидатных конструкционных материалов ВВЭР-СКД будет использована ТВС с экспериментальной ячейкой диаметром 24,5 мм, установленная в позицию № 66 активной зоны реактора СМ-3.

Конструкция ОУ для проведения ускоренных внутриреакторных испытаний плоских образцов

Одной из основных задач при подготовке к проведению внутриреакторных испытаний кандидатных конструкционных материалов ВВЭР-СКД является разработка конструкции ОУ.

При проведении внутриреакторных испытаний конструкция ОУ должна обеспечивать облучение кандидатных материалов при условиях, соответствующих рабочим параметрам реактора ВВЭР-СКД:

- температура испытаний — до 550°C ;
- плотность потока быстрых ($E \geq 0,1$ МэВ) нейтронов — до $2 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$.

Конструкция ОУ представлена на рис. 4, а и состоит из подвески с фланцем, рабочего участка, на котором размещаются девять этажей с обоймами, каждая из которых вмещает до восьми плоских образцов.

Обоймы (см. рис. 4, б) с образцами располагаются по всей высоте активной зоны реактора СМ-3. В каждом прямоугольном отверстии обоймы размещаются по два плоских об-

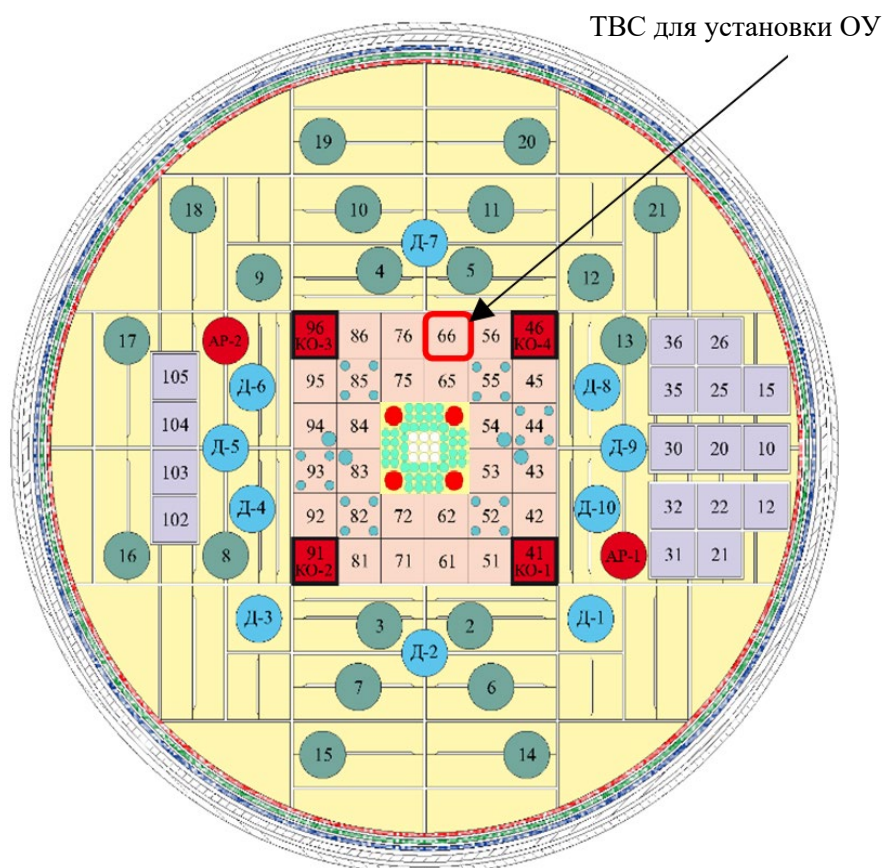


Рис. 2. Картограмма активной зоны и отражателя реактора СМ-3: — ячейки нейтронной ловушки для загрузки мишеней; — рабочий орган АЗ-КО; — ячейка активной зоны с ТВС; — ячейка активной зоны с ТВС с экспериментальными ячейками Ø12,5 мм; — ячейка активной зоны с ТВС с экспериментальными ячейками Ø24,5 мм; — компенсирующий орган; — экспериментальные ячейки; — ячейка хранения ТВС; — рабочий орган автоматизированного регулирования

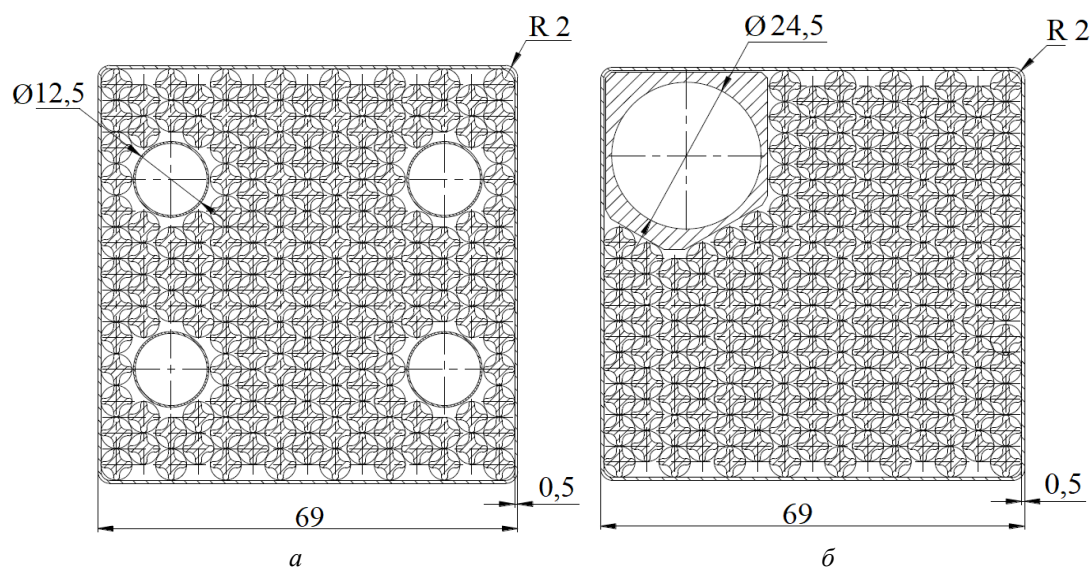


Рис. 3. Поперечное сечение ТВС: а — ТВС с экспериментальными ячейками Ø12,5 мм; б — ТВС с экспериментальной ячейкой Ø24,5 мм

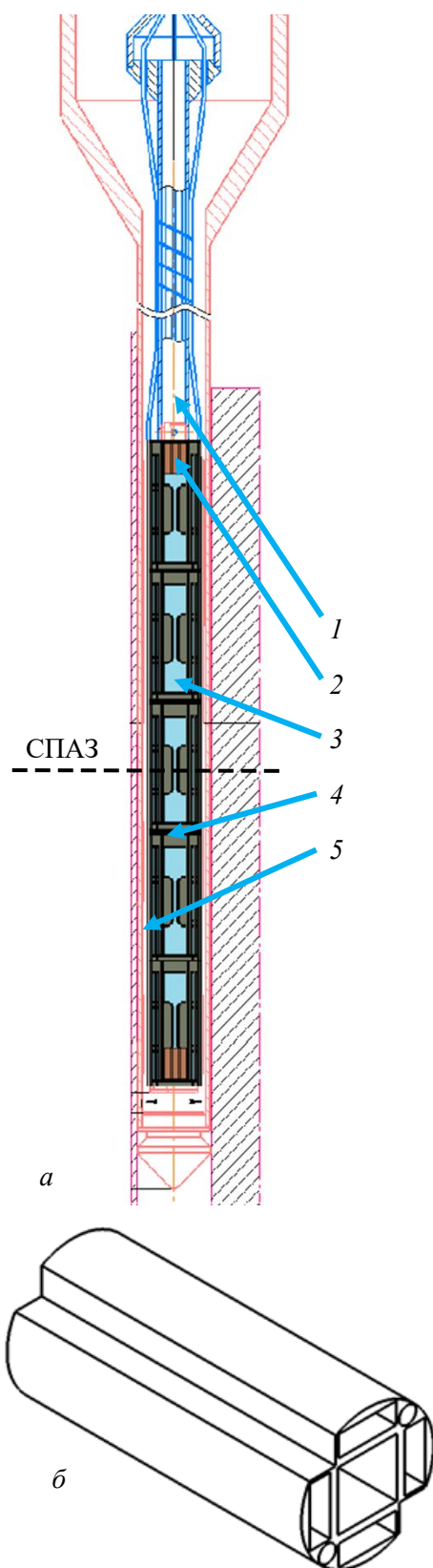


Рис. 4. Рабочий участок ОУ для проведения ускоренных испытаний: *а* — общий вид ОУ: 1 — подвеска, 2 — вставка для термоэлектрического преобразователя, 3 — образцы, 4 — обойма, 5 — корпус ОУ; *б* — вид обоймы

разца, которые дистанционируются за счёт проволоки диаметром 0,1 мм. Образцы в обоймах расположены симметрично относительно центральной оси ОУ.

Во всех обоймах предусмотрены два диаметрально противоположных выреза прямоугольного сечения для размещения в них направляющих стержней, а в обоймах с четвёртой по девятую — два отверстия диаметром 2 мм для установки термоэлектрических преобразователей.

В центре обойм сделан прямоугольный вырез, который позволяет уменьшить суммарное энерговыделение обойм, что предотвращает перегрев образцов во время проведения внутриреакторных испытаний.

Данная конструкция ОУ позволяет разместить до 72 плоских образцов кандидатных конструкционных материалов.

Результаты расчётных исследований

Для расчёта плотности потоков нейтронов и определения внутреннего энерговыделения образцов и конструкционных материалов ОУ использовался комплекс программных средств — имитатор активной зоны реактора CM-3 IMCOR_SM [2], созданный на базе прецизионной программы MCU-RR [3], в которой реализован алгоритм решения уравнения переноса нейтронов методом Монте-Карло. Расположение и нумерация образцов в обойме представлены на рис. 5, распределение плотности потока быстрых нейтронов по высоте образцов — на рис. 6.

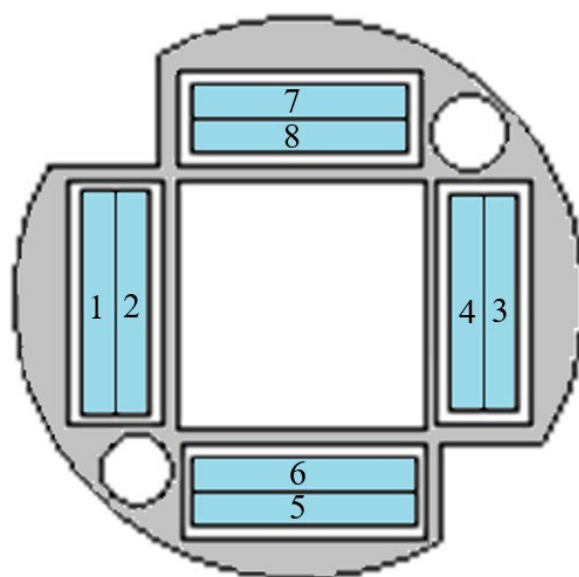


Рис. 5. Расположение и нумерация (1—8) образцов в обойме

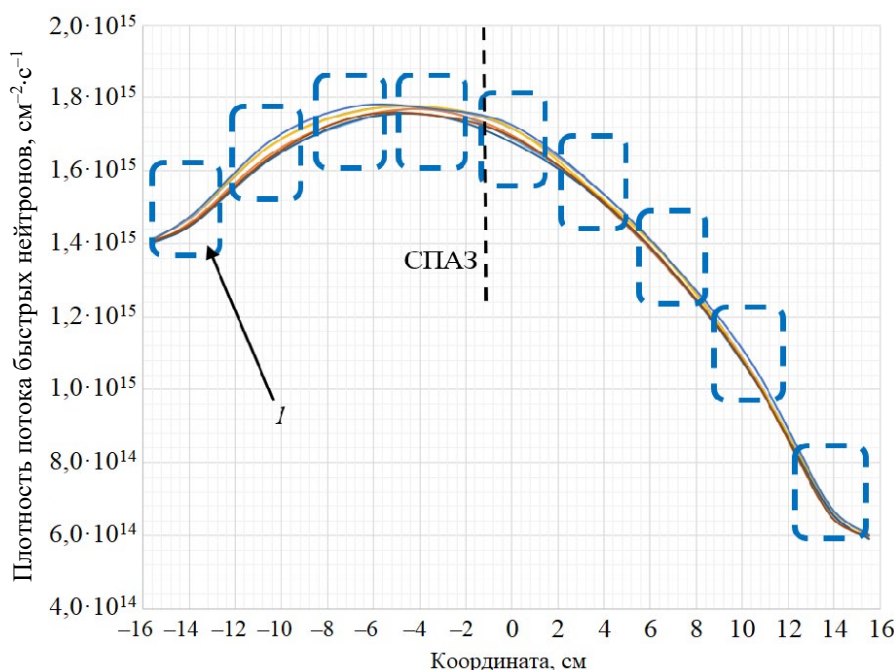


Рис. 6. Распределение плотности потока быстрых нейтронов по высоте в плоских образцах: *I* — обойма; — образцы (позиция 1); — образцы (позиция 2); — образцы (позиция 3); — образцы (позиция 4); — образцы (позиция 5); — образцы (позиция 6); — образцы (позиция 7); — образцы (позиция 8)

Из рис. 6 видно, что значения плотности потока быстрых нейтронов на образцах находятся в диапазоне $(5,90—17,8)10^{14} \text{ см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$, что не превышает условия проведения ускоренных внутриреакторных испытаний плоских образцов в активной зоне реактора СМ-3. При этом расхождение расчётных значений плотности потоков нейтронов в образцах в рамках одного этажа не превышает 3%. Статистическая погрешность определения плотности потока нейтронов не превышает 2,5%.

Теплофизический расчёт CFD-модели ОУ проводился для подтверждения возможности проведения внутриреакторных испытаний кандидатных конструкционных материалов активной зоны ВВЭР-СКД в активной зоне реактора СМ-3. Для этого был использован метод численного моделирования конструкции ОУ в CAD-системе SolidWorks. Расчёт проводился во встроенном в SolidWorks программном обеспечении Flow Simulation [4].

Исходные данные и граничные условия при проведении расчёта:

— начальная температура конструкции ОУ 20°C ;

— среда во внутренней полости ОУ — гелий при давлении 0,3 МПа в условиях естественной конвекции;

— среда снаружи корпуса ОУ — теплоноситель первого контура реактора СМ-3, дистиллят при давлении 5 МПа и температуре 60°C ;

— объёмное энерговыделение в конструкционных элементах ОУ и образцах задавалось по результатам нейтронно-физического расчёта (учитывалось энерговыделение от нейтронного облучения и гамма-излучения).

На рис. 7 показано изменение температуры по высоте образца в позиции 6 на уровне средней плоскости активной зоны (СПАЗ). Распределение температуры на поверхности образцов в поперечном сечении ОУ на уровне СПАЗ представлено на рис. 8.

Из рис. 8 видно, что максимальная температура наблюдается в центре образца на уровне рабочего участка и составляет 540°C . Перепад температуры по высоте рабочего участка одного образца составляет 10°C . Перепад температуры в рабочих участках остальных образцов также не превышает 10°C . Температура внутри ОУ уменьшается от центра к периферии, так как корпус облучательного устройства постоянно охлаждается водой первого контура реактора СМ-3. Резкие перепады температуры наблюдаются в гелиевых зазорах.

Наиболее горячими являются образцы № 2 и 6, которые имеют большее энерговыделение по результатам нейтронно-физического расчёта. Образцы, имеющие меньшее энерговыделение или расположенные ближе к корпусу ОУ, имеют более низкие температуры. Перепад температуры образцов в рамках одного этажа также объясняется неравномерностью энерговыделений в обоймах и корпусе ОУ.

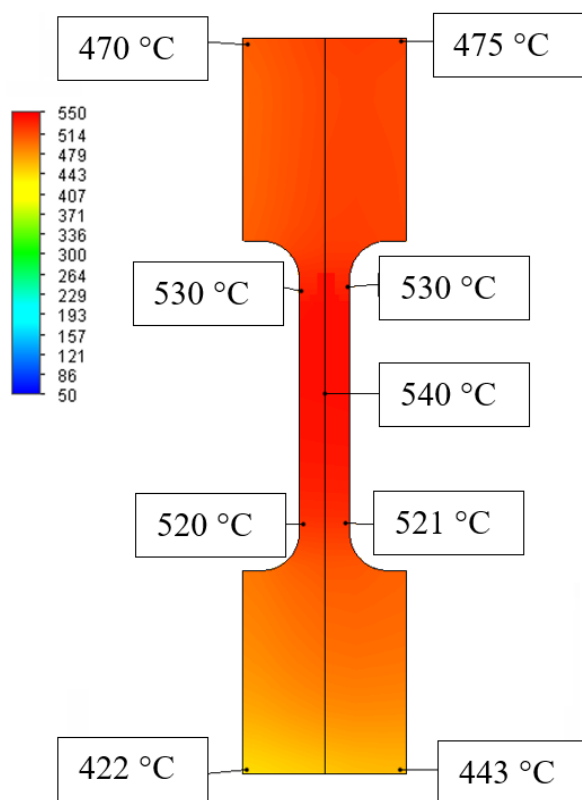


Рис. 7. Распределение температуры по высоте образца в позиции 6 на уровне СПАЗ

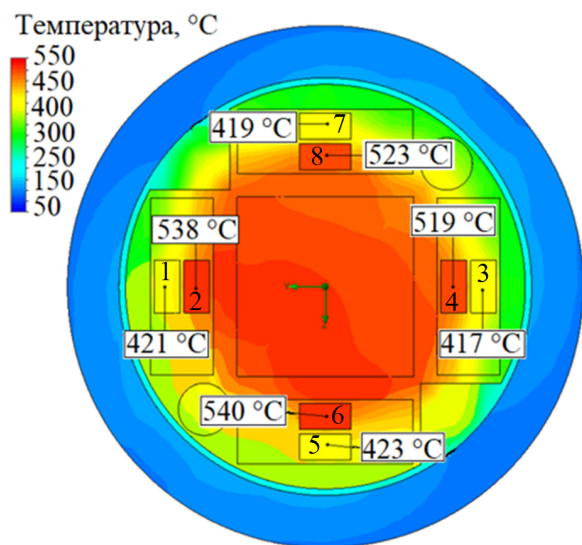


Рис. 8. Распределение температуры на поверхности образцов в поперечном сечении ОУ на уровне СПАЗ: 1—8 — номера образцов

Радиальный перепад температур по всем образцам не превышает 123 °C. Расчётная температура всех образцов на уровне рабочих участков находится в диапазоне 478 ± 76 °C, что удовлетворяет условиям проведения ускоренных внутриреакторных испытаний плоских образцов в активной зоне реактора СМ-3. При необходимости регулирование температуры образцов осуществляется изменением давления

гелия в ОУ или заменой гелия на другой инертный газ или смесь газов.

Заключение

Разработка конструкции ОУ для проведения ускоренных внутриреакторных испытаний конструкционных материалов ВВЭР-СКД в реакторе СМ-3 является важным шагом на пути к обеспечению надёжности и безопасности будущих энергетических установок. Результаты расчётных исследований конструкции ОУ показали принципиальную возможность проведения внутриреакторных испытаний конструкционных материалов ВВЭР-СКД в активной зоне СМ-3 при заданных условиях испытаний. При этом расчётная температура плоских образцов находится в диапазоне 478 ± 76 °C. Значение плотности потока быстрых нейтронов на поверхности образцов $(5,90—17,8)10^{14}$ см⁻²·с⁻¹.

По результатам расчётных исследований определены конструкция ОУ и размеры её отдельных элементов. Полученные результаты станут основой при дальнейшей разработке рабочей конструкторской документации на ОУ.

Полученные в ходе ускоренных испытаний данные позволят не только оценить пригодность существующих материалов применительно к ВВЭР-СКД, но и послужат основой для разработки новых, более совершенных материалов, способных выдерживать экстремальные условия эксплуатации.

Список литературы

1. **Уникальная** научная установка “Высокопоточный исследовательский реактор СМ-3”. НИИАР. URL: <http://www.niiar.ru/node/3340> (дата обращения 20.10.2025).
2. **Марихин Н.Ю.** Модернизированный комплекс программных средств — имитатор активной зоны реактора СМ (IMCOR_SM). Описание и инструкция пользователя. Отчет ОАО “ГНЦ НИИАР”. Рег. № О-6264. 2014.
3. **Гомин Е.А.** Статус MCU-4. — ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2006, вып. 1, с. 6—32.
4. **3D CAD Design Software. SolidWorks** [Электронный ресурс]. 2002—2024. URL: <https://www.solidworks.com/> (дата обращения 20.08.2025).

Контактная информация —
Моисеев Виталий Сергеевич,
научный сотрудник,
тел.: 8(937)030-63-90,
e-mail: vitaliy.moiseev.2016@yandex.ru

Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2026, вып. 2,
с. 104—109.

Опыт создания и внедрения современных акустических систем контроля течи теплоносителя трубопроводов и оборудования реакторных установок ВВЭР

П.А. Дворников, А.А. Кудряев, А.Н. Молявкин, В.Н. Замиусский, А.А. Савинов, А.А. Бударин, С.С. Шутлов, П.С. Шутлов, А.В. Бурляев, В.В. Шешукова,
 Акционерное общество “Научно-технический центр “Диапром” (АО “НТЦД”), 111020, Москва, вн. тер. г. муниципальный округ Лефортово, ул. 2-я Синичкина, д. 9А, стр. 3,
И.А. Чусов,
 АО ОКБ “ГИДРОПРЕСС”, 142103, Подольск, Московская обл., ул. Орджоникидзе, д. 21

Статья поступила в редакцию 29.01.2026

После доработки — 04.05.2026

Принята к публикации 04.05.2026

В статье рассмотрены вопросы создания, обеспечения качества и внедрения современных систем акустического контроля течи (САКТ) теплоносителя трубопроводов и оборудования реакторных установок (РУ) ВВЭР. Показано, что созданный с использованием новых научно-технических решений комплекс технических средств САКТ РУ ВВЭР удовлетворяет современным требованиям концепции “течь перед разрушением”, требованиям обеспечения качества при его изготовлении и внедрении, требованиям обеспечения работоспособности в условиях внешних воздействующих факторов, характерных для АЭС, что позволяет обеспечить надёжную и безопасную эксплуатацию АЭС.

Ключевые слова: контроль течи теплоносителя, трубопровод, оборудование, датчик акустический, комплекс технических средств, концепция “течь перед разрушением”, усилительно-преобразовательные модули, система, реакторные установки.

Experience in Creating and Implementing Modern Acoustic Leak Monitoring Systems for Coolant Pipelines and Equipment of VVER Reactor Facilities. *P.A. Dvornikov, A.A. Kudryaev, A.N. Molyavkin, V.N. Zamiuskiy, A.A. Savinov, A.A. Budarin, S.S. Shutov, P.S. Shutov, A.V. Burlaev, V.V. Sheshukova, JSC Scientific-technical Center “DIAPROM” (JSC “STCD”), 9A, building 3, Lefortovo municipal district, 2-ya Sinichkina str., Moscow, 111020, I.A. Chusov, OKB Hidropress JSC, 21, Ordzhonikidze str., Podolsk, Moscow region, 142103.*

This paper discusses creation, quality assurance and implementation of modern acoustic leak monitoring systems (ALMS) for coolant pipelines and equipment of VVER reactor facilities. It shows that the VVER ALMS hardware complex developed based on the latest engineering solutions complies with present-day requirements including the leak before destruction concept, quality assurance during manufacture and implementation, as well as functionality under external impacts characteristic for NPPs, which enables safe and reliable NPP operation.

Key Words: coolant leak monitoring, pipeline, equipment, acoustic sensor, hardware complex, leak-before-break concept, amplifier-converter modules, system, reactor facilities.

EDN: UOUNIL

Введение

Обеспечение безопасной эксплуатации атомных электростанций (АЭС) — одна из ключевых задач атомной энергетики. Одним из методов обеспечения безопасной эксплуатации АЭС с РУ ВВЭР является внедрение автоматизированных диагностических систем для обнаружения на ранней стадии течи теплоносителя контуров циркуляции (первого и второго) при работе РУ на мощности. Одной из систем диагностики является система акустического контроля течи (САКТ). Создание современных систем акустического контроля течи теплоносителя трубопроводов и оборудования РУ ВВЭР

базируется на принципах концепции “течь перед разрушением” (ТПР) [1].

В работах [2, 3] рассмотрены назначение и принцип построения акустической системы, объект диагностирования, основные технические характеристики устройств, входящих в состав комплекса технических средств (КТС) САКТ, возможности автоматизированной системы выполнять в круглосуточном режиме информационные функции — непрерывное измерение сигналов датчиков от всех каналов измерительных акустических (КИА), определение параметров (величины и места) течи и сравнение параметров сигналов с уставками, определение факта течи теплоносителя трубопроводов

и оборудования, сбор, обработка и длительное хранение зарегистрированных сигналов и параметров течи с возможностью предоставлять зарегистрированную информацию оперативно персоналу АЭС, а также выполнять вспомогательные функции по проверке работоспособности КТС САКТ — поддержанию единого времени с системами энергоблока, фиксации нарушений в работе устройств системы. Описаны алгоритм и программное обеспечение акустической системы, приведены результаты экспериментального обоснования концепции ТПР на стенде течи в ОКБ «ГИДРОПРЕСС» с применением представительской части САКТ.

В работе [2] представлен ряд научно-технических решений, реализация которых позволила в рамках концепции ТПР повысить чувствительность, быстродействие, точность измерения величины и места течи, а также позволила повысить достоверность информации при контроле работоспособности технических средств (ТС) КИА САКТ, повысить технологичность и снизить трудоёмкость выполнения работ по обслуживанию технических средств КИА САКТ, расположенных в гермозоне АЭС, в условиях интенсивного ионизирующего излучения.

Настоящая статья посвящена некоторым аспектам практической реализации использованных научно-технических решений, а также обеспечению качества при изготовлении КТС с целью создания и внедрения САКТ теплоносителя РУ ВВЭР, удовлетворяющих современным требованиям, предъявляемым к системам контроля течи как системам, важным для безопасности АЭС.

Особенности конструктивных решений на этапе создания КТС САКТ

В работе [2] представлены научно-технические решения [4–6], использованные для создания отдельных ТС из состава КТС САКТ.

Характерной конструктивной особенностью технических средств САКТ, расположенных в гермозоне АЭС, является применение разъёмных соединителей, быстросъёмной (резьбовой) конструкции крепления датчиков акустических (ДА) и преобразователей акустических (ПА) на

трубопроводах РУ ВВЭР. Это существенно снижает продолжительность технического обслуживания (монтаж/демонтаж, замену) ТС КИА в гермозоне АЭС в условиях интенсивного ионизирующего излучения, что, в свою очередь, обеспечивает повышение безопасности эксплуатации САКТ за счёт снижения дозовых нагрузок на обслуживающий персонал. Кроме того, следует отметить унификацию в конструктивных решениях ДА и ПА, а также узлов крепления ДА и ПА на трубопроводы и оборудование РУ ВВЭР. Унификация конструктивных решений построения ДА и ПА, а также узлов крепления ДА и ПА направлена на повышение технологичности процесса изготовления указанных ТС, а также на повышение технологичности операций по обслуживанию КИА САКТ в условиях гермозоны АЭС.

Внешний вид и габаритные размеры расположенных в гермозоне АЭС технических средств — ДА, ПА (аналогичен), коробок коммутационных (КК) и спецкабелей (СК-САКТ) представлены на рис. 1–3. Узел крепления (волновод) для монтажа ДА и ПА на трубопроводах и оборудовании главного циркуляционного трубопровода (ГЦТ), на трубопроводах системы аварийного охлаждения активной зоны реактора (САОЗ), на трубопроводах соединительном, впрыска, сброса компенсатора давления (КД), на корпусе КД РУ ВВЭР схематично представлен на рис. 4.

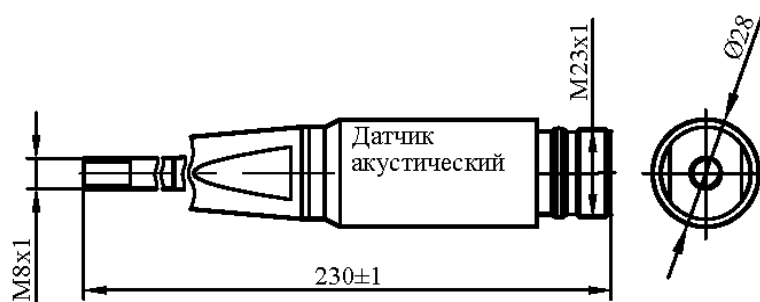


Рис. 1. Внешний вид и габаритные размеры ДА и ПА

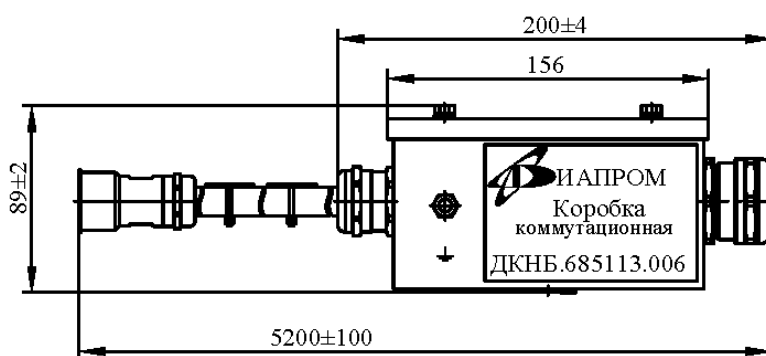


Рис. 2. Внешний вид и габаритные размеры КК

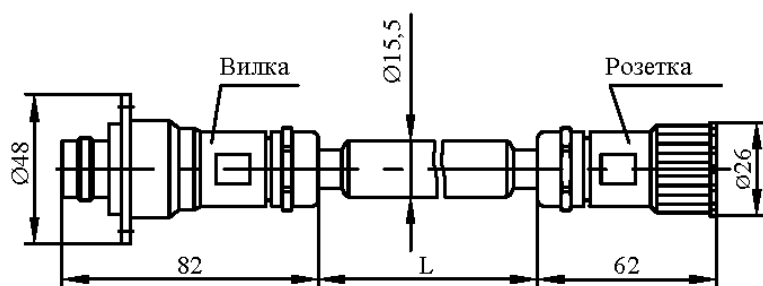


Рис. 3. Внешний вид и габаритные размеры СК-САКТ

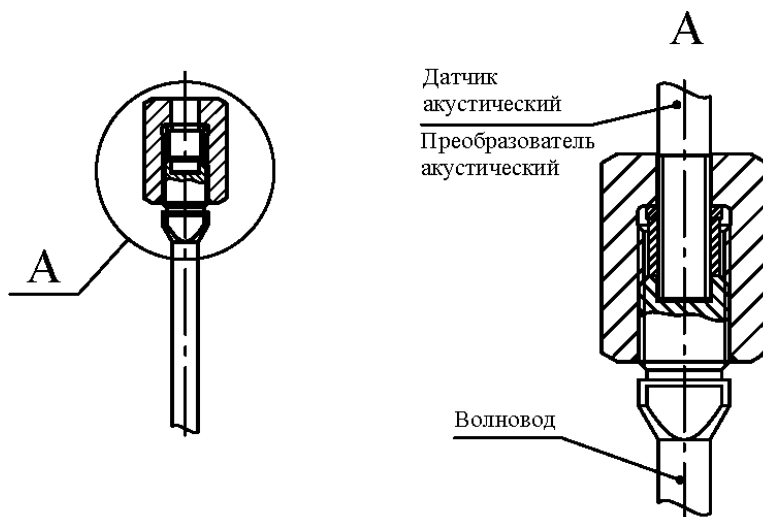


Рис. 4. Узел крепления (волновод) для монтажа ДА и ПА

Количество каналов акустического контроля течи может достигать нескольких десятков на один энергоблок АЭС, поэтому применение конструктивных решений, направленных на повышение безопасности эксплуатации, технологичности изготовления и обслуживания КТС САКТ, является своевременным и актуальным решением.

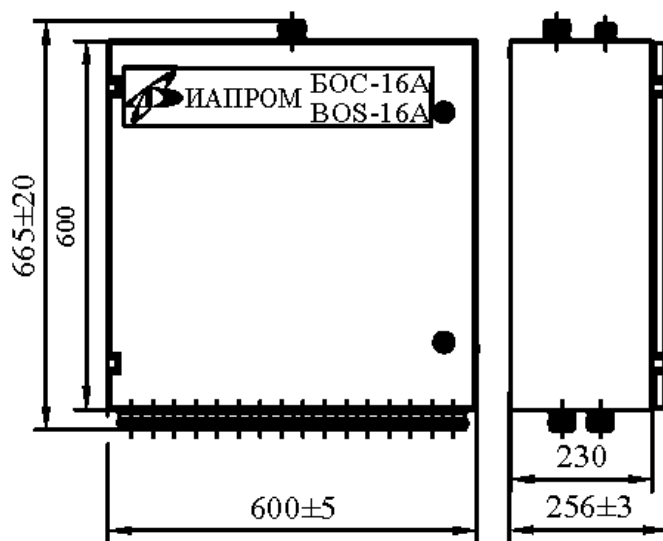


Рис. 5. Внешний вид и габаритные размеры БОС-16А и Блока Г

Блок обработки сигналов (БОС-16А) из состава КТС САКТ, изготовленный в соответствии с запатентованными техническими решениями, представлен на рис. 5. Блок генераторов тестовых (Блок Г) выглядит аналогично.

Конструктивной особенностью БОС-16А и Блока Г является автономность их исполнения, позволяющая разместить эти блоки в непосредственной близости к гермопроходкам вне гермозоны РУ ВВЭР. Конструктивно БОС-16А и Блок Г включают в себя до 16 усилительно-преобразовательных модулей (УП-АЭ) и до 16 генераторов тестовых (ГТ) соответственно. Автономное исполнение БОС-16А и Блока Г, позволяя разместить их в непосредственной близости к гермопроходкам вне гермозоны РУ ВВЭР, существенно сокращает длину аналоговых линий связи от ДА до БОС-16А и от Блока Г до ПА, за счёт этого в этих аналоговых линиях связи уменьшается ослабление сигналов. Цифровая линия связи RS-485 БОС-16А, сохраняющая интенсивность сигналов, позволяет передать сигналы

с выхода БОС-16А на вход вычислительного устройства ПТК САКТ в неискажённом виде для корректной работы системы. Унификация конструктивных решений в БОС-16А и Блока Г, ДА и ПА и организация структуры построения современной системы САКТ позволяют, с одной стороны, повысить чувствительность системы САКТ к обнаружению малых течей, повысить точность измерения величины и места течи теплоносителя, обеспечить выполнение современных требований по контролю верхнего значения диапазона измерения расхода течи не менее 19,0 л/мин, с другой стороны, позволяют существенно повысить технологичность прокладывания и обслуживания аналоговых линий связи, значительно сократить количество дорогостоящей кабельной продукции для изготовления аналоговых линий связи, а также позволяют оптимизировать выбор необходимого типа и количества контактных групп в гермопроходках [2].

Таким образом, реализация научно-технических решений при создании современных акустических систем кон-

троля течи теплоносителя трубопроводов и оборудования РУ ВВЭР обеспечивает не только требуемые технические характеристики в рамках концепции ТПР, но и позволяет обеспечить технологичность и помогает существенно снизить затраты.

Испытания и внедрение современных акустических систем контроля течи теплоносителя трубопроводов и оборудования РУ ВВЭР

По назначению и влиянию на безопасность САКТ теплоносителя трубопроводов и оборудования РУ ВВЭР относятся к системам нормальной эксплуатации, важным для безопасности, а элементы систем должны соответствовать классу безопасности 3Н по НП-001-15 [7].

К оборудованию систем, важных для безопасности АЭС, предъявляются повышенные требования по работоспособности КТС САКТ в условиях внешних воздействующих факторов (ВВФ), характерных для АЭС, поэтому обеспечение качества изготовления оборудования, устойчивости функционирования КТС САКТ при воздействии ВВФ, достоверности и точности результатов измерения величины и места течи теплоносителя в рамках концепции ТПР на этапе внедрения и дальнейшей эксплуатации КТС САКТ на АЭС является крайне актуальной задачей [8, 9].

Контроль качества изготовления, включая испытания, при поставках КТС САКТ на отечественные и зарубежные АЭС осуществляют специализированные аккредитованные организации: Акционерное общество “Внешнеторговая организация “Безопасность” (АО “ВО “Безопасность”), Акционерное общество “Всероссийское производственное объединение “Зарубежатомаэнергострой” (АО “ВПО “ЗАЭС”). Специализированные организации осуществляют оценку соответствия продукции, поставляемой на объекты использования атомной энергии, посредством проверки применяемых предприятием-изготовителем процедур, а также посредством контроля соответствия продукции (включая контроль за соблюдением технологических процессов) требованиям, установленным федеральными нормами и правилами в области использования атомной энергии и другими нормативными документами, договором на поставку. По результатам проверки оформляются соответствующие документы. Таким образом, специализированные организации осуществляют контроль на всех этапах разра-

ботки и создания (изготовления) оборудования САКТ, начиная с разработки технической и эксплуатационной документации, испытаний (приёмочных, приёмо-сдаточных, квалификационных, периодических, типовых), на соответствие технических характеристик оборудования САКТ установленным техническим требованиям и устойчивости функционирования при воздействии характерных для АЭС ВВФ: повышенной и пониженной температуре, повышенной влажности, вибрационных воздействиях, ударах одиночного действия, сейсмических нагрузках, воздействии от удара падающего самолёта и от воздушной ударной волны, дезактивирующих растворов, коррозионно-активных агентов в атмосфере, внешних электромагнитных факторов, плесневых грибов, ионизирующего излучения на технические средства, расположенные в гермозоне АЭС, попадания внешних твёрдых предметов и воды и др.

В статье [2] на примере системы САКТ первого контура энергоблока № 1 Курской АЭС-2 представлены общий принцип построения, структура, состав, основные технические характеристики КТС САКТ в условиях современных требований концепции ТПР, а также принцип действия и алгоритм функционирования систем контроля течи теплоносителя (СКТ) акустическим методом различного исполнения: подсистемы акустического контроля (ПАК), системы акустического контроля течи теплоносителя первого контура (САКТ), системы обнаружения течи теплоносителя второго контура (СОТТ-2) и входящих в её состав системы акустического контроля течи теплоносителя второго контура (САКТ-2К), системы контроля течи теплообменников, системы пассивного отвода тепла (СКТТ СПОТ) акустическим методом.

КТС САКТ, в состав которого входят датчики акустические (ДА), преобразователи акустические (ПА), коробки коммутационные (КК), спецкабели (СК-САКТ), блоки обработки сигналов (БОС-16А), каждый из которых включает в себя усилительно-преобразовательные модули (УП-АЭ), блоки генераторов тестовых (Блок Г) с генераторами тестовыми (ГТ), программно-технический комплекс (ПТК), устройство информационно-измерительное (УИИ СКТ), выдержал полный объём испытаний на воздействия ВВФ для АЭС. При этом обеспечивался контроль выполнения функций, заложенных в УИИ СКТ: приём акустических сигналов от ДА, преобразованных в БОС-16А; обработку сигналов согласно алгоритмам определения ве-

личины и места течи; управление работой, обеспечение и контроль электропитания БОС-16А, Блоков Г; проверку работоспособности КИА с помощью Блоков Г и ПА; передачу данных в систему верхнего блочного уровня (СВБУ). Испытания оборудования САКТ были проведены в специализированных испытательных центрах с положительными результатами и полностью подтвердили соответствие технических характеристик оборудования САКТ установленным техническим требованиям и устойчивости функционирования при воздействии ВВФ, характерных для АЭС.

Одним из важных показателей качества создаваемых современных систем контроля течи теплоносителя акустическим методом САКТ является выполнение требований по метрологическому обеспечению (МО) выпускаемой продукции. МО должно осуществляться на всех этапах жизненного цикла: разработка, изготовление, поставка, монтаж, ввод в эксплуатацию, эксплуатация и вывод из эксплуатации. Системы контроля течи теплоносителя являются измерительными системами типа ИС-1 и подлежат утверждению типа средства измерений, т.е. должны выпускаться изготовителем как законченные укомплектованные изделия. ТС, входящие в состав КИА системы, должны быть утверждённого типа, иметь действующие свидетельства о поверке при выпуске из производства. МО предусматривает решение широкого круга вопросов, таких как метрологическая экспертиза необходимой технической документации организацией, аккредитованной в области обеспечения единства измерений на техническую компетентность в соответствующих видах работ; регламентация номенклатуры измеряемых параметров (физических величин), диапазонов и требований к точности их измерений; регламентация номенклатуры применяемых СИ; номенклатура эталонов (средств измерений высшей точности) для поверки КИА и их компонентов при эксплуатации; испытания с целью утверждения типа средств измерений (СИ) системы и ТС, входящих в состав системы КИА; регламентация алгоритмов обработки измерительной информации, выполняемой вычислительным компонентом ИС; идентификация программного обеспечения (ПО), реализующего данные алгоритмы; разработка методики поверки КИА и ТС, входящих в состав системы КИА.

Представленные системы контроля течи теплоносителя акустическим методом (ПАК,

САКТ, САКТ-2К, СКТТ СПОТ), а также ТС, входящие в состав КИА (ДА, БОС-16А, УП-АЭ), включая ПО, прошли полный объём испытаний с целью утверждения типа СИ в испытательных центрах (Федеральное бюджетное учреждение “Государственный региональный центр стандартизации, метрологии и испытаний в г. Москве и Московской области” (ФБУ “Ростест—Москва”), Акционерное общество “Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского” (АО “ГНЦ РФ — ФЭИ”) и Акционерное общество “Научно-исследовательский центр по изучению свойств поверхности и вакуума” (АО “НИЦПВ”)) с положительными результатами и полностью подтвердили соответствие технических и метрологических характеристик оборудования САКТ установленным техническим требованиям. Информация об утверждении типа средства измерений внесена в Федеральный информационный фонд по обеспечению единства измерений (ФИФ ОЕИ): системы контроля течи теплоносителя — регистрационный номер № 75805–19, блоки БОС–16А — регистрационный номер № 87024–22, усилители УП-АЭ — регистрационный номер № 90647–23, датчики акустические — регистрационный номер № 73725–18 [10—13]. Описания типа СИ содержат информацию о полном перечне технических и метрологических характеристик, внешнем виде ТС, информацию о ПО, комплектности средств измерений, сведения о методиках (методах) измерений, нормативные и технические документы, устанавливающие требования к средствам измерений.

Таким образом, реализация научно-технических решений [4—6], обеспечивших в рамках современных требований концепции ТПР повышение чувствительности, быстродействия, точности измерения величины и места течи, повышение достоверности информации при контроле работоспособности технических средств КИА САКТ, повышение технологичности и снижение трудоёмкости выполнения работ по обслуживанию технических средств КИА САКТ, расположенных в гермозоне АЭС в условиях интенсивного ионизирующего излучения, и комплекс мер по обеспечению качества при изготовлении КТС САКТ позволяют создавать надёжные современные системы акустического контроля течи теплоносителя трубопроводов и оборудования РУ ВВЭР, обеспечивая безопасную эксплуатацию АЭС.

Примеры практического применения современных акустических систем контроля течи теплоносителя трубопроводов и оборудования на отечественных и зарубежных АЭС с РУ ВВЭР, учитывающие проектные решения построения первого и второго контуров циркуляции теплоносителя каждого отдельного энергоблока, представлены в статье [2]. Современные акустические системы контроля течи, разработанные специалистами АО «НТЦД» с учётом особенностей построения каждого из энергоблоков, вошли в проекты строящихся АЭС с РУ ВВЭР-1200: АЭС «Сюйдапу», блоки № 3, 4 (Китай); АЭС «Тяньвань», блоки № 7, 8 (Китай); АЭС «Эль-Дабаа», блоки № 1—4 (Египет); АЭС «Пакш», блоки № 5, 6 (Венгрия).

Заключение

Современные акустические системы контроля течи трубопроводов и оборудования РУ ВВЭР по техническим и метрологическим характеристикам удовлетворяют современным требованиям концепции «течь перед разрушением» по чувствительности, быстродействию, точности измерения величины и места течи при верхнем диапазоне измерения расхода течи не менее 19 л/мин.

Реализация новых научно-технических решений, а также комплекс мер по обеспечению качества при изготовлении и внедрении КТС САКТ теплоносителя РУ ВВЭР позволяют обеспечить надёжную и безопасную эксплуатацию АЭС.

Реализация научно-технических решений при создании современных акустических систем контроля течи теплоносителя трубопроводов и оборудования реакторных установок ВВЭР обеспечивает не только требуемые технические характеристики в рамках концепции ТПР, но и позволяет обеспечить технологичность и помогает существенно снизить затраты.

Список литературы

1. **Киселев В.А., Ривкин Е.Ю.** Применение концепции «течь перед разрушением» при анализе безопасности АЭС. — Атомная энергия, 1993, т. 75, вып. 6, с. 426—430.
2. **Дворников П.А., Ковтун С.Н., Кудряев А.А., Молявкин А.Н., Замиусский В.Н., Савинов А.А., Бударин А.А., Шутлов С.С., Шутлов П.С., Лукьянов Д.А.** Опыт разработки современных акустических систем контроля течи теплоносителя трубопроводов и обо-

рудования реакторных установок ВВЭР. — Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика, 2024, № 4, с. 69—80.

3. **Морозов С.А., Ковтун С.Н., Бударин А.А., Дворников П.А., Кудряев А.А., Кондратович Ф.В., Шутлов П.С., Швецов Д.М., Коноплев Н.П.** Разработка системы акустического контроля течей. — Атомная энергия, 2007, т. 103, вып. 6, с. 342—347.

4. **Белоглазов А.В., Бударин А.А., Дворников П.А., Ковтун С.Н., Кудряев А.А., Молявкин А.Н., Шутлов С.С., Замиусский В.Н., Савинов А.А., Шутлов П.С.** Система акустического контроля течи трубопровода АЭС. Патент на изобретение RU № 2709474, опубликован 18.12.2019. Электронный ресурс: https://yandex.ru/patents/doc/RU2709474C1_20191218.

5. **Дворников П.А., Ковтун С.Н., Бударин А.А., Кудряев А.А., Молявкин А.Н., Шутлов С.С., Замиусский В.Н., Савинов А.А., Шутлов П.С., Чичков А.Г., Мильшин В.И., Ознобишина М.Д.** Канал измерительный акустический. Патент на изобретение RU № 2760604, опубликован 29.11.2021. Электронный ресурс: <https://patents.google.com/patent/RU2760604C1/ru>.

6. **Белоглазов А.В., Бударин А.А., Дворников П.А., Ковтун С.Н., Кудряев А.А., Молявкин А.Н., Шутлов С.С., Замиусский В.Н., Савинов А.А., Шутлов П.С.** Система контроля течи теплообменника системы пассивного отвода тепла акустическим методом. Патент на изобретение RU № 2722684, опубликован 03.06.2020. Электронный ресурс: https://yandex.ru/patents/doc/RU2722684C1_20200603.

7. **Общие** положения обеспечения безопасности атомных станций. НП-001-15 (ОПБ-88/15). Электронный ресурс: <https://ohranatruda.ru/upload/iblock/c37/4293756900.pdf>.

8. **Атомные** станции. Аппаратура, приборы, средства систем контроля и управления. Общие технические требования. СТО 1.1.1.07.001.0675-2017. Электронный ресурс: <https://files.stroyinf.ru/Index2/1/4293738/4293738302.htm>.

9. **Трубопроводы** атомных станций. Концепция «течь перед разрушением». ГОСТ Р 58328-2018. Электронный ресурс: <https://files.stroyinf.ru/Data2/1/4293732/4293732619.pdf>.

10. **Системы** контроля течи теплоносителя. Описание типа средства измерений. Федеральный информационный фонд по обеспечению единства измерений. Номер в Госреестре № 75805-19. Электронный ресурс: <https://rst.gov.ru:8443/file-service/file/load/1712826137702>.

11. **Блоки** БОС-16А. Описание типа средства измерений. Федеральный информационный фонд по обеспечению единства измерений. Номер в Госреестре № 87024-22. Электронный ресурс: https://oei-analitika.ru/kurilka/si_type_info.php?si_type_id=1402583.

12. **Усилители** УП-АЭ. Описание типа средства измерений. Федеральный информационный фонд по обеспечению единства измерений. Номер в Госреестре № 90647-23. Электронный ресурс: <https://grmetr.ru/gosreestr/1412653-90647-23-up-ae>.

13. **Датчики** акустические. Описание типа средства измерений. Федеральный информационный фонд по обеспечению единства измерений. Номер в Госреестре № 73725-18. Электронный ресурс: <https://grmetr.ru/gosreestr/529717-73725-18-dknb-433649-002>.

*Контактная информация —
Дворников Павел Александрович,
научный руководитель, доктор технических наук,
тел.: 8(910)914-69-00,
e-mail: dvornikov@diaprom.ru*

Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2026, вып. 2,
с. 110—116.

УДК 621.039.586

Обзор отечественных и зарубежных работ по динамике внутрикорпусных устройств ВВЭР при разрывах трубопроводов

А.М. Баисов,

НИЯУ МИФИ, 115409, Москва, Каширское ш., д. 31,
АО ОКБ “ГИДРОПРЕСС”, 142103, Подольск, Московская обл., ул. Орджоникидзе, д. 21,

Д.А. Посысаев,

АО ОКБ “ГИДРОПРЕСС”, 142103, Подольск, Московская обл., ул. Орджоникидзе, д. 21,

Н.Н. Панутин,

НИЯУ МИФИ, 115409, Москва, Каширское ш., д. 31

Статья поступила в редакцию 23.04.2026

После доработки — 02.06.2026

Принята к публикации 02.06.2026

В статье представлены результаты отечественных и зарубежных экспериментальных работ по изучению гидродинамических воздействий на внутрикорпусные устройства, выполненных на крупномасштабных моделях водо-водяных реакторов под давлением при разрывах трубопроводов. Изложены основные подходы, учитывающие взаимодействие теплоносителя со стенками конструкций, при обосновании прочности внутрикорпусных устройств с использованием результатов теплогидравлических расчётов. Сформирована матрица валидации и обозначена необходимость проведения аналогичных экспериментов для охвата текущих диапазонов давлений и температур, характерных для современных проектов реакторных установок с водяным теплоносителем.

Ключевые слова: гидродинамические воздействия, разрыв трубопроводов, критическое истечение, внутрикорпусные устройства, ВВЭР, экспериментальные стенды.

Overview of Domestic and Foreign Studies on VVER Internals Dynamics During Pipeline Ruptures.

A.M. Baisov, OKB Hidropress JSC, 21, Ordzonikidze st., Podolsk, Moscow region, 142103, NRNU MEPhI, 31, Kashirskoe sh., Moscow, 115409, D.A. Posysaev, OKB Hidropress JSC, 21, Ordzonikidze st., Podolsk, Moscow region, 142103, N.N. Paputin, NRNU MEPhI, 31, Kashirskoe sh., Moscow, 115409.

This paper presents the results of domestic and foreign experimental studies of hydrodynamic effects on reactor internals performed on large-scale models of pressurized water reactors assuming pipeline ruptures. The paper outlines key approaches to accounting for coolant interactions with structural walls when evaluating the internals' strength based on calculated thermohydraulic data. The paper also suggests a validation matrix, and identifies the need for similar experiments to cover the current pressure and temperature ranges typical for modern water-cooled reactor designs.

Key words: hydrodynamic effects, pipeline rupture, critical leakage, reactor internals, VVER, experimental test facility.

EDN: WGZXKK

Введение

Среди большого перечня процессов и явлений, которые анализируются при проектировании ядерных энергетических установок (ЯЭУ) с водо-водяными реакторами под давлением, отдельно выделяются расчётные обоснования, подтверждающие способность внутрикорпусных устройств (ВКУ) и тепловыделяющих сборок (ТВС) выдерживать различные виды статических и динамических нагрузок при нормальной эксплуатации (НЭ), нарушениях нормальной эксплуатации (ННЭ) и проектных авариях (ПА) [1, 2]. В анализах безопасности рассматриваются различные спектры разрывов трубопроводов первого контура, приводящие к формированию распространяющейся волны разре-

жения-сжатия в теплоносителе, что является причиной значительных гидродинамических воздействий. Несмотря на наличие концепции “Течь перед разрушением” (ТПР) [3], устанавливающей критерии и методы обоснования безопасности, позволяющие избежать мгновенного разрушения трубопроводов, с точки зрения расчётных обоснований прочности конструкций для водо-водяных энергетических реакторов (ВВЭР) рассматривается максимальная проектная авария (МПА) с разрывами по сварному шву холодного и горячего патрубков главного циркуляционного трубопровода (ГЦТ), при которых возникают максимальные динамические нагрузки на ВКУ и ТВС. Моделирование задачи включает как теплогидравлический, так и прочностной расчёт конструкции,

поскольку происходит взаимодействие теплоносителя со стенками элементов, расположенных внутри корпуса реакторной установки (РУ). За рубежом данное явление носит название “Fluid-Structure Interaction” (FSI) и подразумевает учёт взаимодействия между движущейся средой и твёрдым телом. В общем случае поле давления жидкости вызывает деформацию конструкций, что, в свою очередь, влияет на сам поток за счёт обратной реакции твёрдых стенок рассматриваемого объекта.

Выделяют два подхода для численного моделирования описанного явления:

— “односторонняя” связь: жидкость воздействует на конструкцию, но деформация конструкции не оказывает влияния на течение среды;

— “двусторонняя” связь, подразумевающая одновременный или итеративный учёт совместного влияния движущейся среды и деформируемой конструкции.

Для расчётного анализа реакции конструкций на возникающие гидравлические воздействия предпринимаются попытки объединения программ вычислительной гидродинамики (CFD — Computational Fluid Dynamics) и конечно-элементного анализа (FEA — Finite Element Analysis), широко используемого для расчётов прочности. Однако ввиду большого количества ВКУ и ТВС в корпусе РУ, их значительных габаритов, а также быстрого истечения теплоносителя в отечественной атомной отрасли используется первый подход, в котором распределение поля давления, полученное по теплогидравлическому расчёту, используется в качестве граничных условий для определения напряжённо-деформированного состояния конструкции. По итогам “одностороннего” расчёта, разбитого на два независимых этапа, подтверждается, что деформации ВКУ и ТВС не будут препятствовать эффективной работе органов управления реактивностью, а также теплоотводу от активной зоны и выгрузке топлива из реактора.

Мультифизичность процессов при разрывах трубопроводов, подразумевающая корректное описание распространения волны разрежения-сжатия и критического истечения теплоносителя, существенно усложняет их математическое описание и последующую валидацию ввиду отсутствия полноценной матрицы валидации. По этой причине был выполнен обзор существующих экспериментальных работ, направленных на исследование распределения давления в моделях РУ в авариях с потерей теплоно-

сителя, и представлены эксперименты, результаты которых могут быть использованы для валидации. В целом опытные установки представляли собой сосуды под давлением с установленными внутри упрощёнными моделями ВКУ и каналом истечения.

Эксперименты SEMISCALE

Доступный отчёт [4] представляет собой расширенный вариант доклада, представленного на семинаре по экспериментальному моделированию основных эффектов при больших течах теплоносителя в реакторах с водой под давлением, проходившем в немецком городе Франкфурте с 9 по 13 июня 1969 г. В отчёте изложена информация по серии опытов, выполненных на маломасштабных стендах различной степени сложности в 1968 г. с целью изучения поведения теплогидравлических и механических параметров при различном расположении и размерах течей. Работы получили название SEMISCALE и проводились в рамках спонсируемого Комиссией по атомной энергии США проекта по разработке системы аварийного охлаждения активной зоны (ECCS — Emergency Core Cooling System) для предотвращения последствий аварии с потерей теплоносителя (LOCA — Loss of Coolant Accident). Полученные результаты измерений позволили лучше понять механизмы появления и распространения волн расширения-сжатия. Основным вывод заключался в том, что скорость истечения теплоносителя совместно с местом возникновения разрыва (холодный или горячий патрубков) существенно влияют на переход в двухфазное состояние.

Геометрия экспериментальных стендов представлена на рис. 1—4. Начальные условия опытов соответствовали режимным параметрам реакторов типа PWR (Pressurized Water Reactor) за счёт систем подпитки, повышения давления и нагревателей, отсекаемых перед началом испытаний.

Имитация течи осуществлялась с помощью прикреплённого болтами к верхнему или нижнему патрубку специального устройства (рис. 5), состоящего из ряда труб с фланцевыми соединениями и разрывными дисками. Непосредственно сам разрыв мембранных дисков производился двумя способами: либо созданием избыточного давления азотом в пространстве между ними, либо снижением давления в этой области. Время разрыва находилось в диапазоне от 0,4 до 1,0 мс.

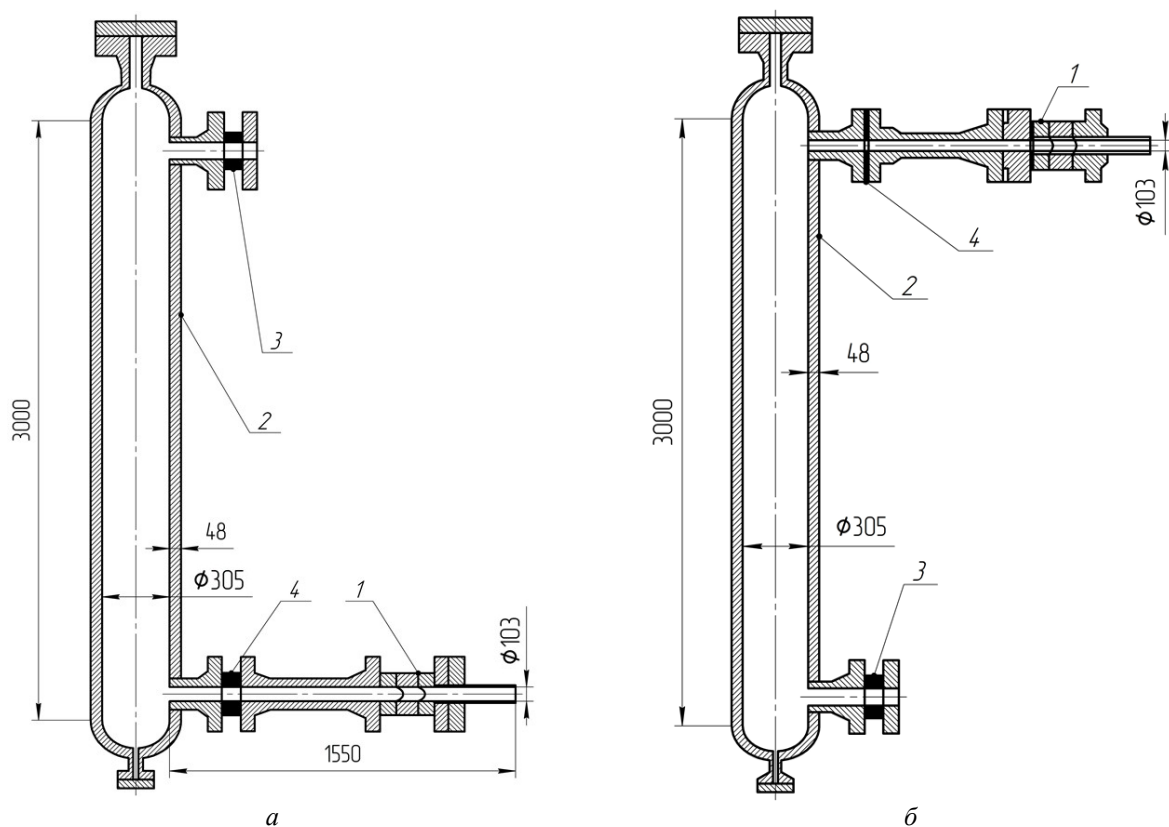


Рис. 1. Экспериментальные стенды серии опытов № 500 с нижним (а) и верхним (б) истечением теплоносителя: 1 — корпус; 2 — устройство, имитирующее разрыв трубопровода; 3, 4 — датчики измерения давления

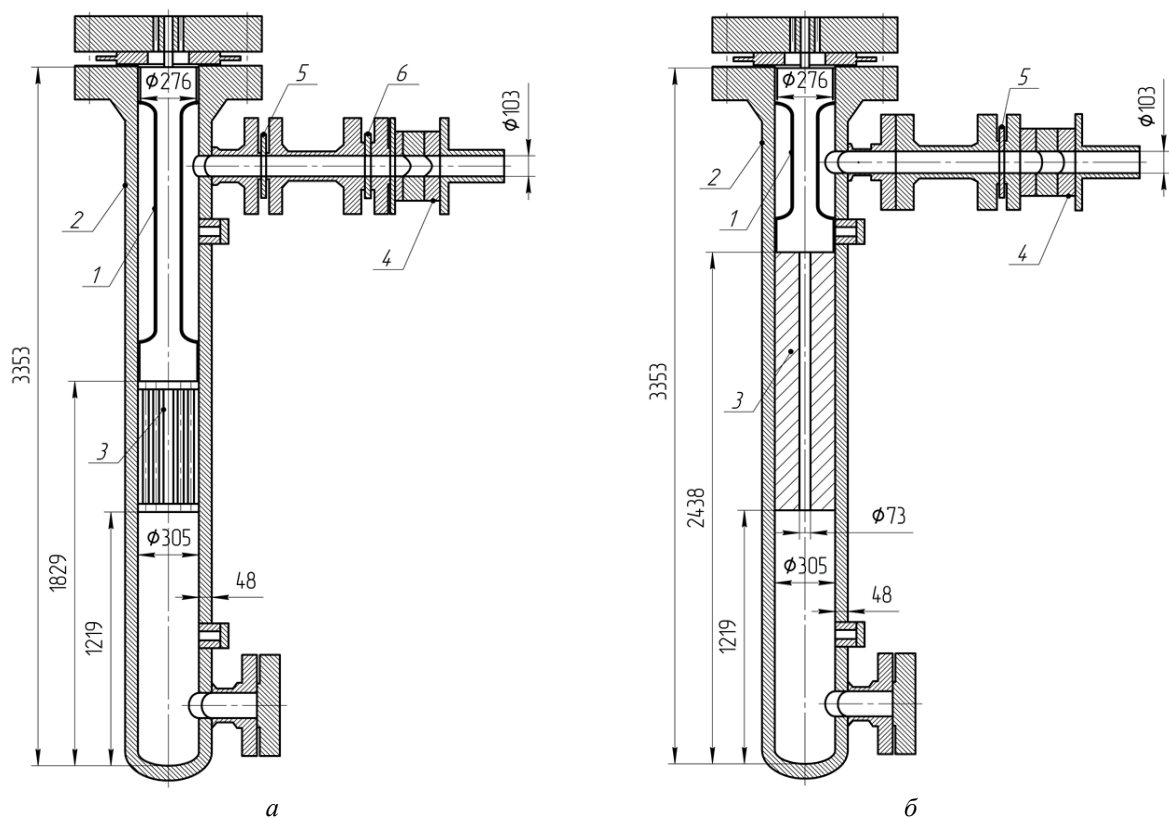


Рис. 2. Экспериментальные стенды серии опытов № 600 с внутренними элементами: а — имитатором пучка стержней; б — цилиндром с одним центральным отверстием; 1 — корпус; 2 — удерживающая шахта; 3 — внутренний элемент; 4 — устройство, имитирующее разрыв трубопровода; 5, 6 — датчики измерения давления и температуры

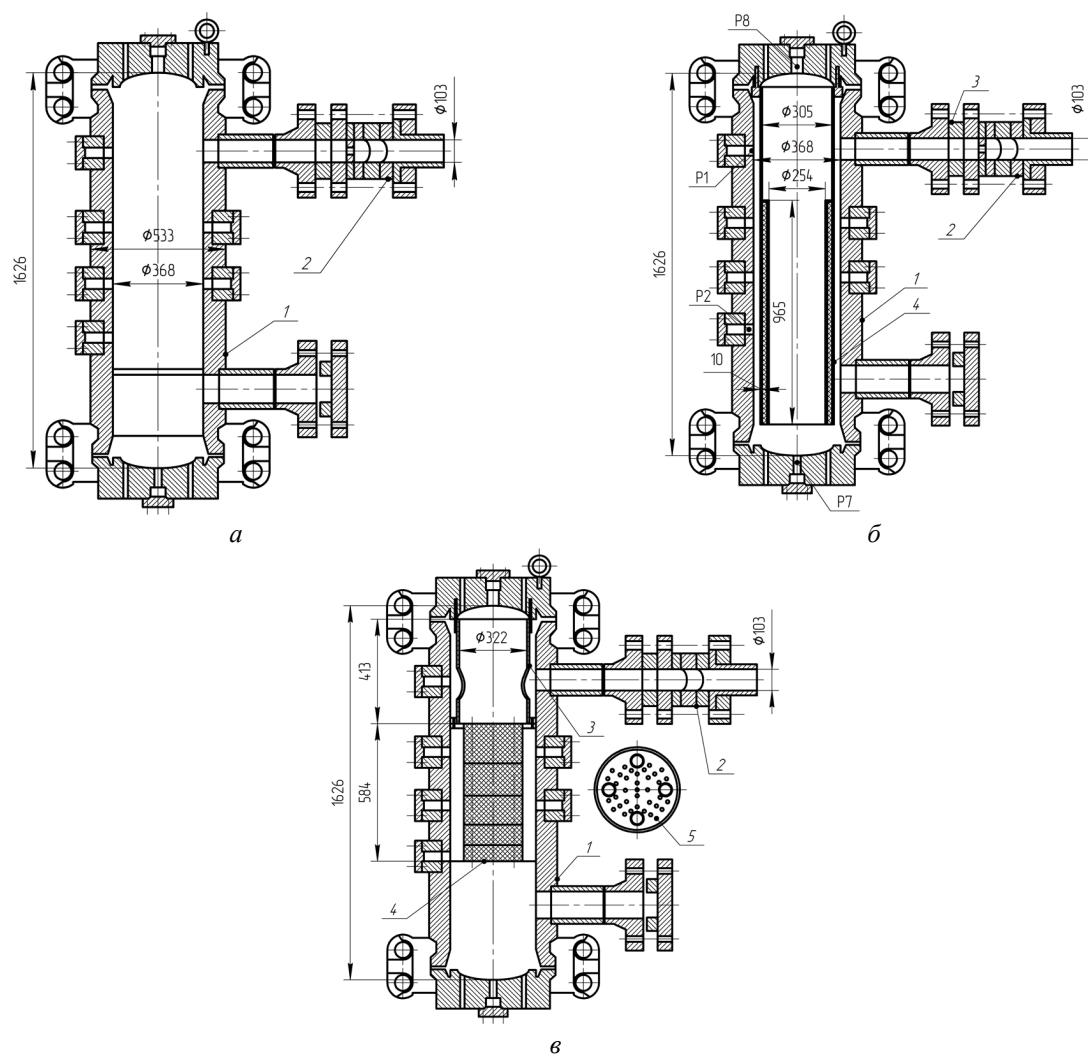


Рис. 3. Экспериментальные стенды серии опытов № 700 с имитацией корпуса реактора PWR: *а* — без внутрикорпусных устройств; *б* — имитатор шахты внутрикорпусной; *в* — имитатор активной зоны; 1 — корпус; 2 — устройство, имитирующее разрыв трубопровода; 3 — датчик давления; 4 — шахта; 5 — имитатор активной зоны; *б* — поперечное сечение имитатора активной зоны

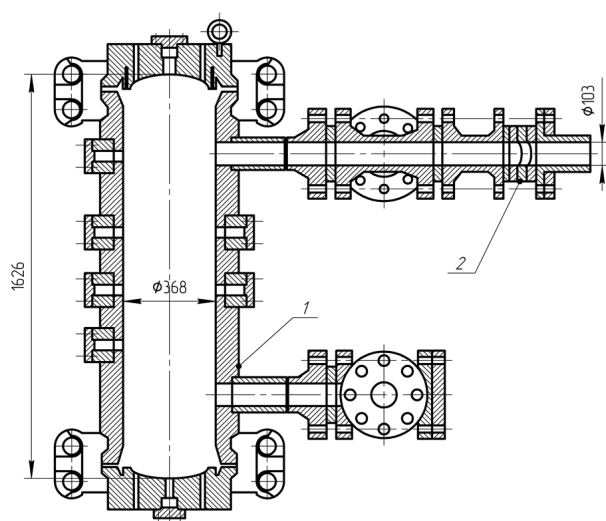


Рис. 4. Экспериментальный стенд серии опытов № 800 с удлинённым патрубком канала истечения: 1 — корпус; 2 — устройство, имитирующее разрыв трубопровода

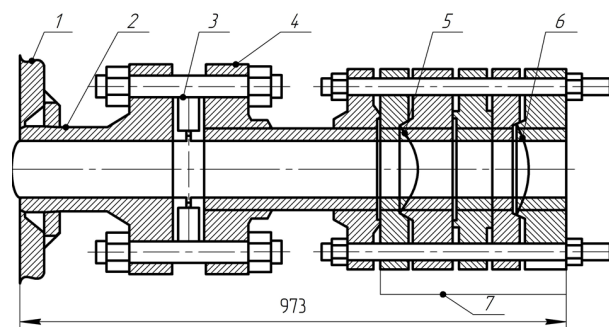


Рис. 5. Общая схема канала, имитирующего разрыв трубопровода: 1 — стенка корпуса; 2 — патрубок корпуса; 3 — датчик давления; 4 — фланец устройства разрыва; 5, 6 — разрывные диски; 7 — устройство разрыва

Устройства измерения давления, температуры и уровня воды, приведённые в табл. 1, обладали самым быстрым откликом и широким

Таблица 1. Характеристики датчиков, используемых в экспериментах проекта SEMISCALE

Параметр	Тип датчика	Диапазон	Отклик, кГц
Давление	Тензометрический	0—20,68 МПа	20
Температура теплоносителя	Кристалл	0—34,47 МПа	5—1000
Температура стенки	Термопара хромель-алюмель	1371,11 °C	1
Уровень воды	Манометр	0—0,762 м	—

динамическим диапазоном, доступными на тот момент времени.

Результаты выполненных экспериментов изображены на рис. 6—8. Снижение давления в ёмкостях без внутренних элементов проявляется в виде чётко выраженной последовательности разрежений и сжатий, сопровождающихся постепенным увеличением скорости теплоносителя.

Стенд RS-16B

В европейском филиале американского Мемориального института Баттеля, расположенном в немецком городе Франкфурт-на-Майне, в 1977 г. на экспериментальной установке RS-16B при финансовой поддержке Федерального министерства исследований и технологий Германии была проведена серия опытов по критическому истечению [5]. Исследования проводились на стенде, представляющем собой резервуар высокого давления высотой 11,3 м и

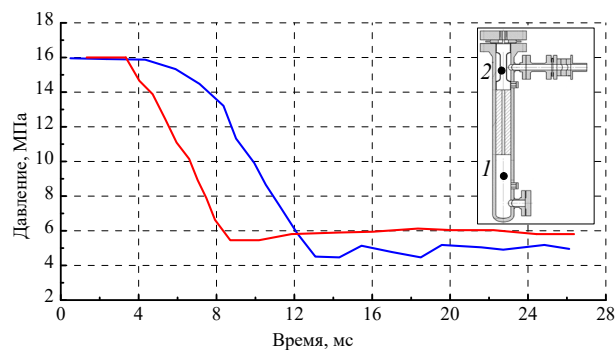
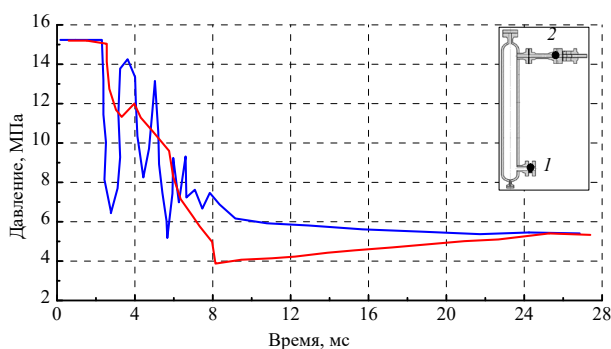
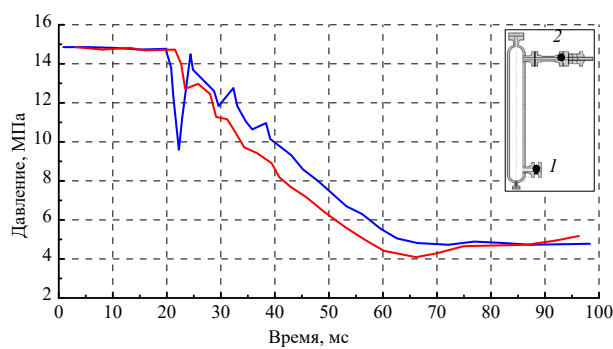


Рис. 7. Результаты измерения давления в корпусе на стенде SEMISCALE в экспериментах серии № 600 с истечением из верхнего патрубка с внутренним цилиндром, имеющим одно центральное отверстие, при давлении 16 МПа, температуре 277 °C и 260 °C в верхней и нижней части корпуса со 100%-ной площадью разрыва: — в нижней части корпуса (точка 1); — в верхней части корпуса (точка 2)

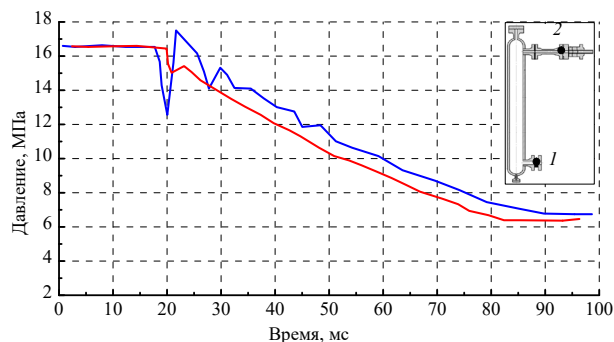
диаметром 0,8 м, внутри которого располагался имитатор шахты с наружным диаметром 0,62 м и длиной 7,37 м (рис. 9). В верхней трети части



а



б



в

Рис. 6. Результаты измерения давления в корпусе на стенде SEMISCALE в экспериментах серии № 500 с истечением из верхнего патрубка при давлении 16 МПа и температуре 271 °C с разными площадями разрыва: а — 100%; б — 10%; в — 6,25%; — в нижней части корпуса (точка 1); — в верхней части корпуса (точка 2)

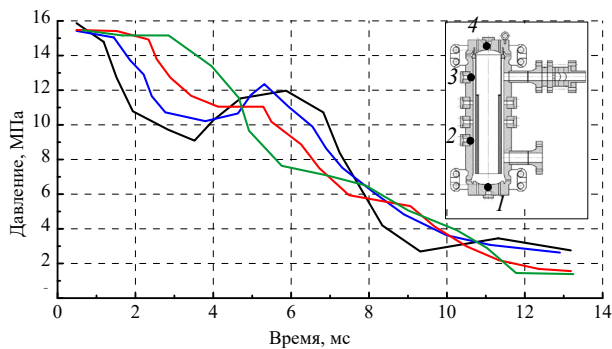


Рис. 8. Результаты измерения давления в корпусе на стенде SEMISCALE в экспериментах серии № 700 с истечением из верхнего патрубка с имитатором при давлении 16 МПа, температуре 282 °С и 263 °С в верхней и нижней части корпуса с 30%-ной площадью разрыва: — — верхняя точка корпуса (точка 4); — — верхняя точка в зазоре между шахтой и корпусом (точка 3); — — нижняя точка в зазоре между шахтой и корпусом (точка 2); — — нижняя точка корпуса (точка 1)

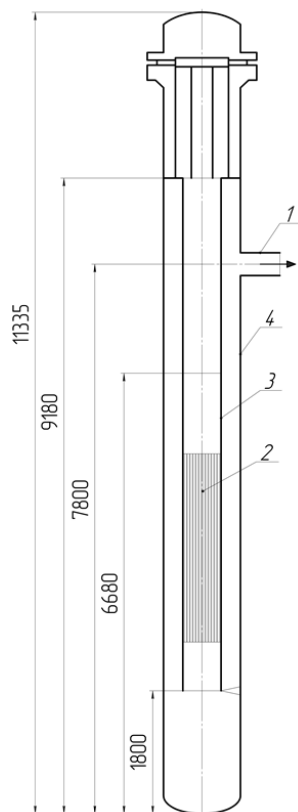


Рис. 9. Геометрия стенда RS-16B: 1 — патрубок истечения; 2 — пучок стержней, имитирующих активную зону; 3 — шахта; 4 — корпус

шахты толщина стенки составляла 8 мм, в остальной — 18 мм. В нижней части корпуса был установлен пучок стержней для моделирования активной зоны. Крепление шахты в верхней части осуществлялось с помощью фланцевого соединения с крышкой, в нижней — за счёт трёх радиальных направляющих блоков.

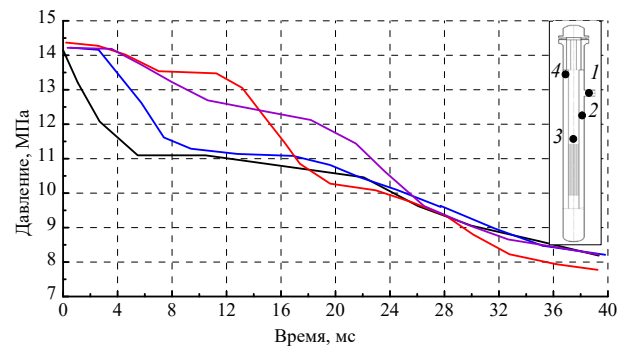


Рис. 10. Результаты измерения распределения давления в эксперименте DWR в различных точках: — — напротив патрубка с разрывом (точка 1); — — в нижней части опускного канала (точка 2); — — в центральной части над пучком стержней (точка 3); — — в верхней части (точка 4)

В опубликованном эксперименте DWR в первоначальном состоянии вода находилась под давлением 14,2 МПа, температура воды 301 °С в верхней части стенда и 270 °С в кольцевом зазоре между корпусом и шахтой. Внутренний диаметр выходного патрубка истечения был равен 0,142 м, длина патрубка 0,35 м. Разрыв происходил за счёт раскрытия мембраны на конце патрубка за 1 мс. На рис. 10 приведены измеренные значения изменения давления в различных точках внутри корпуса в течение 40 мс.

Стенд HDR

Результаты, полученные в ходе описанных ранее экспериментов, послужили основой для проверки базовых алгоритмов расчёта снижения давления при истечении теплоносителя, однако они не продемонстрировали многомерные аспекты распространения волны разрежения-сжатия. По этой причине было принято решение о проведении серии экспериментов в крупногабаритном корпусе. Подобная обширная программа исследований в период с 1977 по 1979 г. была выполнена в Федеративной Республике Германии на полномасштабном стенде HDR [6, 7]. Первоначально реактор HDR был сконструирован для подтверждения возможности выработки перегретого пара в активной зоне. В 1973 г. было принято решение использовать его оборудование для крупномасштабных экспериментов, связанных с вопросами безопасности легководных реакторов. Среди основных направлений исследований были измерения перемещений элементов конструкций в сосуде высокого давления и в целом изучение процессов, происходящих при критическом истечении. Цель подобных экспериментов состо-

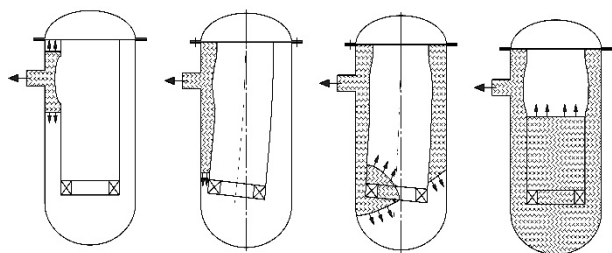


Рис. 11. Схематичное изображение процесса распространения волны разрежения-сжатия в корпусе HDR

яла в непосредственном измерении снижения давления в различных точках модели в течение первых миллисекунд после начала истечения для валидации разработанных теоретических моделей и расчётных программ.

В общем виде установка представляла собой корпус с закреплённым внутри имитатором шахты, формирующим опускное кольцевое пространство. На рис. 11 в общем виде представлен ход протекания процесса распространения волны разрежения-сжатия. При разрывах около патрубков возникала зона пониженного давления, которая увеличивалась со скоростью звука в осевом и окружном направлениях. После того, как волна расширения отражалась от нижней части корпуса, двигаясь в верхнюю часть пространства внутри шахты, создавалось осесимметричное снижение давления. С точки зрения динамической реакции шахты в соответствии с последовательностью снижения давления сначала образовывалась небольшая зона локального изгиба в направлении места разрыва. По мере увеличения области с пониженным давлением общий изгибающий момент деформировал шахту сильнее, как зажатую с одного конца балку.

Толщина шахты выбиралась исходя из пределов текучести и предварительно оцененных пластических деформаций, которые могли бы быть зарегистрированы датчиками. Принятая ширина опускного участка, с одной стороны, обеспечивала максимальные воздействия, с другой — геометрическое сходство с реальным реактором типа PWR. В табл. 2 представлено сопоставление параметров стенда HDR с PWR.

Таблица 2. Сопоставление параметров стенда HDR с PWR

Параметр	HDR	PWR
Давление, МПа	11	16
Диаметр разрыва, м	0,2	0,8
Время разрыва, мс	2	15
Длина шахты, м	7,6	7,6
Толщина стенки шахты, мм	23	80
Внешний диаметр шахты, м	2,66	4,3

Особое внимание было уделено верхнему креплению шахты с крышкой корпуса модели, поскольку определённые допуски на реальные осевые перемещения вносили бы существенную неопределённость в последующий расчётный анализ. Кроме этого, на крепление действуют значительные локальные изгибающие моменты. Для устранения этих недостатков была разработана специальная схема крепления верхнего фланца, обеспечивающая надёжную фиксацию и увеличивающая допустимые нагрузки при разрыве. При проведении экспериментов размещение имитаторов ТВС не предполагалось, что существенно упрощало измерение распределения давления. Однако для обеспечения дополнительной жёсткости шахты и ограничения перемещений в нижней части было установлено утяжеляющее кольцо массой 10 т, имитирующее инерционный эффект. Опорные элементы в нижней части шахты, ограничивающие горизонтальные перемещения, подбирались таким образом, чтобы не возникало контакта с корпусом реактора, который мог бы вызвать распространение дополнительной ударной волны, усложняющей интерпретацию результатов.

Так как точное моделирование поведения элементов и теплофизических параметров не являлось абсолютным требованием, то выбранное конструктивное исполнение было направлено на корректное детектирование исследуемых параметров, которые, во-первых, вносят существенный вклад в распространение волны расширения-сжатия, а во-вторых, могут быть представлены по теоретическим моделям.

Разница между начальным давлением и давлением насыщения теплоносителя является доминирующим фактором, определяющим длину волн давления и, следовательно, гидродинамическое воздействие на шахту. Температура воды внутри активной зоны, в свою очередь, определяет степень снижения общего давления в корпусе в начальный момент времени, после которого наступает двухфазное истечение.

На рис. 12 показано поперечное сечение стенда HDR с указанием основных габаритных размеров. Для упрощения пред- и посттестовых расчётов все входные и выходные патрубки отсекались, за исключением патрубка, имитирующего разрыв.

Разница температур между внутренней частью активной зоны и опускным участком устанавливалась с помощью специальной системы нагрева и охлаждения общей мощностью 3,5 МВт, располагаемой вне корпуса (рис. 13).

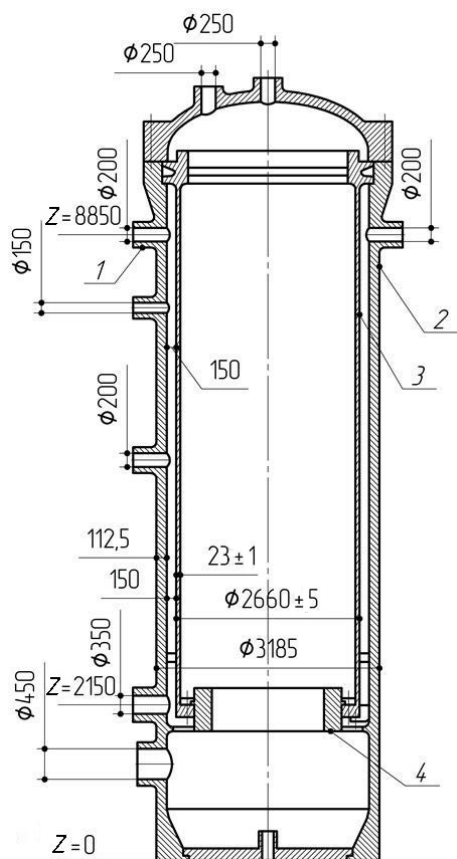


Рис. 12. Поперечное сечение стенда HDR: 1 — патрубков; 2 — корпус; 3 — шахта; 4 — утяжеляющее кольцо

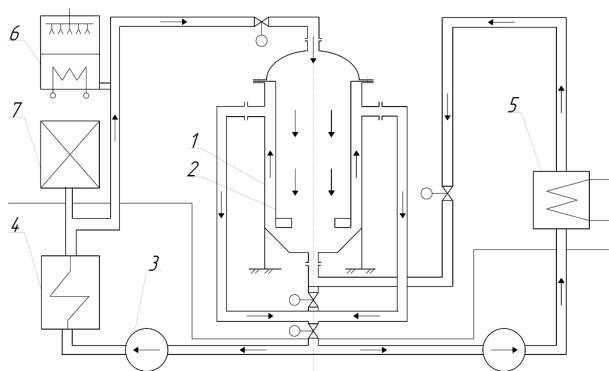


Рис. 13. Схематичное изображение циркуляционного контура для формирования поля температуры в корпусе стенда HDR: 1 — корпус; 2 — шахта; 3 — насос; 4, 5 — теплообменник; 6 — система компенсации давления; 7 — система контроля объема воды

Горячая вода поступала через верхнюю камеру, а холодная — через нижнюю. Отводящая труба, соединённая с обводной линией, обеспечивала осевое и радиальное выравнивание температуры воды. За счёт управления расходом на входе и выходе можно было добиться в кольцевом зазоре и области внутри шахты распределения температуры, максимально соответствующей выбранным градиентам, которые вносят

существенный вклад в процессы снижения давления. Непосредственно перед началом эксперимента система нагрева-охлаждения отключалась.

Перед началом испытаний для детального измерения поля температуры по всему объёму стенда использовались 122 термопары. Большая часть впоследствии была демонтирована, и при проведении экспериментов с разрывами температура регистрировалась 25 термопарами. Важным моментом во время проведения экспериментов было исключение неконденсирующихся газов, которые могли бы привести к искажению результатов. Это обеспечивалось процедурами дегазации воды и отсутствием газовых пробок в элементах конструкции.

В центральной зоне реактора, а также в верхней и нижней камерах было установлено восемь датчиков давления, четыре датчика температуры и два тензометрических датчика, фиксирующих деформации верхнего фланца шахты. Непосредственно в патрубке истечения и в опускном кольцевом участке было размещено следующее контрольно-измерительное оборудование:

- 44 датчика давления в опускном участке и внутри активной зоны;
- 42 датчика перепада давления, расположенных по периметру активной зоны;
- 21 датчик температуры в опускном участке;
- 32 датчика перемещения в опускном участке;
- 4 датчика ускорения в патрубке;
- 14 тензометрических датчиков в патрубке.

Таким образом, в общей сложности использовался 171 датчик. Особое внимание уделялось распределению приборов по окружности, поскольку на деформацию шахты основное влияние оказывают неосесимметричные условия распределения давления.

В работе [7] представлены результаты, полученные в ходе предварительного этапа перед основной серией экспериментов. В предварительный этап входили следующие задачи:

- тестирование различных методов измерения;
- получение опыта работы с установкой (опыта её эксплуатации);
- проверка общих пределов безопасности;
- подтверждение ожидаемых значений теплогидравлических параметров;
- определение динамических характеристик разрывной мембраны.

Последующее широкое использование полученных экспериментальных данных зависит от надёжности измерений, особенно непосредственно перед разгерметизацией корпуса, а также от времени раскрытия мембраны, которые являются начальными условиями для расчётного анализа. Разработчики выделили явления и параметры, имеющие значение при однофазном истечении: начальное распределение температуры; характеристики открытия разрыва; формирование струи с критическим расходом; снижение давления; асимметричное распространение и отражение волны разрежения-сжатия со скоростью, близкой к скорости звука в кольцевом зазоре; возникновение балочных нагрузок из-за перепадов давления в верхней и нижней части шахты, а также из-за оболочечных нагрузок вследствие разницы давлений между центральной областью и областью вблизи места разрыва; уменьшение собственных частот конструкции из-за взаимодействия с теплоносителем. При переходе в двухфазную область давление снижается до давления насыщения, обратная связь между стенками и теплоносителем уменьшается, распространение и затухание волн давления замедляются. Параметры предварительных экспериментов, впоследствии получившие широкое распространение в качестве эталонных, представлены в табл. 3.

На рис. 14 показаны графики изменения давления (эксперимент V31.1) в момент разрыва аварийного патрубка по длине и области в опускном канале рядом с ним. Результаты сопоставления изменения давления в экспериментах V31.0 и V31.1, проведённых с интервалом один месяц, продемонстрировали отличное согласование друг с другом, тем самым подтвердив воспроизводимость экспериментов.

На рис. 15 представлены показания датчиков давления, расположенных вдоль опускного участка под углом 90° к плоскости разрыва. Датчики, расположенные вблизи места истечения теплоносителя, демонстрируют очень близкое соответствие с давлением, получаемым на датчике, вмонтированном непосредственно на оси аварийного патрубка, что дополнительно указывает на систематическую согласованность

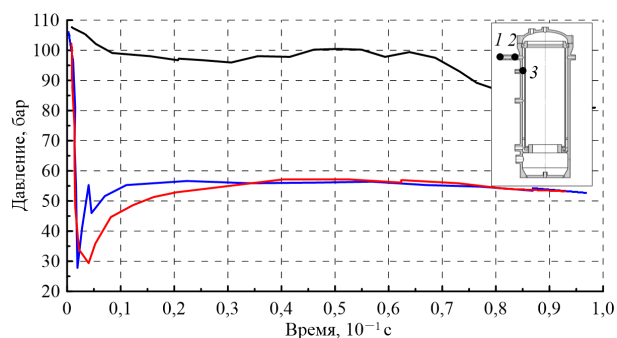


Рис. 14. Изменение давления по длине аварийного патрубка и области в опускном канале рядом с ним в эксперименте V31.1: — точка 1; — точка 2; — точка 3

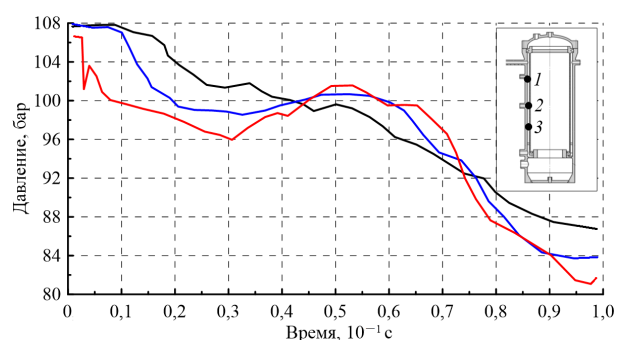


Рис. 15. Изменение давления по длине опускного канала в эксперименте V31.1: — точка 1; — точка 2; — точка 3

измерений. Эффективная скорость распространения волны давления составила порядка 450 м/с, что существенно меньше номинальной скорости звука в жидкости (1060 м/с) при начальных условиях, тем самым подтвердив взаимодействие теплоносителя и стенок шахты. Кроме того, очень небольшие, но чётко различимые пики давления появляются до наступления существенного падения давления, что также указывает на локальную обратную связь шахты с полем давления и в целом подтверждает высокую чувствительность датчиков давления. После 40 мс общее изменение давления, в основном, определяется волнами давления, распространяющимися вдоль опускного участка, и деформациями шахты.

Характер распространения волны давления в азимутальном направлении в шахте представлен на рис. 16. Можно отметить, что в противоположной от места разрыва точке падение дав-

Таблица 3. Параметры экспериментов на стенде HDR

Эксперимент	Давление, бар	Температура на входе, °С	Температура в опускном участке, °С	Длина патрубка разрыва, м
V29.2	90	293	273	4,524
V31	110	308	268	1,369
V31.1	110	308	268	1,369

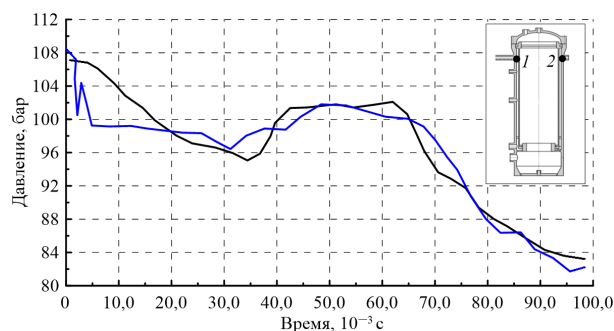


Рис. 16. Изменение давления на противоположных местах опускного канала в эксперименте V31.1: — точка 1; — точка 2

ления происходит медленнее примерно до момента времени 20 мс, когда обе кривых пересекаются и колеблются в противофазе, указывая на локальное повышение давления в одном месте и снижение на противоположной стороне из-за деформаций шахты.

На рис. 17 представлена динамика давления в различных точках оси корпуса.

Важной величиной является массовый расход в месте разрыва, его изменение изображено на рис. 18. Своего максимума расход достигает примерно через 55 мс. Наблюдаемые резкие колебания в течение первых 10 мс совпадают с колебаниями давления.

Приведённые результаты подтверждают, что программа предусмотренных испытаний

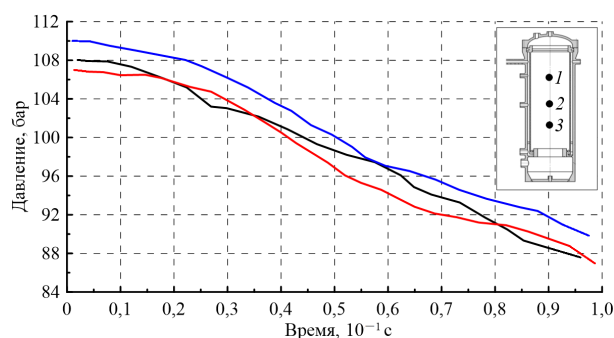


Рис. 17. Изменение давления вдоль оси корпуса в эксперименте V31.1: — точка 1; — точка 2; — точка 3

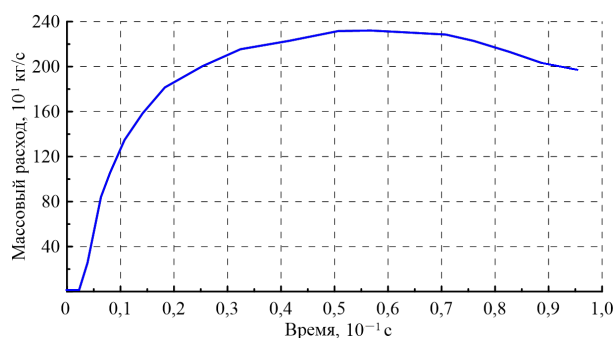


Рис. 18. Изменение массового расхода в месте разрыва в эксперименте V31.1

подразумевала получение надёжных данных, которые в дальнейшем использовались в качестве эталонных для физических моделей и численных методов расчётных программ для теплогидравлических и прочностных расчётов. По сравнению с ранее выполненными экспериментами на других стендах крупномасштабная установка HDR позволила зафиксировать трёхмерное взаимодействие теплоносителя со стенками корпуса и имитатором шахты, тем самым предоставляя материал для разработки связанных программ для FSI-анализа.

Стенд ГИИМ

В 1980-х гг. на основании договора между Госкомитетом по использованию атомной энергии СССР и Чехословацкой Социалистической Республикой проводились экспериментальные исследования нестационарных гидродинамических процессов для обоснования безопасности реакторов типа ВВЭР [8—13]. Основная цель экспериментов заключалась в определении величины и временной зависимости поля давлений для модели корпуса реактора ВВЭР-440 с различными ВКУ на первой стадии аварии с потерей теплоносителя, при которой происходит активное распространение волны разрежения-сжатия.

Согласованное распределение работ между участвующими организациями выглядело следующим образом:

— АО ОКБ “ГИДРОПРЕСС” — разработка требований к проведению опытов и последующий анализ полученных данных;

— Государственный исследовательский институт машиностроения (ГИИМ), расположенный в городе Беховице, — разработка и сооружение экспериментальной установки, проведение опытов, обработка и анализ результатов;

— Завод энергетического машиностроения (ЗЭМ) концерна “Шкода”, расположенный в городе Пльзень, — организация экспериментов и обеспечение средствами измерений.

Основной частью экспериментального стенда был сосуд давления с двумя каналами истечения, расположенными в местах входного и выходного патрубков реактора, и с дополнительными патрубками, предназначенными для размещения датчиков (рис. 19). Высота сосуда составляла 2 м, внутренний диаметр — 445 мм, толщина стенки — 38 мм. Общая масса корпуса составила 3 т, а объём воды внутри — 0,2 м³.

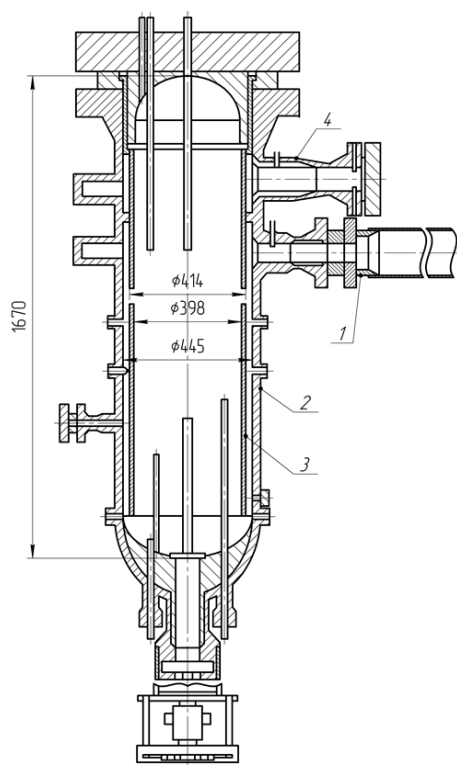


Рис. 19. Поперечное сечение стенда ГИИМ: 1 — входной (аварийный) патрубок; 2 — корпус; 3 — шахта; 4 — выходной патрубок

Установка располагалась на динамометре со специальным осевым подшипником и жёстко прикрепленными к массивной бетонной стенке боковыми опорами, что позволяло проводить измерения действующих усилий. Подогрев воды в сосуде осуществлялся с помощью электрически обогреваемых стержней общей мощностью 72 кВт. Стержни вводились в сосуд через крышку в места, соответствующие регулирующим кассетам в реакторе. Через крышку и днище устанавливались зонды с измерительными датчиками. К фланцу канала истечения прикреплялось стартовое устройство, состоящее из двух мембран. До начала эксперимента давление в пространстве между мембранами поддерживалось на уровне, соответствующем половине значения давления внутри сосуда. Разрыв мембран осуществлялся внезапным понижением или повышением давления между ними.

К корпусу присоединялись компенсатор давления, предохранительный клапан, трубопровод для удаления воздуха и другие вспомогательные трубопроводы, а также вспомогательная петля с нагревателем, предназначенная для выравнивания температурного профиля по высоте сосуда. Пароводяная смесь, вытекающая из патрубка в экспериментах, направлялась в бак-расширитель с атмосферным давлением,

к которому подводились две трубы диаметром 0,5 м.

Весь стенд размещался в подвальном помещении и укреплялся стальной несущей конструкцией, соединённой с бетонным полом. Данная конструкция одновременно позволяла установить монтажные площадки и перила. Регулирование и управление эксплуатационными параметрами осуществлялись дистанционно через щит управления.

Запланированные эксперименты были разделены на несколько этапов. На этапе I модель шахты реактора была выполнена из стальной трубы диаметром 414 мм, высотой 1,3 м и толщиной стенки 8 мм. Модель устанавливалась в корпус и прижималась крышкой. Пространство между входным и выходным патрубками разделялось с помощью приваренного кольца и уплотняющей прокладки из тефлона. Первая серия экспериментов проводилась со свободно подвешенной шахтой, в последующих сериях шахта закреплялась четырьмя опорами в нижней части шахты, чтобы избежать движения в радиальном направлении.

На этапе II модель стенда для исследования ВКУ включала шахту, днище шахты, корзину активной зоны, разделительные доски, модель активной зоны (только в подэтапе IIб), блок защитных труб. Шахта представляла собой цилиндрическую трубу диаметром 425 мм и длиной 1006 мм. В верхней части имелся бурт для крепления к корпусу стенда, а в нижней части устанавливалось днище шахты. Шахта закреплялась от движения в радиальном направлении четырьмя опорами. Днище шахты было образовано полым цилиндром с приваренным эллиптическим днищем, в котором было просверлено 1300 отверстий диаметром 5 мм. Модель активной зоны состояла из стальных дисков диаметром 340 мм и толщиной 340 мм, в которых просверливались отверстия диаметром 9 и 5,5 мм в местах топливных кассет. Общая масса модели активной зоны составила 151,7 кг. Две доски, соединённые трубами диаметром 25 мм, образовали блок защитных труб.

В экспериментах этапа III использовалась стальная цилиндрическая труба той же высоты и наружного диаметра, что и на этапе I, однако толщина составила 44 мм на подэтапе IIIа и 4 мм на подэтапе IIIб. В некоторых экспериментах шахта в нижней части закреплялась четырьмя опорами в радиальном направлении, позднее — в двух сечениях восемью болтами, а на этапе IIIв — в нижней части восемью ради-

альными опорами и в верхней части двенадцатью болтами.

На этапах I и II истечение воды происходило как из входного, так и из выходного патрубков, на этапе III — только из входного патрубка. Для моделирования разрывов использовались мембраны диаметром 32,5 и 64 мм, истечение осуществлялось по каналу диаметром 80 мм для входного патрубка (длина 342 мм) и 88 мм для выходного патрубка (длина 444 мм). Большинство экспериментов проводились с начальным давлением 12 МПа. Начальная температура составляла около 300 °С при истечении через выходной патрубок и около 270 °С — через входной.

В табл. 4 приведены параметры пьезоэлектрических датчиков, используемых в измерениях.

Измерение абсолютных давлений проводилось с помощью индуктивных датчиков, работающих в диапазоне 0—21 МПа с точностью 0,2% в диапазоне частот до 75 Гц. Температуры измерялись очехлёнными термопарами типа NiCr—Ni диаметром 1 мм и чувствительностью 0,0402 мВ/°С. Для измерения временной зависимости реакций в радиальных опорах применялся тензометрический мост, состоящий из четырёх тензорезисторов.

Исследование протекания моделируемой аварии, начиная с этапа распространения волны разрежения до полного опорожнения сосуда, потребовало создания двух относительно независимых систем для измерения, записи и обра-

ботки измеряемых величин. Первая система предназначалась для сбора и обработки данных в стадии распространения волны разрежения. Характерное время этой стадии имеет порядок значений несколько десятков миллисекунд.

Перечень всех экспериментов приведён в табл. 5. В целях проверки измеренных параметров большинство опытов повторялось.

В ходе проведения экспериментов было получено, что на форму и характер волны разрежения решающее влияние оказывает способ разрыва мембран. В случае понижения давления между мембранами первой разрывается внутренняя мембрана, и только после дальнейшего повышения давления разрывается наружная мембрана. В случае повышения давления между мембранами, когда первой разрывается наружная мембрана, процесс более плавный и характер спада давления почти скачкообразный. Только в самом начале процесса появляется небольшое возмущение, представляющее собой отклик на разрыв внешней мембраны. По этой причине старт большинства экспериментов осуществлялся методом повышения давления между мембранами.

Следующим параметром, который оказывает существенное влияние на характер возникающей волны разрежения, является размер отверстия истечения. Качественно отличный характер имеют кривые при истечении через диафрагму диаметром 32,5 мм. В этом случае первоначальное понижение давления не достигает линии насыщения, и отражённая волна

Таблица 4. Параметры пьезоэлектрических датчиков

Параметр	“Кистлер”	“Шкода”	“Монокристалл”
Диапазон измерения, МПа	0—25	0—25	0—40
Максимальная рабочая температура, °С	350	350	300
Диаметр датчика, мм	6,3	30	16
Высота датчика, мм	15	73	23
Собственная частота, кГц	150	—	50

Таблица 5. Проведённые опыты на стенде ГИИМ

Этап	Давление, МПа	Температура, °С	Патрубок истечения	Диаметр истечения	Крепление ВКУ
I	12	120/270/300	Входной/выходной	32,5/64/80/88	Свободная шахта/радиальное крепление
IIa	12	300	Входной/выходной	32,5/64/80/88	Радиальное крепление/направляющие опоры
IIб	12	270/300	Входной/выходной	32,5/64/80/88	Направляющие опоры
IIIa	10/12	240/270/300	Входной	32,5/64/80	Свободная шахта/радиальное крепление/ограничивающие болты
IIIб	8/10/12	240/270	Входной	32,5/64/80	Радиальное крепление/ограничивающие болты

приводит к существенному росту давления после достижения минимума. Отражённая волна образуется в месте перехода канала истечения в сосуд. При больших диаметрах отверстия истечения подъём давления небольшой вследствие затухания отражённой волны в возникающей пароводяной смеси, поскольку давление после разрыва в этом случае понижается под линию насыщения.

Амплитуда волны разрежения в сечении разрыва зависит также от начальных параметров теплоносителя в сосуде. При этом зависимости от начального давления практически не наблюдалось. Небольшие отличия в значениях давлений после прохождения фронта волны обусловлены, скорее всего, другими причинами. Напротив, существует сильная зависимость от начальной температуры, которая определяет состояние насыщения жидкости в сосуде. Таким образом, начальная температура определяет как значение минимального давления, так и значение давления после прохождения фронта волны.

Характер распространения волны разрежения в кольцевом зазоре существенно зависит от места расположения патрубка истечения. В случае истечения через входной патрубок волна входит в кольцевой зазор, распространяется в осевом и тангенциальном направлениях, после чего проникает во внутренний объём шахты. При этом постепенно уменьшаются амплитуда волны и градиент спада давления (наклон волнового фронта). В области днища шахты и во внутреннем объёме шахты переходный процесс полностью теряет скачкообразный характер и становится плавным. В случае истечения через выходной патрубок подобное искажение формы волны происходит уже при её переходе во внутренний объём шахты через отверстия в

шахте. Вследствие этого перепады давлений, действующие на стенку шахты, в случае истечения через выходной патрубок в несколько раз меньше, чем в случае истечения через входной.

Минимальное влияние на поведение и форму волны разрежения оказывает способ крепления ВКУ в сосуде. Для моделей шахт, жёсткость которых повышена за счёт дистанционирующих решёток и модели активной зоны, характерно более плавное изменение давления в кольцевом зазоре. С уменьшением толщины шахты понижается частота колебаний давления.

Во всех экспериментах с разрывом входного патрубка наблюдалась неравномерность скорости распространения волны в осевом и окружном направлениях. Характерным для этого является, например, то, что в точке на противоположной стороне по отношению к патрубку истечения понижение давления начинается в тот же момент или даже несколько раньше, чем в точке под патрубком.

Стенд УКАС

Для экспериментальных исследований по определению распределения давлений на продольном имитаторе тепловыделяющей сборки (ИТВС) и возникающих гидродинамических воздействий в АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС» создан стенд УКАС [14, 15]. Стенд представляет собой корпус, заглушенный с торцов крышками с отверстиями для трубопроводов, предназначенных для прокачки теплоносителя с целью обеспечения в нём рабочих параметров. Сам корпус выполнен из трубы 550×40 мм и длиной 4000 мм, внутри которой установлен ИТВС (рис. 20). Пучок ИТВС представлял собой трубный пучок из 19 труб 76×6 мм с гексаго-

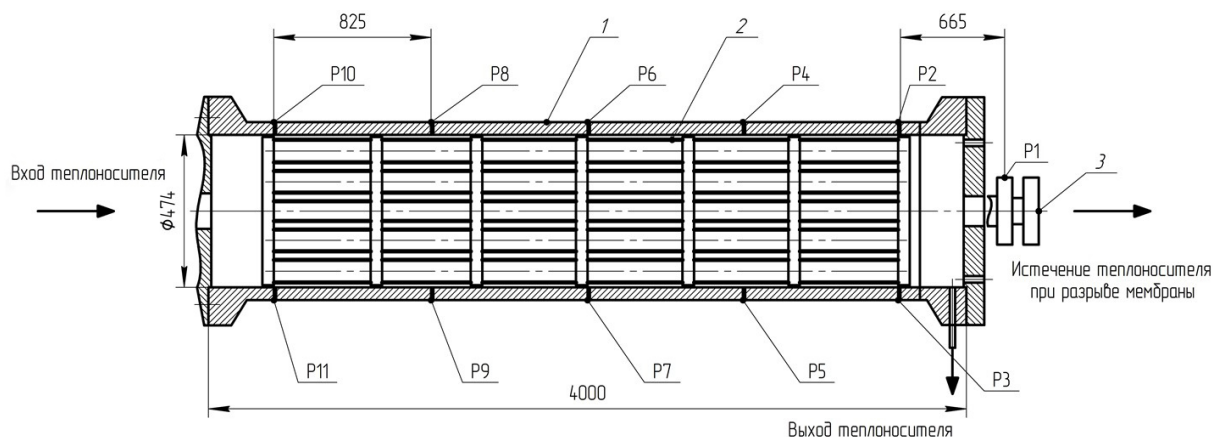


Рис. 20. Продольное сечение стенда УКАС: 1 — корпус модели; 2 — пучок имитаторов тепловыделяющих сборок; 3 — разрывное мембранное устройство; P1—P11 — датчики давления

нальным расположением, соединённых между собой дистанционирующими решётками с шагом 500 мм.

На верхней и нижней образующих было смонтировано 10 гнезд с шагом 825 мм для установки датчиков давления. Для измерения давления вблизи мембранного устройства на его фланце на расстоянии 665 мм располагался датчик давления P1. Разрывное мембранное устройство внутренним диаметром 60 мм включало в себя цилиндр и две мембраны, толщина которых подбиралась так, чтобы выдерживать половину рабочего давления, а при полном рабочем давлении происходил их разрыв.

В межмембранный объём через ниппель закачивался газ для создания в нём давления. После выхода стенда на рабочие параметры газ из разрывного устройства сбрасывается, происходят последовательные разрывы внутренней и внешней мембран, и начинается истечение теплоносителя из корпуса модели. Параметры экспериментов в стенде УКАС представлены в табл. 6.

Таблица 6. Параметры экспериментов в стенде УКАС

Номер эксперимента	Давление, МПа	Температура воды, °С
1	5,9	135
2	10,3	170
3	10,3	200
4	12,3	235

Анализ данных экспериментов показал, что изменения давления для каждой пары датчиков, расположенных на корпусе и находящихся в одной плоскости, перпендикулярной оси модели, были незначительными. Поэтому на рис. 21 приводятся результаты эксперимента № 1 для точек P2, P4, P6, P8, P10, расположенных в верхней части модели корпуса.

Расчётные программы и методы

Как было описано ранее, авария с потерей теплоносителя, вызванная различными разрывами трубопроводов, сопровождается быстрым снижением давления и распространением волны разрежения-сжатия, что, в свою очередь, оказывает гидродинамическое воздействие на ВКУ. Расчётный анализ подобных аварий был начат ещё в 1960-х гг.

В статье [16] изложены основные выводы, сформулированные в ходе обсуждения на Первом международном семинаре по взаимодей-

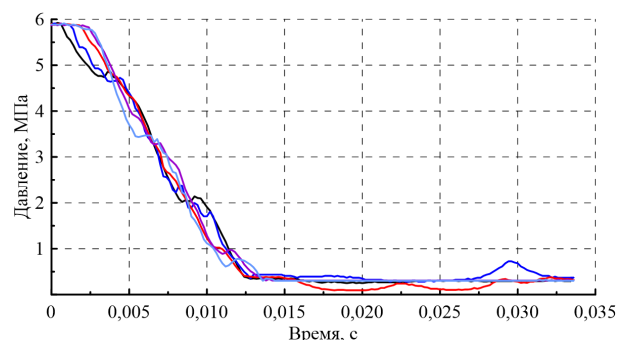


Рис. 21. Результаты распределения давления в эксперименте № 1 на стенде УКАС в различных точках измерения: — P2; — P4; — P6; — P8; — P10

ствию теплоносителя и конструкций в легководных реакторах, который состоялся в Берлине 20—21 августа 1979 г. в рамках Пятой международной конференции по строительной механике в атомной энергетике. Участниками было подчёркнуто, что моделирование разрывов трубопроводов первого контура требует очень высокого пространственного разрешения с точки зрения сеточного разбиения для локальной сходимости численного результата, особенно на входном патрубке. Учёт перехода к двухфазному течению и деформации конструкции за счёт взаимодействия с теплоносителем позволит снизить консерватизм при проектировании. Однако в основу расчётов, требуемых для получения лицензий на сооружение РУ, должны закладываться надёжные физические принципы.

В серии статей [17—25], опубликованных в 1980-х гг., перечислены основные подходы и разработанные программы по моделированию распределения поля давления в корпусе экспериментальных установок и возникающих при этом деформаций конструктивных элементов. На основе серии экспериментов на стенде HDR валидировались программы, использующие связанный теплогидравлический и прочностной расчёт: FLEXWALL, K-FIX(3D)/FLX (Лос-Аламосская национальная лаборатория США), STEALTH-WHAMSE(3D) (Научно-исследовательский институт электроэнергетики США), FLUX, DAISY, MULTIFLEX (Westinghouse, США), DRIX-2D. На рис. 22 и 23 представлено сравнение результатов расчётов по перечисленным программам с данными эксперимента V31.1. Результаты расчётов демонстрируют, что по коду DAISY достаточно корректно предсказывалось первоначальное падение давления, тогда как последующее повышение и стабилизация давления после разрыва не со-

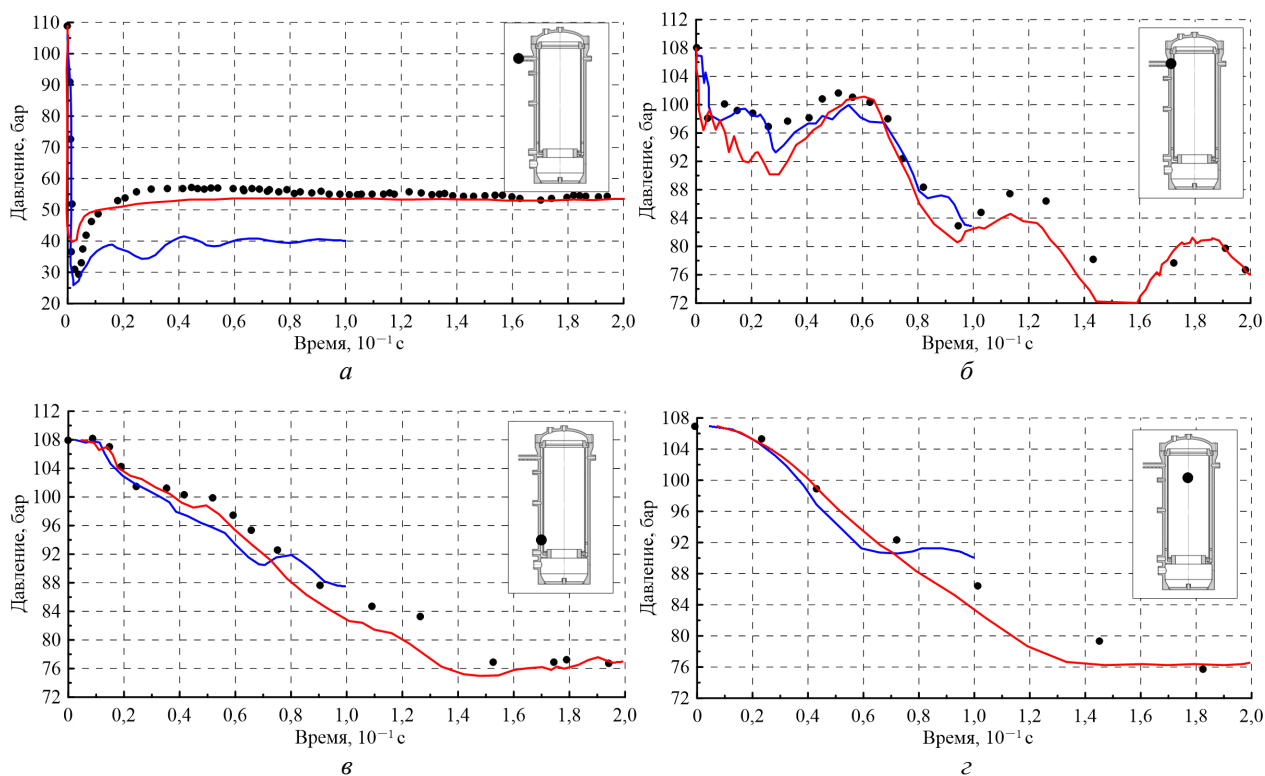


Рис. 22. Результаты расчётов эксперимента V31.1 в различных точках стэнда HDR по программам DAISY (—) и MULTIFLEX (—): *а* — место разрыва; *б* — верх кольцевого участка; *в* — низ кольцевого участка; *г* — центр корпуса; ● — эксперимент

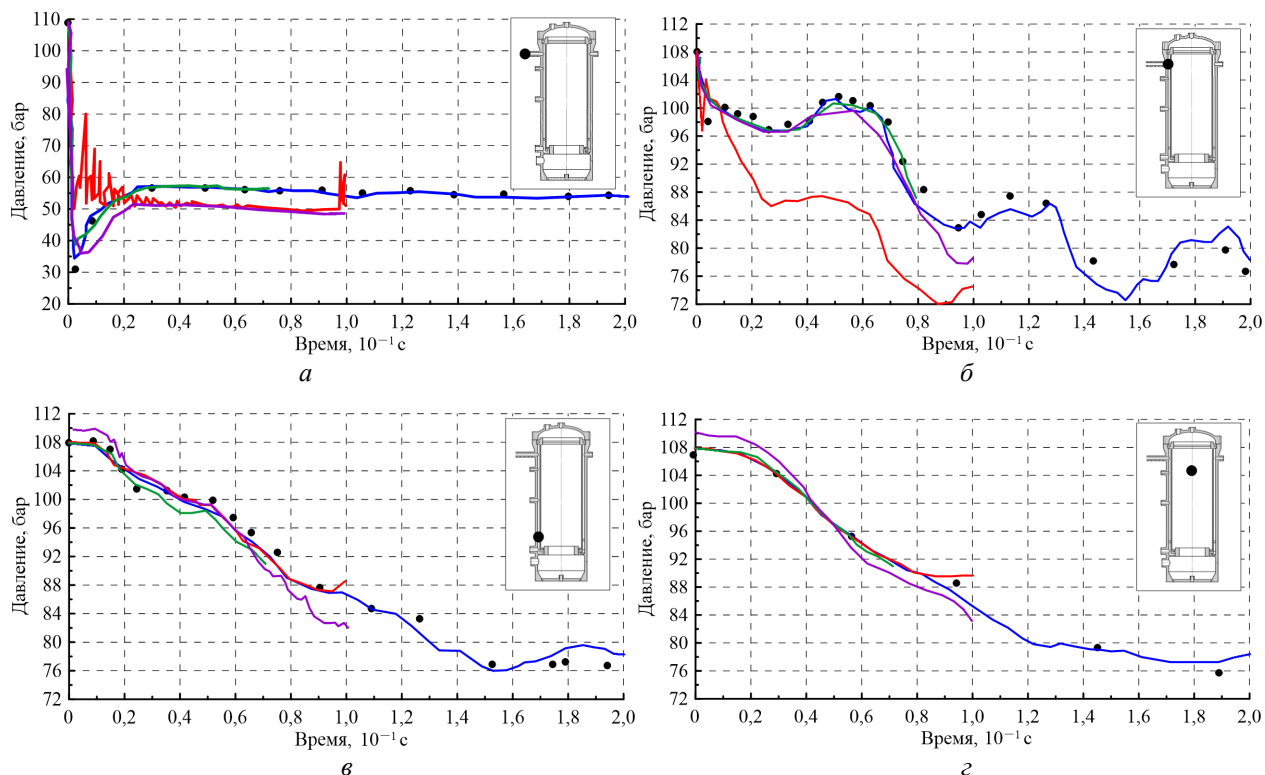


Рис. 23. Результаты расчётов эксперимента V31.1 стэнда HDR по программам K-FIX(3D)/FLX (—), FLEXWALL (—), STEALTH-WHAMSE(3D) (—), FLUX (—): *а* — место разрыва; *б* — верх кольцевого участка; *в* — низ кольцевого участка; *г* — центр корпуса; ● — эксперимент

ответствовали измеренным значениям, при этом по программе MULTIFLEX наблюдались диаметрально противоположные эффекты. FLEXWALL и FLUX-2/DRIX-2D демонстрировали наличие неправдоподобных колебаний давления. Лучшее согласование с экспериментом продемонстрировал код K-FIX.

После перерыва почти в 20 лет начали появляться современные публикации об использовании FSI-подхода. В работе [26] представлены результаты численного моделирования эксперимента V31.1 на стенде HDR с использованием коммерческого программного обеспечения для инженерного моделирования на основе метода конечных элементов ADINA (Automatic Dynamic Incremental Nonlinear Analysis), полученные шведскими специалистами.

Позднее разработчиками ADINA [27] было предложено использовать математическую формулировку движения жидкости, основанную на дозвуковом потенциале, что позволяет успешно решать FSI-задачи для слабосжимаемых невязких безвихревых течений, поскольку в такой записи учитывается только одна неизвестная — потенциал скорости.

Европейские специалисты [28] использовали программу EUROPLEXUS для демонстрации подхода, позволяющего увеличить скорость численного моделирования и устранить трудности, связанные с созданием расчётной сетки жидкости, размеры ячеек которой должны соответствовать разбиению в элементах конструкции в узловых точках, что является основой взаимосвязанных FSI-расчётов. Увеличение шага интегрирования становится возможным при несовпадающем разбиении.

Финские исследователи [29] представили результаты связанного теплогидравлического и прочностного анализа с использованием структурного решателя MpCCI. Непосредственно для расчёта гидродинамики рассматривались

две программы — ANSYS Fluent и Star-CD, тогда как для вычисления деформации и напряжений применялся код Abaqus, в котором стенки элементов считались упругими. При моделировании турбулентного течения применялись модели $k-\varepsilon$ и $k-\omega$, поток при этом считался однофазным. Непосредственно на границе аварийного патрубка давление, предварительно рассчитанное по системному коду APROS, задавалось в качестве граничного условия. Результаты сопоставления численных результатов по ANSYS Fluent и Star-CD показали очень близкие значения и не были сильно чувствительны к выбору численного метода или сеточного разбиения. Относительно экспериментальных данных расхождение расчётов и измеренных значений давления начиналось после 0,1-й с (рис. 24).

В работе [30], выполненной специалистами из Словении, опубликованы результаты расчёта аварий с разрывом главного циркуляционного трубопровода на холодной и горячей нитке РУ ВВЭР-440 с помощью программ MSC.Dytran и MSC.Patran, при этом изменение давления в патрубке, используемое в качестве граничного условия, было вычислено по коду RELAP5. Авторы отмечали, что для валидации программ, предназначенных для расчёта действующих и проектируемых РУ, нельзя использовать только данные, полученные на экспериментах прошлого столетия, так как в целом конструкции ВКУ в реальности сложнее, а режимные параметры (давление и температура первого контура) в номинальных режимах работы стали существенно выше.

При поддержке Французской энергетической компании (Electricité de France) и Комиссариата по атомной энергии и альтернативным источникам энергии (Commissariat à l'Énergie Atomique et aux Énergies Alternatives) была выполнена работа по анализу быстрых переход-

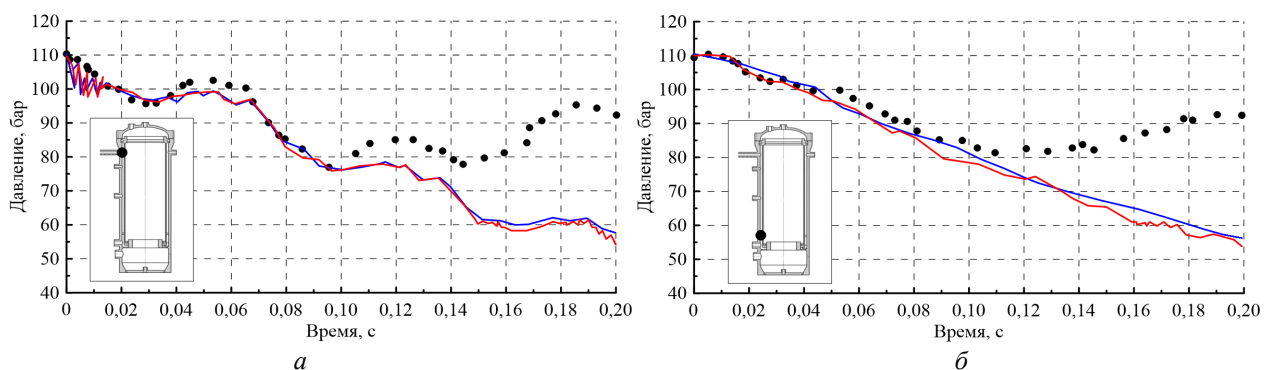


Рис. 24. Результаты сопоставления расчётов с экспериментом V31.1 в верхней (а) и нижней (б) части кольцевого участка стенда HDR: • — эксперимент; — ANSYS FLUENT; — STAR-CD

ных процессов, возникающих при аварии с большой течью теплоносителя. С помощью комбинированного одномерного (1D) моделирования трубопроводов первого контура и трёхмерного (3D) описания ВКУ в корпусе PWR по программе EUROPLEXUS были проанализированы два разрыва — частичный разрыв трубопровода с раскрытием течи в течение 20 мс и гильотинный разрыв в течение 1 мс [31].

Последняя работа в этой области выполнена в Китайской Народной Республике [32], атомная энергетика которой стремительно развивается. В отличие от предыдущих методик расчёта вместо программы ABAQUS использовался модуль ANSYS Mechanical для расчёта прочности. Такой подход позволил выполнить вычисления в рамках одной программы ANSYS через связь модулей Fluent и Mechanical. Сам алгоритм расчёта состоял из двух этапов. Сначала проводился расчёт напряжённого состояния конструкции под действием начального давления, после чего начинался второй (основной) этап, в котором происходил обмен данными между модулями, отвечающими за расчёт течения жидкости и деформации конструкции с помощью ANSYS Workbench. Для решения гидродинамической задачи использовалась $k-\epsilon$ модель турбулентности. На рис. 25 продемонстрированы результаты расчёта с использованием односторонней и двусторонней связей.

Заключение

Обеспечение безопасности АЭС является одной из важнейших задач современной атомной энергетики. С 1970-х гг. в странах, активно развивающих атомную промышленность, создавались экспериментальные установки и проводились серии экспериментов, направленных на изучение физики процесса разгерметизации при авариях с разрывами трубопроводов. Полученные данные послужили основой для валидации программ для анализа гидродинамических воздействий на ВКУ.

Однако с течением времени повысилась единичная мощность РУ за счёт увеличения давления и температуры первого контура. Кроме того, предыдущие исследования ограничивались моделированием только внутрикорпусной шахты, тогда как в действительности в корпусе РУ находится большое количество различных цилиндрических (шахта, выгородка, обечайки блока защитных труб) и пластинчатых (опорная решётка, нижняя, средняя и верхняя решётки блока защитных труб) элементов, которые в экспериментах не учитывались. По этой причине представляется необходимым провести новые эксперименты на подобных крупномасштабных стендах с параметрами, характерными для современных проектов.

Тем не менее существующие программы для “одностороннего” и “двухстороннего” мо-

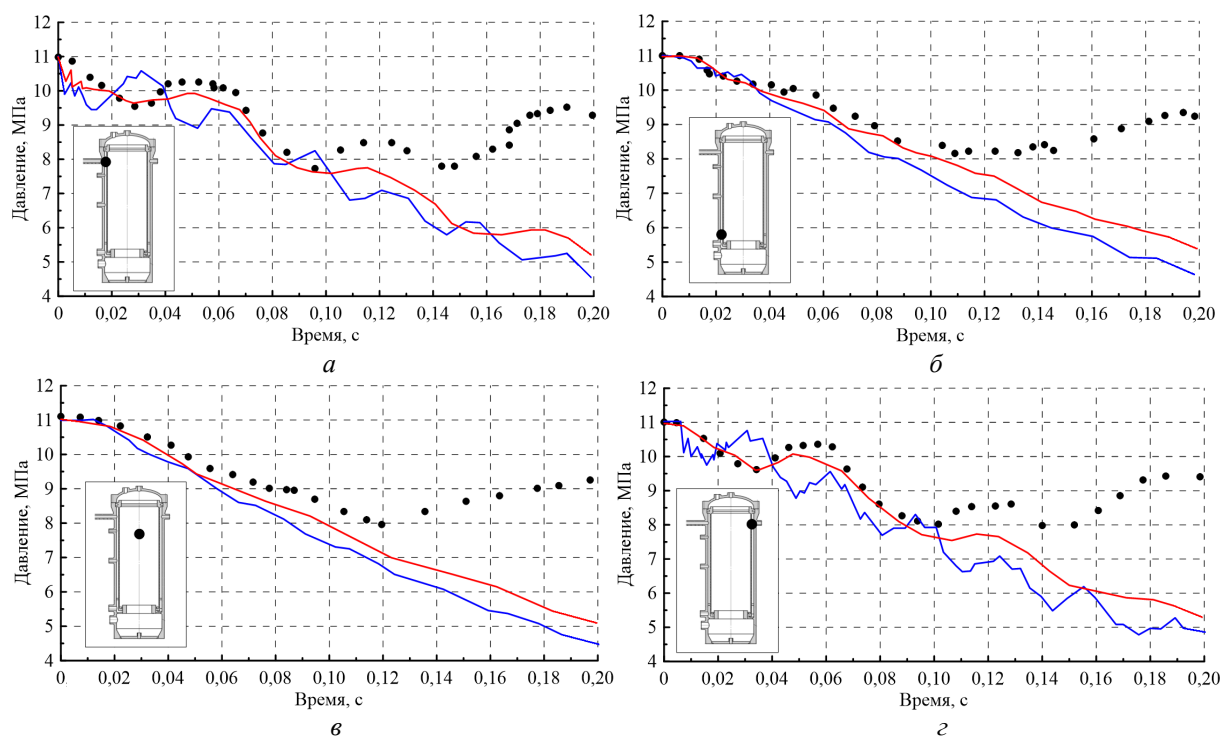


Рис. 25. Результаты сопоставления расчётов с экспериментом V31.1 в кольцевом участке (а, б, в) и центре (з) корпуса стенда HDR: ● — эксперимент; — — односторонняя связь; — — двухсторонняя связь

Таблица 7. Матрица валидации для программ расчёта гидродинамических воздействий на элементы ВКУ

Параметр	Semiscale	RS16B	HDR	ГИИМ	УКАС
Давление, МПа	14,8—16,1	14,2	9—11	8—12	5,9—12,3
Температура, °С	260—282	270—301	268—308	120—300	135—235
Диаметр корпуса, м	0,30—0,37	0,8	2,98	0,445	0,55
Высота корпуса, м	1,63—3,35	11,3	11,0	2	4,0

делирования взаимодействия теплоносителя со стенками конструкций с целью расчёта гидродинамических воздействий можно валидировать только на экспериментах, представленных в табл. 7.

Список литературы

1. **Федеральные** нормы и правила в области использования атомной энергии “Общие положения обеспечения безопасности атомных станций” (НП-001-15). Утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 17 декабря 2015 г. № 522.
2. **Федеральные** нормы и правила в области использования атомной энергии “Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности блока атомной станции с реактором типа ВВЭР” (НП-006-16). Утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 13 февраля 2017 г. № 53.
3. **ГОСТ** Р 58328-2018. Трубопроводы атомных станций. Концепция “Течь перед разрушением”.
4. **Brockett G.L., Curet H.D., Heisslmann H.W.** Experimental investigations of reactor system blowdown. Idaho Nuclear Corporation Report IN-1348, 1970, p. 62.
5. **Chang F.H., Santee G.E., Mortensen G.A., Gross M.B., Belytschko T.B.** LOCA hydroloads calculations with multidimensional nonlinear fluid-structure interaction. — Nuclear Engineering and Design, 1982, vol. 70, p. 335—355.
6. **Krieg R., Schlechtendahl E.G., Scholl K.-H.** Design of the HDR experimental program on blowdown loading and dynamic response of PWR-vessel internals. — Ibid., 1977, vol. 43, p. 419—435.
7. **Wolf L.** Experimental results of coupled fluid-structure interactions during blowdown of the HDR-vessel and comparisons with pre- and post-test predictions. — Ibid., 1982, vol. 70, p. 269—308.
8. **Hlavacka V.** Work of the Thermomechanics department for nuclear power and industrial thermal technology. — In: Scientific and Technical Conference Held on the Occasion of 40th Anniversary of Establishment of SVUUS. Prague, Czechoslovakia, 1986, p. 10.
9. **Экспериментальное** изучение влияния ударных волн на цилиндрическую модель шахты реактора при максимальной аварии. Отчет ГИИМ № 82-0500002, 1982.
10. **Результаты** экспериментов на упрощенной модели жесткой цилиндрической шахты реактора ВВЭР при имитации аварии с потерей теплоносителя. Отчет ГИИМ № 84-05P06E, 1984.
11. **Исследование** воздействия начального этапа аварии с потерей теплоносителя на модели внутрикорпусных устройств реактора ВВЭР. Отчет ГИИМ № 84-05008, 1984.
12. **Исследование** воздействия теплоносителя на внутрикорпусные устройства реактора ВВЭР в аварии с разрывом патрубка. Отчет ГИИМ № 84-05008, 1984.
13. **Результаты** экспериментов на упрощенной модели шахты реактора ВВЭР с толщиной стенки 4 мм при имитации LOCA аварии. Отчет ГИИМ № 84-05P11E, 1985.
14. **Селезнев А.В., Семишкин В.П., Макаров В.В., Афанасьев А.В., Матвиенко И.В., Дроздов Ю.Н.** Результаты дореакторных экспериментальных исследований прочности и износа оборудования в обоснование безопасности ВВЭР. — В сб.: 6-я Международная научно-техническая конференция “Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР”. АО ОКБ “ГИДРОПРЕСС”, Подольск, 26—29 мая 2009 г.
15. **Makarov V.V., Seleznyov A.V., Afanasev A.V., Matvienko I.V.** Experimental studies of the strength of fuel assemblies for pressurized water reactors. — In: 12th International Conference on WWR Fuel Performance, Modelling and Experimental Support. Nesebar, Bulgaria, 16—23 September 2017.
16. **Belytschko T., Schumann U.** Fluid-structure interactions in light water reactor systems. — Nuclear Engineering and Design, 1980, vol. 60, p. 173—195.
17. **Au-Yang M.K., Galford J.E.** A structural priority approach to fluid-structure interaction problems. — J. of Pressure Vessel Technology, 1981, vol. 103(2), p. 142—150.
18. **Belytschko T., Schlechtendahl E.G.** Preface. — Nuclear Engineering and Design, 1982, vol. 70, p. 267—268.
19. **Rivard W.C., Hirt C.W., Torrey M.D.** Pre-and post-test analyses with K-FIX for an HDR blowdown test. — Ibid., p. 309—319.
20. **Ludwig A., Schumann U.** Fluid-structure analysis for the HDR blowdown and snapback experiments with flux. — Ibid., p. 321—333.
21. **Takeuchi K.** Analysis of HDR blowdown experiment for fluid-structure Interactions with MULTIFLEX. — Ibid., p. 357—373.
22. **Huber A., Hofmann H.** Thermo-mechanical analysis and application to depressurization and wave propagation. — Ibid., p. 375—386.

23. **Au-Yang M.K., Galford J.E.** Fluid-structure interaction — a survey with emphasis on its application to nuclear steam system design. — *Ibid.*, p. 387—399.
24. **Moller-Dietsche W., Katzenmeier G.** Reactor safety research at the largescale facility HDR. — *Ibid.*, 1985, vol. 88, p. 241—251.
25. **Hicken E.F., Scholl K.H.** Blowdown tests to verify calculation methods for loss-of-coolant accidents. — *Ibid.*, p. 277—286.
26. **Andersson L., Andersson P., Lundwall J., Sundqvist J., Nilsson K., Veber P.** On the validation and application of fluid-structure interaction analysis of reactor vessel internals at loss of coolants accidents. — *Computers and Structures*, 2003, vol. 81, p. 469—476.
27. **Sussman T., Sundqvist J.** Fluid-structure interaction analysis with a subsonic potential-based fluid formulation. — *Ibid.*, p. 949—962.
28. **Casadei F., Potapov S.** Permanent fluid-structure interaction with nonconforming interfaces in fast transient dynamics. — *Computer Methods in Applied Mechanics and Engineering*, 2004, vol. 193, p. 4157—4194.
29. **Brandt T., Lestinen V., Toppila T., Kähkönen J., Timperi A., Pättikangas T., Karppinen I.** Fluid-structure interaction analysis of large-break loss of coolant accident. — *Nuclear Engineering and Design*, 2010, vol. 240, p. 2365—2374.
30. **Hermansky P., Krajcovic M.** The numerical simulation of the WWER440/V213 reactor pressure vessel internals response to maximum hypothetical Large-break Loss of Coolant Accident. — *Ibid.*, 2011, vol. 241, p. 1177—1183.
31. **Faucher V., Crouzet F., Debaud F.** Mechanical consequences of LOCA in PWR: full scale coupled 1D/3D simulations with fluid-structure interaction. — *Ibid.*, 2014, vol. 270, p. 359—378.
32. **Ma Y.-C., Zhao X.-L., Ye X.-H., Jiang N.-B., Zhou J.-X.** A transient fluid-structure interaction analysis strategy and validation of a pressurized reactor with regard to loss of coolant accidents. — *Nuclear Science Technology*, 2020, vol. 31, № 54, p. 1—11.

*Контактная информация —
Баисов Ахмед Магомедович,
доцент кафедры Теплофизики,
тел.: 8(4967)65-26-68,
e-mail: AMBaisov@mephi.ru*

Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2026, вып. 2,
с. 117—135.

Правила оформления статей

Статьи, представляемые в редакцию журнала, должны быть оригинальными, неопубликованными ранее в других печатных или электронных изданиях. К авторским оригиналам предъявляются следующие требования:

1. Статья должна предоставляться в электронном виде в редакторе Word 97 или более поздних версий, текст набирается шрифтом № 12 Times New Roman, межстрочный интервал — полуторный. Кавычки в тексте ставятся при английской раскладке клавиатуры (“...”). Текст не форматировается, в качестве имени файла используется ФИО первого автора статьи.

2. Статья должна быть составлена в следующем порядке: индекс УДК, заглавие (должно быть конкретным, точно определять содержание статьи), инициалы и фамилии авторов, место работы каждого автора с почтовым адресом, содержательная аннотация (актуальность, постановка проблемы, пути ее решения, результаты, выводы — всего 8—12 строк), ключевые слова (всё перечисленное на русском и английском языках), текст статьи с таблицами и рисунками по тексту, список литературы.

Структура научной статьи:

— **Введение.** Обоснование актуальности темы; характеристика имеющихся на эту тему работ; определение целей, задач и методов исследования;

— **Основная часть.** Содержание статьи должно быть кратким и чётким. Исключаются общие рассуждения, известные положения. Не допускается дублирование материала в тексте, таблицах, подрисуночных подписях. Необходимо соблюдать единообразие в написании терминов, наименований физических величин и единиц измерения, условных обозначений, сокращений, символов. Наименования и обозначения единиц физических величин необходимо приводить в системе СИ;

— **Заключение.** Подведение и обобщение итогов исследования; сопоставление полученных результатов с результатами других аналогичных исследований; выводы о достижении цели исследования; возможность и эффективность практического использования полученных результатов; задачи дальнейших исследований.

3. Необходимо обращать внимание на написание прописных и строчных букв: русские и греческие буквы (а, б, в, а, β, γ, φ и т.д.) набираются прямо, а латинские (x, y, z, w и т.д.) — курсивом. Те же требования нужно соблюдать при написании индексов и степеней в формулах. Обозначения матриц и векторов набираются полужирным шрифтом прямо. Формулы, включённые в строки текста, следует набирать без увеличения интервала между строками, например, b/d , $\exp(x/e)$.

4. Таблицы нумеруются по порядку упоминания их в тексте арабскими цифрами, каждая таблица должна иметь заголовок. Сокращения в графах таблицы не допускаются. В тексте необходимы ссылки на все таблицы.

5. Формулы пишутся с красной строки по центру, нумеруются арабскими цифрами, номер ставится с правой стороны колонки в круглых скобках. Нумеровать следует только те формулы и уравнения, на которые есть ссылка в последующем изложении. Формулы выполняются в редакторе MathType при невозможности набора на клавиатуре ($x_n^2, y_m^n, \sqrt{x}, \int_0^1 x, \frac{1}{y}$ и т.д.). Подстрочные и надстрочные

индексы вводятся с клавиатуры ($x_3, \text{км}^2$ и т.д.), греческие буквы вставляются через Меню Вставка → символ. Не принимаются статьи, в которых формулы набраны в других редакторах.

6. Рисунки включаются в текст, а также представляются в отдельных файлах в формате jpg, tif с разрешением не менее 300 dpi. На рисунках допускается минимальное число обозначений — краткие цифровые (по порядку номеров слева направо или по часовой стрелке) или буквенные обозначения; эти обозначения набираются курсивом. Все пояснения выносятся в подрисуночные подписи. Внутренние надписи на рисунках набираются прямым шрифтом № 10 на русском языке. Внизу каждого рисунка должны быть приведены его номер и подрисуночная подпись шрифтом № 10. При наличии нескольких различных графиков на одном рисунке каждый из них обозначается русскими буквами курсивом а, б, в и т.д. и расшифровывается (весь шрифт Times New Roman).

Рисунки оформляются так, чтобы они были пригодны для публикации в чёрно-белом исполнении в переводной англоязычной версии журнала. В тексте необходимы ссылки на все рисунки.

7. Ссылки на литературу в тексте даются по порядку арабскими цифрами в квадратных скобках. **Список литературы составляется в той же последовательности, в которой приводятся ссылки на литературу.** Фамилии и инициалы авторов набираются полужирным курсивом.

8. Список литературы следует оформлять в соответствии с Государственным стандартом “Библиографическая ссылка” (ГОСТ Р 7.0.5—2008), в частности, необходимо указать:

а) для журнальных статей — фамилии и инициалы **всех** авторов, название статьи, название журнала (без кавычек), год, том, выпуск, номер, страницы;

б) для книг — фамилии и инициалы **всех** авторов, полное название книги, место издания, издательство (без кавычек), год издания;

в) для авторефератов диссертаций — фамилию и инициалы автора, название автореферата диссертации, на соискание какой учёной степени написана диссертация, место и год защиты;

г) для препринтов — фамилии и инициалы **всех** авторов, название препринта, наименование издающей организации, шифр и номер, место и год издания;

д) для патентов — фамилии и инициалы **всех** авторов, название патента, страну, номер и класс патента, дату и год заявления и опубликования патента;

е) для отчётов — фамилии и инициалы **всех** авторов, название отчёта, инвентарный №, наименование организации, год выпуска;

ж) для электронных источников — полный электронный адрес (включая дату обращения к источнику), позволяющий обратиться к публикации.

Список литературы должен в достаточной мере отражать современное состояние дел в исследуемой области и **не быть избыточным**. Список литературы должен содержать ссылки на доступные источники.

9. В конце текста даётся информация о контактном лице для взаимодействия по статье: фамилия, имя и отчество (полностью), ученая степень, должность, телефон, e-mail.

10. Объём текста статьи должен быть от 17 000 до 60 000 знаков, включая пробелы, сноски и список литературы (от 0,5 до 1,5 п.л.). Редакция оставляет за собой право проводить сокращение и редакционную правку рукописи.

11. Все статьи рецензируются и в случае необходимости направляются авторам на доработку. К переработанному тексту статьи (правки выделяются цветом) необходимо приложить ответы авторов на все замечания и вопросы рецензента.

12. Статьи, оформленные в соответствии с перечисленными требованиями, направляются в редакцию на электронные адреса zhukova_av@nrcki.ru, Starostina_EA@nrcki.ru с приложением разрешения на открытое опубликование.

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

С е р и я: Физика ядерных реакторов

Выпуск 2

Ответственный за выпуск: **А.В. Жукова**
(тел.: 8(499)196-96-06, e-mail: zhukova_av@nrcki.ru)

Редактор Н.В. Бокша
Компьютерная вёрстка Е.Р. Осьмакова

Подписано в печать 25.06.2026. Печать цифровая
Усл. печ. л. 17,25. Тираж 280. 14 статей. Заказ 35

Отпечатано в НИЦ “Курчатовский институт”
123182, Москва, пл. Академика Курчатова, 1

Индекс 32067

ISSN 0205—4671. Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2026, вып. 2, 1—138