

НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ЦЕНТР
«КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ»
ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ»

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

СЕРИЯ:

Физика

ядерных реакторов

ВЫПУСК

2012

3

НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ЦЕНТР
«КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ»

ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ»

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ СБОРНИК

СЕРИЯ:
ФИЗИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

Издается с 1989 г.

ВЫПУСК 3

ИМПУЛЬСНЫЕ РЕАКТОРЫ
И ПРОСТЫЕ КРИТИЧЕСКИЕ СБОРКИ

Издается с 1985 г.

Москва – 2012

Сборник «Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов» включен в Перечень ведущих изданий Высшей аттестационной комиссии.

Выпуск «Импульсные реакторы и простые критические сборки» Серии «Физика ядерных реакторов» подготавливается Российским федеральным ядерным центром – ВНИИЭФ.

Подписной индекс 32067 с 2010 г. в каталоге «Газеты. Журналы» ОАО Агентство «Роспечать».

Статьи из сборника «ВАНТ. Серия: Физика ядерных реакторов» публикуются в переводе на английский язык в специальных выпусках «Voprosy Atomnoi Nauki i Tekhniki. Seriya: Fizika Yadernykh Reaktorov» журнала «Physics of Atomic Nuclei» (перевод Российского журнала «Ядерная физика»), издаваемого PLEIADES PUBLISHING и распространяемого издательством Springer (ISSN 1063-7788).

Статьи, поступающие в редакцию, рецензируются. При перепечатке и цитировании ссылка на сборник ВАНТ обязательна. Перепечатка материалов допускается только с письменного разрешения редакции.

Редакционная коллегия серии

Главный редактор **Ю. М. Семченков** (НИЦ «Курчатовский институт»);

Заместители главного редактора **С. М. Зарицкий** (НИЦ «Курчатовский институт»),

В. Ф. Колесов (ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ»), **А. Е. Крошили** (ОАО «ВНИИАЭС»),

В. В. Пчелин (НИЦ «Курчатовский институт»);

Ответственный секретарь **Е. А. Старостина** (НИЦ «Курчатовский институт»);

Члены редколлегии **П. Н. Алексеев**, **Е. В. Бурлаков**, **А. Ю. Гагаринский**,

М. П. Лизоркин, **В. Д. Павлов**, **Я. И. Штроббах** (НИЦ «Курчатовский институт»)

Редакционная коллегия выпуска

В. Ф. Колесов (главный редактор), **Е. В. Куличкова** (отв. секретарь),

С. В. Воронцов (зам. главного редактора), **А. В. Лукин**, **В. А. Павшук**, **А. С. Кошелев**, **В. А. Терехин**,

В. Х. Хоружий

В выпусках «Импульсные реакторы и простые критические сборки» публикуются статьи, охватывающие следующие конкретные проблемы:

- кинетика и динамика импульсных реакторов и бустеров аperiodического действия;
- конструкции и физические характеристики действующих или проектируемых импульсных реакторов;
- опыт эксплуатации импульсных реакторов;
- методики и результаты проводимых с помощью импульсных реакторов экспериментов;
- критические и другие нейтронно-физические характеристики простых сборок из делящихся веществ;
- использование интегральных экспериментов на простых критических сборках для проверки многогрупповых нейтронных констант;
- ядерная безопасность импульсных реакторов и простых критическихборок.

Materials related to the concrete topics described below are published in issues «Pulse Reactors and Simple Critical Assemblies»:

- kinetics and dynamics of pulse reactors and boosters of aperiodic action;
- designs and physical characteristics of working and projected pulse reactors;
- operational experience of pulse reactors;
- procedures and results of experiments performed with pulse reactors;
- critical and other neutron-physical characteristics of simple assemblies of fissile material;
- integral experiments as applied to simple critical assemblies to test multigroup neutron constants;
- nuclear safety of pulse reactors and simple critical assemblies.

ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ ЯДЕРНЫЕ УСТАНОВКИ РФЯЦ-ВНИИЭФ (ОСНОВНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ, АСПЕКТЫ УСОВЕРШЕНСТВОВАНИЯ СУЗ, ЭЛЕМЕНТОВ КОНСТРУКЦИИ И ПРАВИЛ ЭКСПЛУАТАЦИИ)

**М. А. Воинов, С. В. Воронцов, А. А. Девяткин, В. Ф. Колесов, М. И. Кувшинов,
О. П. Кукушкина, В. С. Майорников, А. Т. Нарожный, И. А. Никитин, А. В. Панин,
А. А. Пикулев**

ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 607190, г. Саров Нижегородской обл.

Приведено описание импульсных реакторов и критических стенов, разработанных во ВНИИЭФ и действующих в настоящее время. Даны рекомендации по повышению безопасности их эксплуатации. Представлены основные результаты работ, направленных на совершенствование этого парка ядерно-физических установок и на пересмотр нормативных документов, регулирующих порядок эксплуатации установок и проведения на них физических и испытательных исследований.

Ключевые слова: импульсный реактор, критическая сборка, стенд критическихборок, парк ядерно-физических установок, ядерная безопасность; правила, регулирующие работу ядерных установок.

RESEARCH NUCLEAR INSTALLATIONS OF RFNC-VNIEF (BASIC CHARACTERISTICS, ADVANCING ASPECTS FOR A SYSTEM OF CONTROL AND PROTECTION, DESIGN ELEMENTS AND OPERATING RULES) / M. A. VOINOV, S. V. VORONTSOV, A. A. DEVYATKIN, V. F. KOLESOV, M. I. KUVSHINOV, O. P. KUKUSHKINA, V. S. MAYORNIKOV, A. T. NAROZHNY, I. A. NIKITIN, A. V. PANIN, A. A. PIKULEV // The paper describes pulsed reactors and critical benches, developed at VNIEF and operating at present. Recommendations on enhancement of their operation safety are given. Here are presented basic work results, aimed at advancing of this stock of nuclear-physical installations as well as revision of regulations, governing the order of installations' operation and physical and test research performed on them.

Key words: pulsed reactor, critical assembly, critical assemblies' bench, a stock of nuclear- physical installations, nuclear safety, rules, regulating nuclear installations' operation.

Введение

В настоящее время во ВНИИЭФ эксплуатируются 5 импульсных ядерных реакторов (ИЯР) [1, 2]: реакторы с металлической активной зоной (АЗ) БР-1М, БР-К1, ГИР-2, реактор с растворной АЗ ВИР-2М и реактор с керамическим топливом БИГР. Критмассовые эксперименты проводятся на установке ФКБН-2М – стенде для критическихборок (СКБ) [2]. На критическом стенде ИКАР-С

[3, 4] проводятся исследования ядерно-физических характеристик уран-графитовых размножающих систем (РС), моделирующих АЗ реактора ИКАР-500, являющегося основой демонстрационного макета реактора-лазера (РЛ) [4].

Работы с размножающими системами и эксплуатация импульсных ядерных реакторов отличаются повышенным риском. Поэтому во ВНИИЭФ всегда уделялось и уделяется особое внимание обеспечению безопасности данных ра-

бот. Все установки размещены в специально построенных зданиях с защитными железобетонными стенами и потолком. Проведенный анализ безопасности показал, что ни при одной из возможных аварий на ИЯР и СКС не потребуется отселение населения из жилой зоны, а критерии приемлемого риска могут нарушаться только в зоне ветровой тени соответствующих зданий.

Постоянно проводятся работы, направленные на техническое усовершенствование действующих и на разработку проектов новых ядерно-физических установок.

ВНИИЭФ располагает уникальным парком импульсных ядерных реакторов, позволяющим обеспечить облучение различных объектов нейтронным и гамма-излучением, параметры которого могут изменяться в широких пределах. Высокая квалификация персонала, установленный регламент работы установок обеспечивают их нормальную эксплуатацию. Все это позволяет использовать ИЯР для выполнения разнообразных научных исследований и проведения испытаний различных объектов.

Критический стенд ФКБН-2М (физический котел на быстрых нейтронах, модификация 2, модернизированный) представляет собой критический стенд (КС) для работы с простыми критическими сборками и размножающими системами. Установка ФКБН (рис. 1, 2) была создана во время осуществления советского Атомного проекта. На протяжении многолетней (более 60 лет) эксплуатации установка неоднократно модернизировалась.

В нынешнем здании установка ФКБН-2 эксплуатируется с 1971 г. В 1976 г. она была модернизирована (в части системы управления и защиты, СУЗ, и конструкции стола электромеханического стенда) и введена в эксплуатацию под названием ФКБН-2М.

В 1997 г. после аварии (17.06.97) работы на критическом стенде ФКБН-2М остановили. После усовершенствований, направленных на повышение безопасности работ на установке, были проведены работы по физическому пуску (26.02–02.03.2001), и с 15.05.2001 критический стенд ФКБН-2М введен в эксплуатацию (рис. 3, 4) [5].

Сборка размножающих систем (РС) производится с использованием унифицированных комплектов полусферических деталей из делящихся (ДМ) и инертных материалов. Исследуемая РС разделяется на две части: верхнюю и нижнюю. Сначала на столе стенда, который может перемещаться вверх и вниз, собирается нижняя часть РС. Затем на каретке, которая может перемещаться

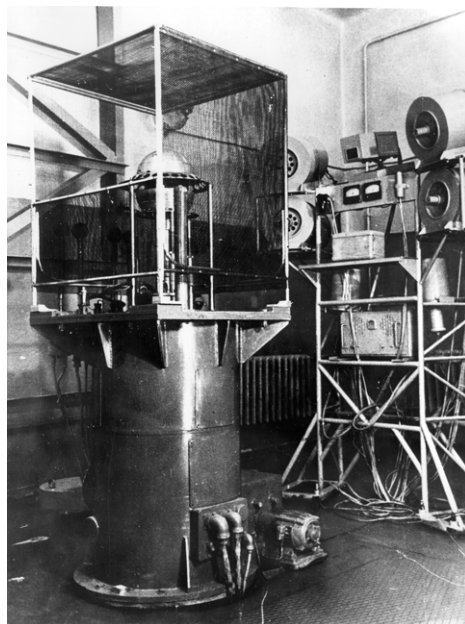


Рис. 1. Установка ФКБН-1

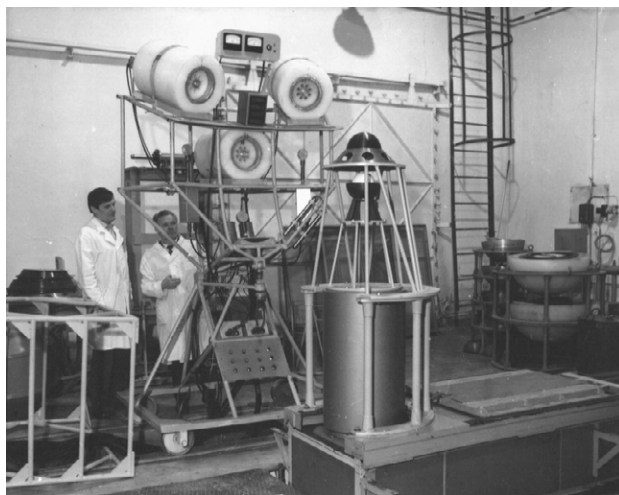


Рис. 2. Установка ФКБН-2



Рис. 3. Общий вид ФКБН-2М



Рис. 4. Пульт управления ФКБН-2М

в горизонтальной плоскости, собирается верхняя часть. Эти подготовительные работы выполняются персоналом вручную. Сближение частей РС (перемещение каретки в рабочую позицию и подъем стола) производится дистанционно из пульту. Аварийная защита обеспечивается за счет сброса стола под действием силы тяжести. Плавная регулировка реактивности вблизи критического состояния осуществляется подъемом/спуском регулирующей пробки.

В настоящее время ведется создание новой, современной модификации установки ФКБН-3, которая позволит повысить безопасность проведения работ с РС, улучшить повторяемость положений движущихся частей стенда и тем самым уменьшить погрешности значений физических параметров, определяемых в интегральных экспериментах с РС. При этом основные принципы, заложенные в конструкцию, и порядок работы стендов типа ФКБН-2М останутся неизменными. Во ВНИИЭФ изготовлен электромеханический стенд новой установки. В 2012 г. во ФГУП «ФНПЦ НИИИС» (г. Нижний Новгород) будет завершено изготовление СУЗ. Нейтронные каналы для СУЗ изготавливает НПЦ «ЭЛЕГИЯ» (филиал ОАО «Красная Звезда», г. Москва).

Установку ФКБН-2М предполагается вывести из эксплуатации в конце 2012–начале 2013 гг. для монтажа узлов и систем нового критического стенда ФКБН-3, физический пуск которого намечен на 2014 г.

Критический стенд ИКАР-С. Во ВНИИЭФ ведутся работы по созданию ядерно-физического комплекса, являющегося физической моделью реактора-лазера (РЛ) непрерывного действия с поперечной прокачкой лазерной среды. Данный ком-

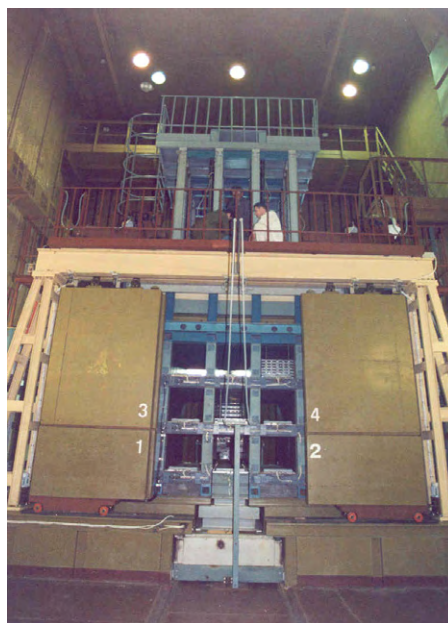


Рис. 5. Внешний вид стенда ИКАР-С со стороны предполагаемой загрузки ЛМ-16

плекс включает в себя реактор ИКАР-500 (импульсный каналный аperiodический реактор с энерговыделением 500 МДж за импульс) и лазерный модуль ЛМ-16.

Критический стенд ИКАР-С [3] создан для экспериментального исследования ядерно-физических характеристик РС, моделирующих активную зону реактора-лазера (рис. 5–8). АЗ критического стенда представляет собой кубическую графитовую матрицу с размером ребра $\sim 2,4$ м, в которой размещаются 9 модулей с ДМ. Каждый модуль состоит из 2 секций. Секции включают в себя набор чередующихся слоев графита и дисперсионных уран-алюминиевых твэлов, моделирующих тонкопленочные энерговыделяющие элементы (ЭВЭЛ) РЛ. В качестве органов управления реактивностью и аварийной защиты используются стержни, содержащие карбид бора (всего 28 стержней с общей эффективностью $56\beta_{эф}$).

Работы по физическому пуску критического стенда ИКАР-С были проведены в период с 4 октября 2004 г. по 30 ноября 2006. Стенд введен в эксплуатацию с 01.12.2008. На стенде разрешено собирать РС, содержащие только уран-алюминиевые твэлы.

Для обеспечения отрицательного температурного коэффициента гашения реактивности центральный топливный модуль в реакторе ИКАР-500 предполагается собрать из уран-графитовых топливных элементов (ТЭ). Использование уран-графитового топлива в ИКАРе для обеспечения



Рис. 6. Внешний вид станда ИКАР-С со стороны загрузки реакторных секций

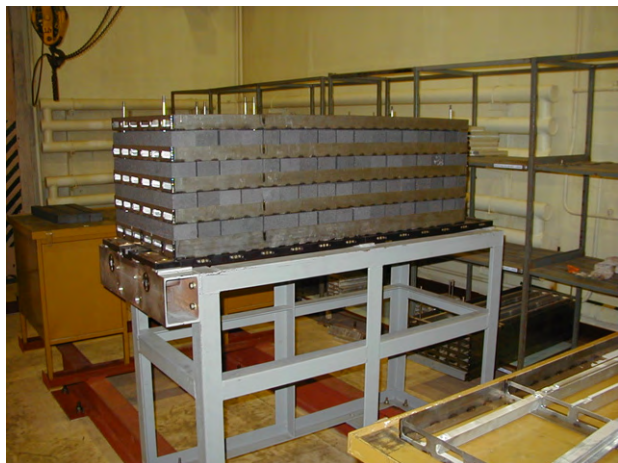


Рис. 7. Секция размножающей системы («реакторная секция»)



Рис. 8. Пульт управления ИКАР-С

самогашения предложено В. Ф. Колесовым. В настоящее время во ВНИИЭФ отработана технология (авторы – Л. Д. Данилин, А. А. Крыжановский) изготовления данных ТЭ путем пропитки графитовых блоков (реакторный графит ГР-208) раствором β -дикетоната уранила [6, 7]. В качестве растворителя используют смесь ацетона с изопропиловым спиртом. Далее проводится сушка на воздухе в течение не менее 48 часов, отжиг блоков проводят при температуре 360-380°C в течение не менее 1,5 часов. Размер блоков – 52×73×485 мм. Массовое содержание урана в ТЭ – 0,5 %. Блоки имеют защитное лакокрасочное покрытие.

Изготовление твэлов по заявляемому способу позволило получить равномерное распределение делящегося материала в пористой матрице (неравномерность пропитки по объему менее 10 %). Технология позволяет проводить многократную пропитку для получения тепловыделяющего элемента с требуемым количеством делящегося материала.

Проведены предварительные испытания небольших (характерный размер ~1 см) образцов топлива на ИЯР ВИР-2М, которые показали стойкость как самих образцов, так и защитного покрытия при разогреве до ~300°C и суммарном флюенсе нейтронов $5 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2}$. После чего на реакторе БИГР проведено облучение полномасштабного образца уран-графитового ТЭ в режимах, соответствующих режимам работы реактора ИКАР-500. В каждом пуске (всего 10) в образце топлива выделялось около 250 кДж энергии. Суммарный флюенс нейтронов в месте расположения образца составил $\sim 8 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2}$. После облучения образец сохранил целостность и не имел видимых повреждений, цветность покрытия не изменилась [6, 7].

В конце 2012 г. предполагается провести физический пуск ИКАР-С с уран-графитовым топливом.

Импульсный ядерный реактор БИГР (быстрый импульсный графитовый реактор) представляет собой импульсный реактор на быстрых нейтронах с керамической АЗ (рис. 9, 10). Реактор относится к классу импульсных реакторов самогашающегося (аперiodического) действия и обладает рекордными параметрами по энерговыделению и флюенсу среди ИЯР на быстрых нейтронах [1, 2].

Работы по физическому пуску реактора проводились в период с февраля по декабрь 1976 г. Реактор был введен в эксплуатацию 31 марта 1977 г.



Рис. 9. Пульт управления установкой БИГР



Рис. 10. Активная зона реактора БИГР

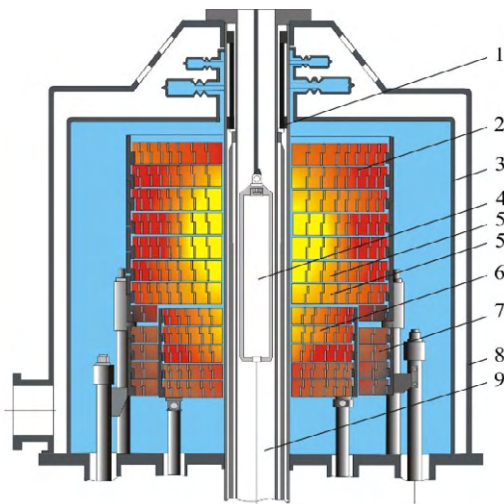


Рис. 11. Схема АЗ реактора БИГР: 1 – импульсный блок; 2 – неподвижная часть АЗ; 3 – корпус АЗ; 4 – контейнер для облучаемых образцов; 5 – топливные кольца АЗ; 6 – блок грубого регулирования реактивности; 7 – блок точного регулирования реактивности; 8 – кожух воздушного охлаждения (КВО); 9 – осевая полость

АЗ имеет форму полого цилиндра (диаметр 76 см, высота 67 см) и состоит из коаксиальных, свободно подвешенных, незакрепленных элементов – колец (рис. 11). Каждое из них своим уступом, выполненным на половине высоты, по всей окружности опирается на соседнее кольцо или на наружный чехол. Зона разбита на 3 блока: неподвижный блок, блок грубой регулировки реактивности и блок тонкой регулировки. В качестве импульсного блока используется стальная труба. АЗ заключена в герметичный кожух, заполненный гелием.

В качестве топливного материала активной зоны использована спрессованная и спеченная смесь двуокси урана 90 % обогащения по ^{235}U с графитом. Отношение числа ядер графита к числу ядер урана-235 равно 16. Массовая доля урана составляет 52–54 %, плотность смеси UO_2 с графитом – $3,15 \text{ г/см}^3$. Топливо изготовлено Новосибирским заводом химических концентратов (ныне ОАО «НЗХК»).

В этом году на реакторе БИГР (рис. 12, 13) начинаются испытания образцов твэлов и твэгов (твэл с выгораемым поглотителем) реакторов ВВЭР в условиях реактивной аварии (типа RIA) в рамках долгосрочной программы исследований в интересах ОАО «ТВЭЛ». Заключен контракт с корейским институтом атомных исследований (KAERI) на испытание образцов твэлов исследовательского реактора Республики Корея. Испытываются образцы как свежего топлива, так и топлива с различной степенью выгорания, вплоть до 70 МВт-сут./кг. Работы проводятся совместно с ОАО «ВНИИНМ им. Бочвара» и ОАО «ГНЦ НИИАР» [6].

В экспериментах, проведенных на реакторе БИГР с восьмиканальным лазерным модулем ЛМ-8 в 2011 г., зарегистрированы рекордные для лазерных модулей с ядерной накачкой непрерывного действия значения мощности генерации из одинарного лазерного канала (25 Вт при длительности работы около 1 секунды). Увеличение энергетических параметров генерации связано с уменьшением внутрирезонаторных потерь в лазерных каналах за счет вывода излучения из резонатора без окон Брюстера (рис. 14, 15) [7].

Разработан технический проект новой СУЗ реактора БИГР, предусматривающий применение более совершенных принципов и решений по автоматизации процесса управления реактором, использование современных элементов автоматики, повышающих ядерную безопасность работ. Ведется изготовление подсистем СУЗ совместно с ФГУП «ФНПЦ НИИИС» и НПЦ «ЭЛЕГИЯ» [6].

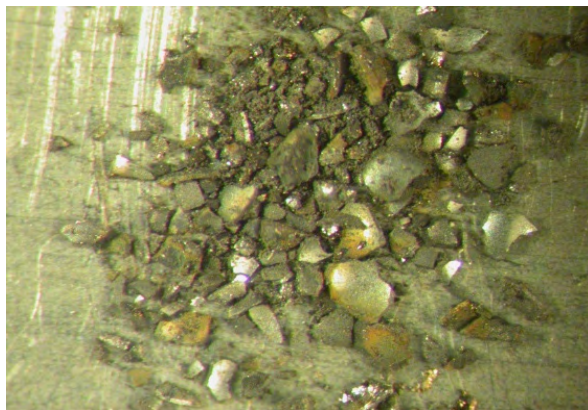
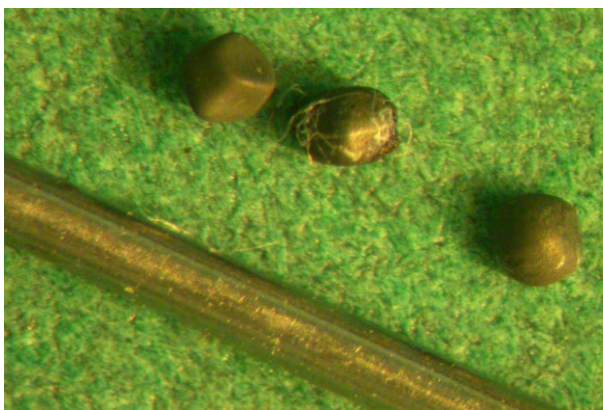


Рис. 12. Вид микротрещин до и после облучения на ИЯР БИГР



Рис. 13. Образцы свежего топлива ВВЭР после облучения



Рис. 15. Внешний вид лазерного модуля ЛМ-8

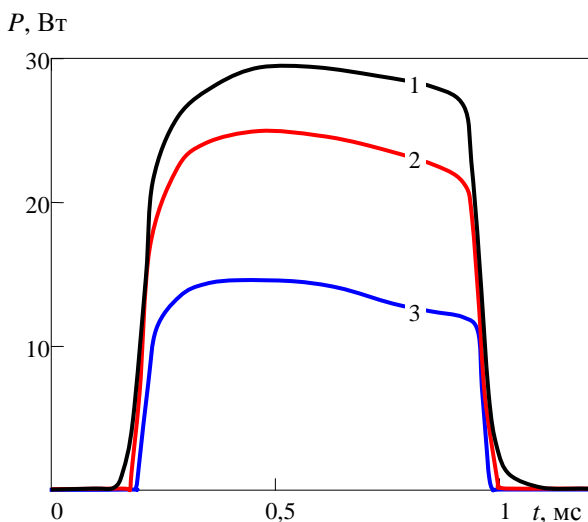


Рис. 14. Мощность генерации лазерного канала: 1 – квазиимпульс реактора БИГР (отн. ед.); 2 – мощность генерации (без окна Брюстера); 3 – мощность генерации (с окном Брюстера)

Введена в опытную эксплуатацию автоматизированная система измерения физических характеристик реактора БИГР [8].

На 31.12.2011 на реакторе БИГР произведено 603 статических пуска и 1064 импульса на мгновенных и запаздывающих нейтронах.

В 2011 г. на ИЯР БИГР произведено 18 (20 условных, с учетом облучения в одном пуске нескольких объектов) импульсов на мгновенных и запаздывающих нейтронах и 9 статических пусков.

Импульсный ядерный реактор БР-1М (бустер-реактор модернизированный) представляет собой импульсный реактор на быстрых нейтронах с металлической АЗ (рис. 16, 17). Реактор относится к классу импульсных реакторов самогасящегося (апериодического) действия и имеет самый короткий импульс из всех действующих во ВНИИЭФ ИЯР [1, 2].

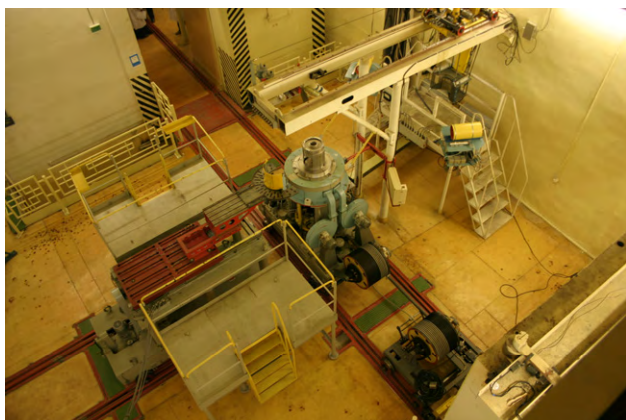


Рис. 16. Реактор БР-1М в зале автономной работы



Рис. 17. Пульт управления ИЯР БР-1М

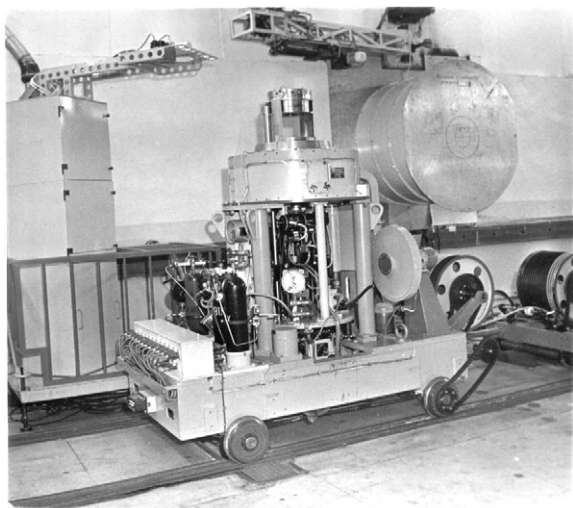


Рис. 18. ИЯР БР-1М у выводного окна ускорителя ЛИУ-30

Реактор БР-1, первоначально введенный в 1979 г. в автономную эксплуатацию, проработал до 1986. В 1990 г. реактор БР-1 с новым комплектом топливных элементов был введен в эксплуатацию в автономном режиме работы в новом здании (здание облучательного комплекса (ОК) «Пульсар»). В 1993 г. был реализован режим со-

вместной работы мощного линейного индукционного ускорителя электронов ЛИУ-30 и ИЯР БР-1 (рис. 18). На комплексе исследовано и достигнуто устойчивое функционирование двух сложных установок по предварительно задаваемой временной программе их последовательного включения.

Работы по физическому пуску ИЯР БР-1М проведены в период с 26.11.2007 по 15.04.2009. Реактор введен в эксплуатацию с 10.08.2009. Установленный ресурс работы топливных элементов АЗ – не более 3000 импульсов на мгновенных нейтронах.

АЗ БР-1М (рис. 19) имеет форму полого цилиндра (размеры в сомкнутом состоянии: диаметр 27 см, высота 27 см) и состоит из 4 блоков: верхнего блока (ВБ), нижнего (НБ), регулирующего (РБ) и импульсного (ИБ). Входящие в состав блоков топливные элементы (кольца) заключены в чехлы из нержавеющей стали, заполненные гелием. Для снижения механических напряжений, обусловленных тепловым ударом, АЗ (ВБ и НБ) разбита на 7 рядов коаксиальных, свободно подвешенных, незакрепленных колец (4 ряда по 5 топливных элементов – в ВБ; 2 ряда из 5 и ряд из 2 топливных элементов – в НБ). Толщина колец по радиусу составляет 1,5 см. Каждое из колец своим уступом, выполненным на половине высоты, по всей окружности опирается на соседнее кольцо или на наружный чехол.

Материал АЗ – сплав высокообогащенного (90 % по ^{235}U) урана с молибденом (массовая доля 10 %), масса топлива – 172,9 кг. Топливо изготовлено на Сибирском химическом комбинате (ныне ОАО «СХК», г. Северск).

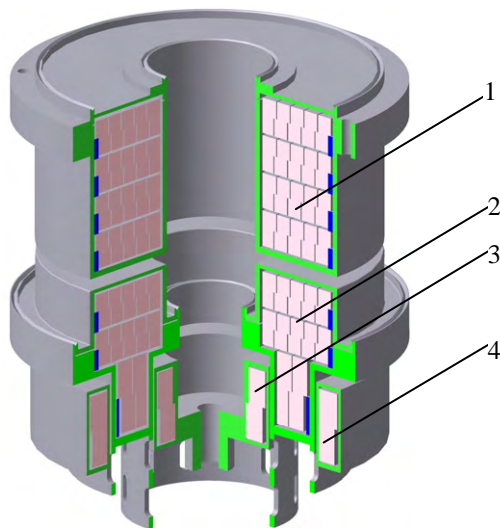


Рис. 19. Схема АЗ реактора БР-1М: 1 – неподвижный блок; 2 – подвижный блок; 3 – импульсный блок; 4 – регулирующий блок

На 31.12.2011 на ИЯР БР-1М произведено 65 импульсов на мгновенных нейтронах и 80 импульсов на запаздывающих нейтронах.

В 2011 г. на ИЯР БР-1М произведено 16 (20 условных) импульсов на мгновенных нейтронах и 19 (27 условных) импульсов на запаздывающих нейтронах.

Импульсный ядерный реактор БР-К1 (бустер-реактор «Каскад», вариант 1) представляет собой импульсный реактор на быстрых нейтронах с металлической АЗ (рис. 20, 21). Реактор относится к классу импульсных реакторов самогасящегося (апериодического) действия. Отличительной особенностью БР-К1 является горизонтальное расположение АЗ [1, 2].

Работы по физическому пуску реактора были проведены в 1986–1994 гг. Реактор введен в эксплуатацию с 30.11.95.

В 1997 г. опытная эксплуатация реактора БР-К1 была приостановлена. В декабре 2005 г. было разрешено возобновить опытную эксплуатацию реактора БР-К1. С учетом возросших требований безопасности на реакторе был исключен (технически и организационно) режим генерирования импульсов на мгновенных нейтронах. В настоящее время реактор БР-К1 эксплуатируется в статическом и квазиимпульсном режимах.

АЗ БР-К1 имеет форму полого цилиндра и кольцевую структуру (рис. 22): она разбита на диски (блоки), а диски – на коаксиальные кольца. Блоки АЗ заключены в герметичные чехлы из нержавеющей стали, заполненные гелием. Для генерирования импульса используются импульсный и стоп-блок, изготовленные из бериллия.

Материал АЗ – сплав обогащенного (36 % ^{235}U) урана с молибденом (массовая доля 9 %), масса топлива – 1151 кг. Топливо изготовлено на Сибирском химическом комбинате (ныне ОАО «СХК», г. Северск).

Несовершенная конструкция герметизирующих чехлов структурных блоков активной зоны привела к их короблению при генерировании импульса на мгновенных нейтронах. Дополнительными осложняющими факторами явились большие геометрические размеры АЗ и ее горизонтальная ориентация, приводящая к перемещению блоков относительно поверхностей, наиболее подверженных деформациям. В результате при проведении физического пуска энерговыделение за импульс реактора БР-К1 было ограничено значением 30 МДж, что соответствует очень ма-

лому переходу выше мгновенной критичности: $\sim(2-3)\cdot 10^{-2} \beta_{\text{эф}}$. Это, в свою очередь, существенно осложняет процесс генерирования импульсов с заданным энерговыделением и повышает опасность эксплуатации установки в импульсном режиме.

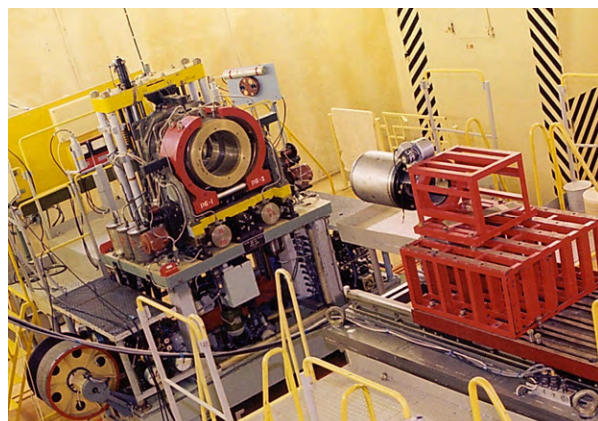


Рис. 20. Внешний вид реактора БР-К1



Рис. 21. Пульт управления БР-К1

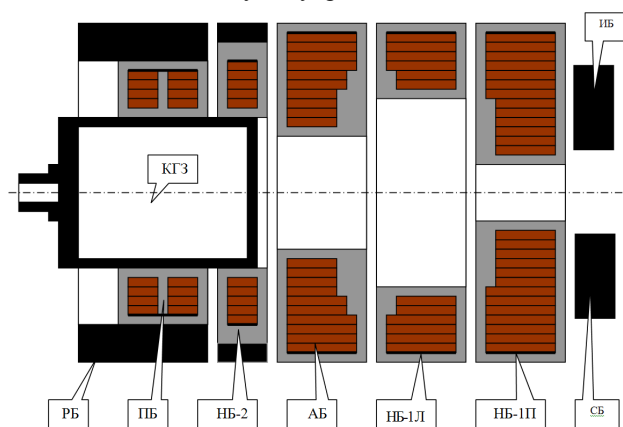


Рис. 22. Схема АЗ реактора БР-К1 (горизонтальный разрез): КГЗ – контейнер горизонтальной загрузки; РБ – регулирующий блок; ПБ – подвижный блок; НБ-2 – второй неподвижный блок; АБ – аварийный блок; НБ-1Л – 1-й неподвижный блок, левый; НБ-1П – 1-й неподвижный блок, правый; ИБ, СБ – импульсный блок и стоп-блок

В настоящее время планируется усовершенствование герметизирующих чехлов, которые предполагается изготовить из титанового сплава (ВТ18У, ВТ-20, ВТ-41), что позволит вывести реактор на импульсный режим с близким к проектному энерговыделением ~ 75 МДж с обеспечением флюенса нейтронов в центральном канале $\sim 1,3 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2}$ при полуширине импульса ~ 200 мкс [6].

На 31.12.2011 на ИЯР БР-К1 после возобновления эксплуатации произведено 149 статических пусков и 64 импульса на запаздывающих нейтронах. До приостановления эксплуатации в 1997 г. на реакторе было произведено ~ 30 импульсов на мгновенных нейтронах.

В 2011 г. на реакторе БР-К1 произведено 34 статических пуска и 15 импульсов на запаздывающих нейтронах.

Импульсный ядерный реактор ГИР-2 (гамма-источник реакторный) представляет собой импульсный реактор на быстрых нейтронах с металлической АЗ (рис. 23, 24). Реактор относится к классу импульсных реакторов самогасящегося (апериодического) действия. Отличительной особенностью реактора является наличие n - γ -конвертора, окружающего АЗ [1, 2].

Первый вариант реактора ГИР-1 эксплуатировался с 1984 г. по 1988 г.

Работы по физическому пуску ИЯР ГИР-2 проводились в период с 02.04.1992 по 01.12.1992. Реактор введен в эксплуатацию с 12.04.1993. Установленный ресурс реактора – 20 лет (до 12.04.2013).

Сферическая АЗ ГИР-2 (рис. 25) состоит из двух полушарий, разделенных диафрагмой из нержавеющей стали. Диаметр АЗ – 30 см. Материал АЗ – сплав обогащенного (36–90 % ^{235}U) урана с молибденом (массовая доля 9 %). Неподвижная верхняя часть АЗ включает семь полусферических слоев, причем внутренние слои содержат ^{235}U 90 % обогащения, а внешний – 36 % обогащения. Нижняя часть АЗ состоит из двух подвижных блоков: блока грубой регулировки (БГР) и блока точной регулировки (БТР). БГР включает шесть слоев с ураном 90 % обогащения, БТР – 1 слой с ураном 36 % обогащения. Для генерирования импульса используется импульсный блок в виде алюминиевой трубы.

Отличительной особенностью ГИР-2 является использование в конструкции отражателя нейтронов, который представляет собой колпак с толщиной стенок 60 мм, окружающий АЗ. Материалом отражателя является гомогенная смесь полипропилена с окисью кадмия, что повышает выход гамма-излучения установки и снижает возмуще-

ния от внешних устройств. В отражателе имеется сферическое отверстие («нейтронное окно»), предназначенное для облучений с максимальным нейтронным флюенсом.

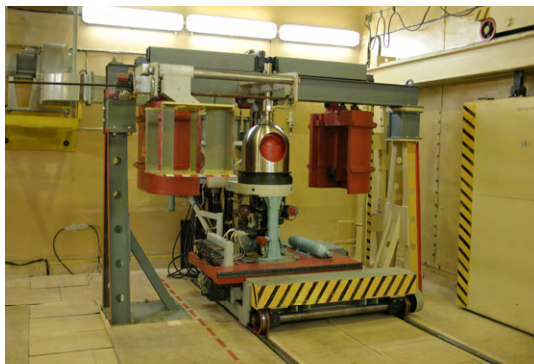


Рис. 23. Внешний вид реактора ГИР-2

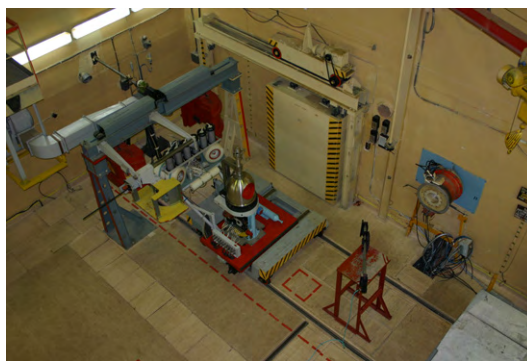


Рис. 24. ГИР-2 около выводного устройства ускорителя ЛИУ-10М

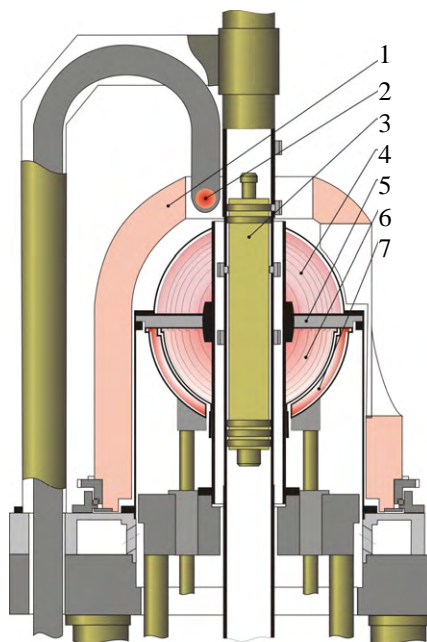


Рис. 25. Схема АЗ реактора ГИР-2: 1 – конвертирующее устройство, 2 – источник нейтронов, 3 – импульсный блок, 4 – верхний блок, 5 – диафрагма, 6 – блок грубой регулировки, 7 – блок точной регулировки



Рис. 26. Широкодиапазонный измеритель плотности потока нейтронов



Рис. 27. Нижний зал ВВР-2М (под ПСК – двухканальная лазерная установка ЛУНА)



Рис. 28. Верхний зал ВВР-2М (крышка блока биологической защиты, ББЗ)

Материал АЗ – сплав высокообогащенного (36–90 % ^{235}U) урана с молибденом (массовая доля 9 %), масса топлива – 178 кг. Топливо изготовлено на Сибирском химическом комбинате (ныне ОАО «СХК», г. Северск).

В рамках модернизации СУЗ реактора ГИР-2 разработана специализированная аппаратура, предназначенная для измерения плотности потока нейтронов, скорости (периода) ее изменения,

а также формирования сигналов в СУЗ (рис. 26). В качестве детекторов нейтронов используются:

- широкодиапазонная нейтронная ионизационная камера деления КНК-15-1 с повышенной степенью компенсации γ -излучения и низким собственным α -фоном ($5 \cdot 10^{-10}$ А), работающая в токовом режиме (от $5 \cdot 10^{-10}$ до $5 \cdot 10^{-3}$ А);
- газоразрядный счетчик медленных нейтронов типа СНМ-11.

Измерительный канал, построенный на базе прибора ШИПН (широкодиапазонный измеритель плотностей нейтронных потоков), обеспечивает измерения плотности потока нейтронов в диапазоне около десяти порядков и периода в диапазоне от 5 до 500 с [6].

На 31.12.2011 на ИЯР ГИР-2 произведено 563 импульса на мгновенных нейтронах. В 2011 г. на ИЯР ГИР-2 произведено 17 (33 условных) импульсов на мгновенных нейтронах и 7 статических пусков.

Импульсный ядерный реактор ВВР-2М (водный импульсный реактор, модификация 2, модернизированный) представляет собой импульсный реактор с растворной АЗ. Реактор относится к классу импульсных реакторов самогасящегося (апериодического) действия.

Реактор ВВР-2М (рис. 27, 28) является очередной модификацией установок серии ВВР, первая из которых была введена в эксплуатацию в 1965 г. Модернизация реакторов была связана с усовершенствованием конструкции корпуса АЗ [1, 2].

Физический пуск реактора ВВР-2М проведен в 1979–1980 гг. Реактор введен в эксплуатацию с 28.04.1980.

В 1996 г. работы на реакторе были приостановлены для плановой замены корпуса, отработавшего установленный срок. С новым корпусом реактор ВВР-2М введен в эксплуатацию с 24.04.2001, при этом установлен ресурс – не более 3000 импульсов на мгновенных нейтронах. Кроме того, после генерирования 1500 импульсов, но не позднее 10 лет с момента ввода в эксплуатацию (24.04.2011), должно быть проведено комиссионное обследование реактора на предмет возможности его дальнейшей эксплуатации.

ВВР-2М – импульсный реактор с растворной АЗ, в котором в качестве топлива используется раствор соли (уранилсульфата) высокообогащенного (90 % по ^{235}U) урана в воде (объем топливного раствора – 104,6 л, концентрация урана в растворе – 67,9 г/л, масса урана – 7,1 кг). Топливный раствор залит в прочный цилиндрический герметичный корпус (рис. 29) из нержавеющей стали Х18Н9Т

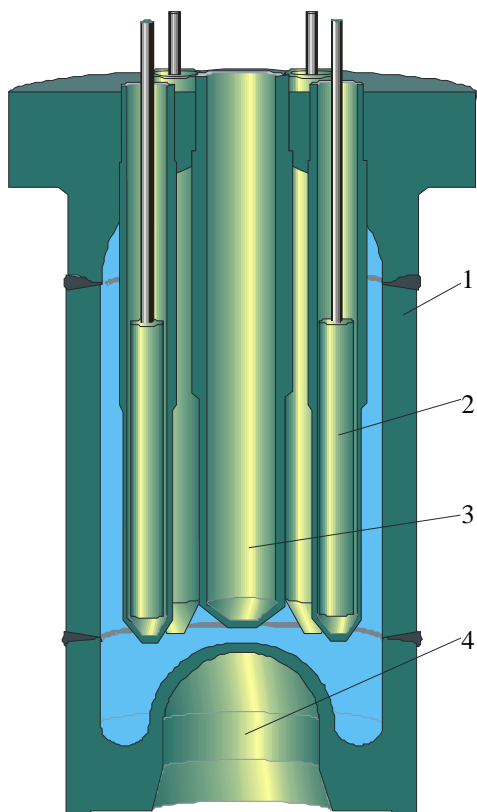


Рис. 29. Вертикальный разрез активной зоны реактора ВИР-2М: 1 – корпус активной зоны, 2 – стержень управления реактивностью (СУР), 6 штук, 3 – центральный экспериментальный канал (ЦК), 4 – полусферический экспериментальный канал (ПСК)

(высота 2 м, диаметр 0,68 м, толщина стенок 65 мм). В днище корпуса выполнен полусферический канал (ПСК) с внутренним диаметром 300 мм. К крышке корпуса приварен центральный канал (ЦК) с внутренним диаметром 142 мм и шесть каналов для стержней управления (поглощающие стержни из гидрида лития), расположенных равномерно по окружности диаметром 360 мм.

Управление реактором осуществляется с помощью 6 СУР из гидрида лития. Два стержня (регулирующие стержни РС-1 и РС-2 с электромагнитами аварийного сброса) перемещаются только электромеханическими приводами, а одна пара стержней (импульсные стержни ИС) – только пневмоприводом. Еще одна пара стержней (блок стержней БС) имеет привод, позволяющий использовать их и как регулирующие, и как импульсные.

С 24.04.2011 реактор ВИР-2М остановлен. Экспертная комиссия ВНИИЭФ рассмотрела вопрос о возможности дальнейшего использования корпуса реактора ВИР-2М и приняла решение

продлить эксплуатацию установки с действующим корпусом в установленных эксплуатационных параметрах еще на 7 лет, с ограничением числа импульсов на мгновенных нейтронах – не более 750 в установленный срок.

Однако плановый останов реактора было решено использовать для замены морально и физически устаревшей СУЗ на новую, изготовленную НПЦ «ЭЛЕГИЯ» по блочно-модульному принципу и включающую:

- четыре подвески ПИК 60-1 с ионизационными первичными преобразователями плотности нейтронного потока;
- две подвески ПВК 61 с вакуумными первичными преобразователями плотности нейтронного потока и фотонного излучения;
- две стойки приборных (СП1, СП2), включающих два измерительно-вычислительных блока из комплектов аппаратуры «Канал измерения параметров, управления и безопасности ядерного реактора "Мираж МБ"»;
- стойку приборную (СП3), включающую два блока аппаратурных, семь блоков управления нагрузками переменного тока, блок питания и блок аккумуляторов;
- комплект местных пультов управления технологическим оборудованием;
- пульт оператора, а также резервный пункт управления.

В ходе модернизации будет также произведена замена приводов органов регулирования реактивности на более совершенные и функциональные [6].

В настоящее время из корпуса реактора слит топливный раствор. Демонтирована старая СУЗ и ведется монтаж новой. Физический пуск модернизированного реактора намечен на конец 2012 г.

К моменту остановки 24.04.2011 на ИЯР ВИР-2М с новым корпусом произведено 798 импульсов на мгновенных нейтронах и 155 статических пусков.

Методика предсменного контроля персонала ИЯУ. Анализ аварий [9] показывает, что в ряде случаев (по крайней мере, в 11 из 38 рассмотренных) к аварии могло привести неадекватное психоэмоциональное состояние исполнителей, являющихся, в большинстве своем, высококвалифицированными специалистами. Поэтому во ВНИИЭФ совместно с Санкт-Петербургским государственным университетом (СПбГУ) разрабатывается методика предсменного контроля персонала, внедрение которой позволит существенно повысить

безопасность эксплуатации ядерно-физических установок. За основу была принята автоматизированная система динамического контроля психоэмоционального состояния и профессиональной работоспособности специалистов операторского профиля (АСДК), разработанная в СПбГУ [10] и представляющая собой аппаратно-программный комплекс (АПК), сконструированный по модульному принципу и включающий модуль оценки физиологических резервов, модуль оценки психоэмоционального состояния и модуль оценки профессиональной работоспособности. В 2011 г. совместно с СПбГУ создан макет АПК для совместного контроля персонала ИЯУ ВНИИЭФ.

Модуль оценки физиологических резервов предназначен для определения состояния соматического здоровья работника. Данный модуль, по сути, является аналогом ежедневного медицинского контроля. Модуль работает на основе измерений и сопоставления с нормативными и индивидуальными эталонами параметров частоты сердечных сокращений и вариабельности сердечного ритма (рис. 30, 31).

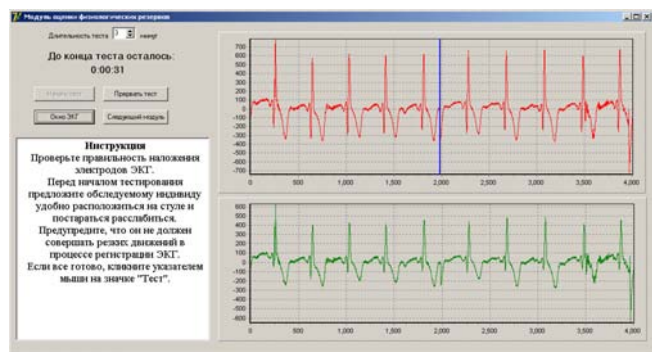


Рис. 30. Окно модуля оценки физиологических резервов (МОФР)

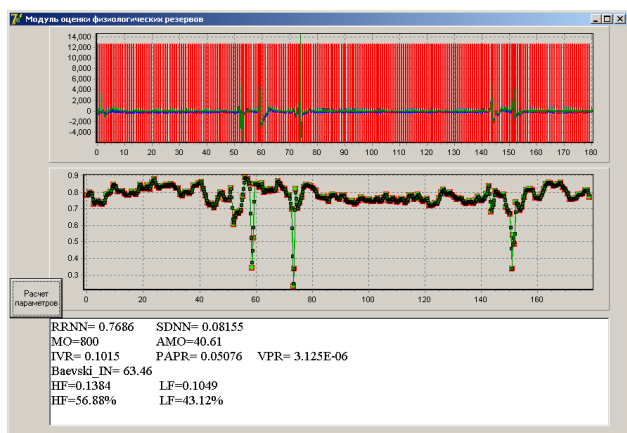


Рис. 31. Окно «Просмотр результатов выполнения МОФР»

Модуль оценки эмоциональной устойчивости предназначен для определения степени отклонения текущего уровня психоэмоционального состояния обследуемого от уровня, зарегистрированного в оптимальных условиях. Основу модуля составляет тестовое задание (рис. 32, 33), в ходе которого испытуемому необходимо выполнять совмещенную деятельность по восприятию и переработке разномодальной (звуковой и зрительной) информации на фоне звуковых помех индифферентного и стрессогенного содержания.

Модуль оценки профессиональной работоспособности предназначен для определения способности персонала ИЯУ выполнять профессиональную деятельность на требуемом уровне эффективности.

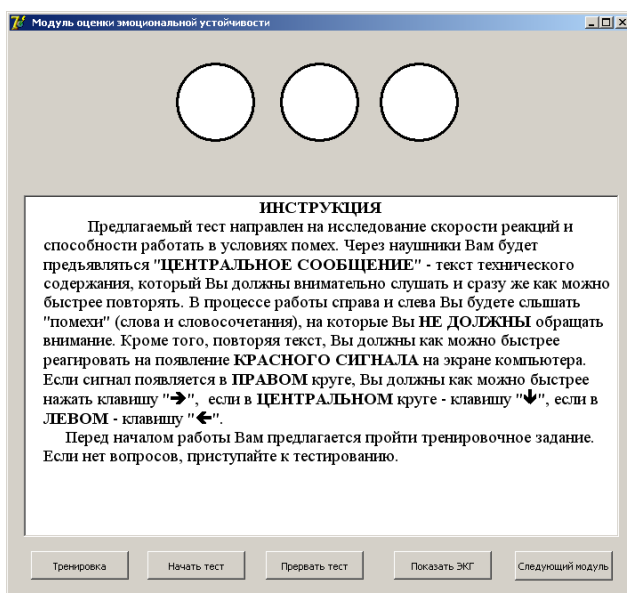


Рис. 32. Окно модуля оценки эмоциональной устойчивости (МОЭУ)

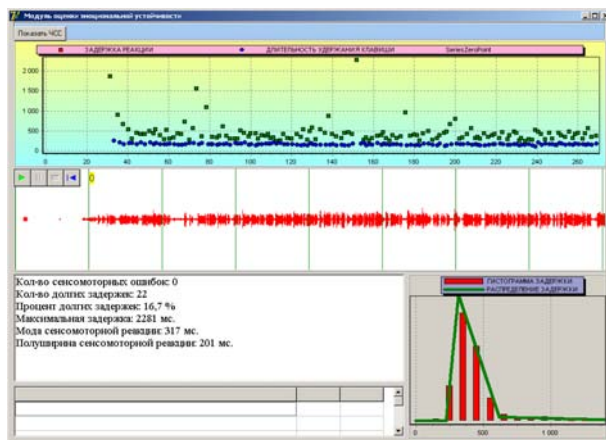


Рис. 33. Окно «Просмотр результатов выполнения МОЭУ»

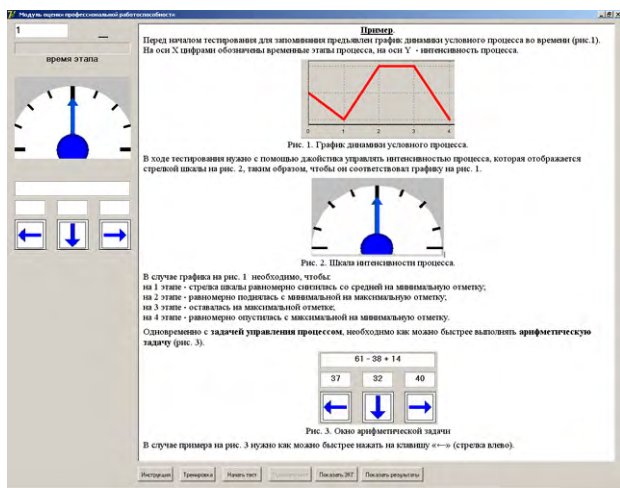


Рис. 34. Пример выполнения теста оценки профессиональной работоспособности

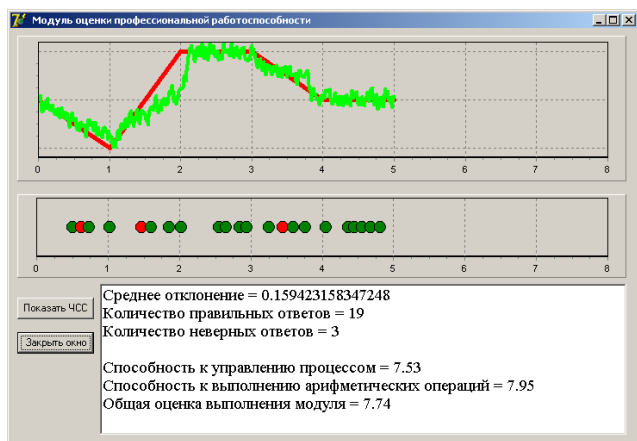


Рис. 35. Окно «Просмотр результатов выполнения МОПР»

Методической основой функционирования модуля является использование тестового задания (рис. 34, 35), выполнение которого требует «включения» психических процессов, максимально задействованных при выполнении задач по управлению ИЯУ. Данное тестовое задание моделирует профессиональную деятельность персонала по совмещенному выполнению следующих трех задач: удержание в памяти характеристик («умственной модели») физического процесса; оперативное управление физическим процессом; мысленное выполнение вычислительных операций.

Результаты пробного тестирования операторов ИЯУ, проведенного с использованием аппаратно-программного комплекса, подтверждают соответствие макета АПК предъявляемым требованиям: учет индивидуальных особенностей операторов для получения ответа «норма» либо «отклонение», оперативность тестирования, объективность получаемых результатов, простота

и «доброжелательность» по отношению к персоналу, а также возможность оценки степени устойчивости операторов к действию стресса.

Пересмотр ППУ и ПТБ ИЯР. В настоящее время создание и эксплуатация ИЯУ ВНИИЭФ (и ВНИИТФ) регламентируется «Правилами проектирования, устройства и эксплуатации исследовательских ядерных реакторов и стендов для критических сборок на предприятиях УР ЯБП», или сокращенно ППУ и ПТБ ИЯР. Правила введены в действие в 1986 г. и в настоящее время требуют пересмотра. Поэтому в 2011 г. во ВНИИЭФ началась разработка стандарта госкорпорации «Росатом» «Исследовательские ядерные установки военного назначения. Обеспечение ядерной и радиационной безопасности при проектировании, устройстве и эксплуатации».

Разработан проект стандарта, который содержит следующие разделы:

- I. Общие положения.
 - II. Цель, критерии и принципы обеспечения ядерной и радиационной безопасности исследовательских ядерных установок.
 - III. Требования по размещению исследовательских ядерных установок.
 - IV. Требования по проектированию исследовательских ядерных установок.
 - V. Требования по сооружению исследовательских ядерных установок.
 - VI. Требования по вводу в эксплуатацию исследовательских ядерных установок.
 - VII. Требования по эксплуатации исследовательских ядерных установок.
 - VIII. Требования по выводу из эксплуатации исследовательских ядерных установок.
 - IX. Мероприятия по защите работников (персонала) и населения в случае аварии на исследовательских ядерных установках.
- Приложение 1. Термины и определения.
 Приложение 2. Требования к содержанию программы обеспечения качества.
 Приложение 3. Требования к структуре и содержанию ООБ.
 Приложение 4. Методические указания по обеспечению радиационной безопасности при вводе в эксплуатацию, эксплуатации и выводе из эксплуатации исследовательских ядерных установок.
 Приложение 5. Требования к содержанию плана мероприятий по защите персонала в случае аварии на ИЯУ.
 Приложение 6. Форма наряда на выполнение ядерно-опасных работ.
 Приложение 7. Нормативные ссылки.

Формирование банка данных по отказам элементов ИЯУ. По аналогии с работающим при ГНЦ НИИАР Центром сбора и анализа информации по безопасности ИЯУ (ЦАИ ИЯУ) отраслевой центр по обращению с ядерными материалами (ОЦОЯМ) при ВНИИЭФ с 2011 г. ведет сбор и анализ информации по отказам элементов ИЯУ, важных для обеспечения ядерной и радиационной безопасности. В ОЦОЯМ ежегодно предоставляется информация, содержащая, в частности, дату обнаружения отказа, внешнее проявление, вид и причину отказа (отказ по общей причине или вследствие старения), классификацию элемента по влиянию на безопасность, меры по устранению отказа, время, затраченное на ремонт.

Список литературы

1. Колесов В. Ф. Аперiodические импульсные реакторы. – Саров: РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2007.
2. Колесов В. Ф., Кувшинов М. И., Воронцов С. В. и др. Критические стенды и импульсные реакторы РФЯЦ-ВНИИЭФ // 65 лет ВНИИЭФ. Физика и техника высоких плотностей энергии: В 2-х выпусках. – Саров: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 2011. Вып. 1. С. 136–164.
3. Воинов А. М., Влох Г. В., Кривоносов В. Н. и др. Стенд критических сборок ИКАР-С. Результаты физического пуска // Труды РФЯЦ-ВНИИЭФ. – Саров: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 2010. Вып. 15. С. 216–223.
4. Мельников С. П., Сизов А. Н., Синянский А. А. Лазеры с ядерной накачкой. Монография. – Саров: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 2008.
5. Кувшинов М. И., Воронцов С. В., Горелов В. И. и др. Тестовые критические эксперименты на установке ФКБН-2М // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. Вып. 2/3. С. 142–150.
6. Воинов М. А., Воронцов С. В., Девяткин А. А. и др. Разработка, эксплуатация, модернизация и экспериментальные возможности импульсных реакторов РФЯЦ-ВНИИЭФ. Доклад на Международной конференции «Исследовательские реакторы в разработке ядерных технологий нового поколения и фундаментальных исследованиях», ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, 2011 г. Эл. версия трудов конференции, СМ-50, 2011 г.
7. Основные достижения РФЯЦ-ВНИИЭФ. 2011. – Саров: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 2012.
8. Пикулина Г. Н., Овчинников М. А., Романов М. Б., Богданов В. Н., Пичугин А. М. Принципы построения и технические возможности автоматизированной системы измерения физических характеристик реактора БИГР // 61-я Международная конференция «Ядро 2011» по проблемам ядерной спектроскопии и структуре атомного ядра. Сборник тезисов. – Саров: РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2011 г. С. 243–244.
9. McLaughlin T. P., Monahan S. P., Pruvost N. L. et al. A Review of Criticality Accidents. 2000 Revision, LA-13638 (2000).
10. Петрукович В. М., Зотов М. В., Журавлева О. П. Методология разработки автоматизированных систем динамического контроля функционального состояния операторов // Вестник Российской Военно-медицинской академии. 2007. № 3(19), приложение. С. 152–153.

Контактная информация –

Воинов Михаил Алексеевич
тел.: (83130)2-87-84, e-mail: voinov_m@yahoo.com

Статья поступила в редакцию 31.08.2012.

Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2012, вып. 3, с. 3–16.

ПРИНЦИПИАЛЬНАЯ КОНСТРУКЦИЯ И НЕЙТРОННЫЕ ПАРАМЕТРЫ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ «БИГР + УФН-П»

**В. Ф. Колесов, В. Х. Хоружий, С. В. Воронцов, А. А. Девяткин, М. И. Кувшинов,
В. В. Сажнов**

ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 607188, г. Саров Нижегородской обл.

Разработана принципиальная конструкция и выполнена серия расчетов статических и динамических нейтронных параметров двухсекционной импульсной установки «БИГР + УФН-П», намечаемой в качестве основного узла облучательной системы с многофункциональным петлевым контуром, предназначенной для испытаний топлива АЭС с различными теплоносителями в нестандартных условиях.

Ключевые слова: двухсекционный импульсный реактор, реактор БИГР, подкритическая сборка, облучательная полость, флюенс нейтронов, коэффициенты нейтронной связи секций.

PRINCIPLE DESIGN AND NEUTRON PARAMETERS OF REACTOR INSTALLATION «BIGR + UFN-P» / V. F. KOLESOV, V. Kh. KHORUZHYY, S. V. VORONTSOV, A. A. DEVYATKIN, M. I. KUVSHINOV, V. V. SAZHNOV // A principle design and a series of calculations of static and dynamic neutron parameters of two-section pulsed installation «BIGR + UFN-P» was developed. It is planned as a basic unit of an irradiation system with a multi-functional loop contour, meant for APP fuel testing with different heat carriers under non-standard conditions.

Key words: a two-section pulsed reactor, reactor BIGR, a subcritical assembly, an irradiation cavity, a neutron fluence, sections neutron coupling factors.

Введение

Современное состояние и перспективы развития ядерной энергетики страны требуют технического перевооружения и модернизации экспериментальной базы отрасли в соответствии с задачами обоснования и повышения безопасности отечественных АЭС и их конкурентоспособности на мировом рынке.

Предполагается, что в России на базе реактора БИГР может быть создана облучательная установка с многофункциональным петлевым контуром для испытаний топлива АЭС с различными теплоносителями в нестандартных условиях. В результате создания такой установки появился бы уникальный комплекс, на котором реализуются возможности для обоснования лицензионных критериев для аварийных ситуаций типа RIA и частично для аварий с потерей теплоносителя типа LOCA.

Установка «БИГР + УФН-П» («Реактор БИГР + Усилитель флюенса нейтронов подкритический») является двухсекционным реактором, способным работать в импульсном и квазиимпульс-

ном режимах. Реактор БИГР (основной компонент рассматриваемого комплекса) относится к классу аperiодических импульсных реакторов (АИР). Он был введен в эксплуатацию в 1977 г. и до сих пор успешно используется как мощный источник n -, γ -излучений для испытания радиационной стойкости различных материалов и изделий и при проведении разнообразных физических экспериментов [1–3].

При ширине импульса на половине высоты $\sim 2 \cdot 10^{-3}$ с реактор БИГР обладает рекордными для быстрых АИР значениями флюенса нейтронов в доступных для облучений объемах:

$\sim 1 \cdot 10^{16}$ см⁻² в центральном канале диаметром ~ 10 см, высотой ~ 55 см;

$\sim 1 \cdot 10^{15}$ см⁻² на внешней поверхности активной зоны (АЗ) диаметром ~ 70 см.

Получение высоких флюенсов быстрых нейтронов в реакторе БИГР обеспечено благодаря использованию дисперсного топлива, состоящего из смеси графита с двуокисью высокообогащенного урана (90 % по ²³⁵U), и оригинальной конструкции АЗ. Активная зона реактора БИГР набрана из

секций в виде дисков, а секции разбиты на коаксиальные кольца. В секциях каждое уран-графитовое кольцо служит опорой для соседнего внутреннего кольца. Внешние кольца секций расположены на кольцевых опорах из нержавеющей стали. Плоскость опоры каждого кольца выполнена на середине его высоты; этим исключается поступательное перемещение колец в осевом направлении при нагревании топлива (и подскок колец на опорах, если бы разогрев АЗ сопровождался динамическими эффектами).

В применении к реактору из уран-графитового топлива кольцевая структура АЗ со свободной подвеской каждого элемента представляется наиболее естественной и даже безальтернативной. В реакторе с АЗ из хрупкого дисперсного материала было бы трудно реализовать силовое крепление АЗ. Кроме того, встретились бы большие трудности при изготовлении массивных топливных деталей с требуемыми свойствами.

Диаметр и высота АЗ в реакторе БИГР равны 76 и 67 см соответственно. В процессе работы при импульсном ядерном нагреве температура АЗ повышается до ~ 900 °С.

Несмотря на указанные высокие параметры импульсов излучений, имеется ряд задач, которые на реакторе БИГР не могут быть решены. К таким задачам относятся облучения сравнительно крупных (до ~ 20 см) блоков и узлов в полях излучений с флюенсами нейтронов до $\sim 5 \cdot 10^{15}$ см⁻², дозами до 10^4 Гр и пространственной неравномерностью облучения, не превышающей 20 %. Облучение на внешнем потоке реактора БИГР заведомо не удовлетворяет этому условию: уже на расстоянии 20 см от поверхности АЗ реактора флюенс нейтронов падает приблизительно в 2 раза.

С целью расширения возможностей реактора БИГР в части испытания большими флюенсами топлива АЭС предлагается оснастить реактор транспортабельной подкритической ядерной сборкой, способной обеспечивать облучение испытываемых образцов в полости диаметром от 15 до 30 см, высотой 100 см при флюенсе нейтронов до $1 \cdot 10^{16}$ см⁻² с показателем неравномерности, не превышающим 10 %. Именно эту функцию и выполняет подкритическая сборка УФН-П.

В первоначальном варианте установки предполагалось, что диаметр полости в УФН-П равен 30 см, толщина графитового отражателя – 50 см. В настоящее время считается более рациональным вариант полости диаметром 15 или 20 см и графитовый отражатель толщиной 50 или 30 см. Уменьшением диаметра полости в УФН-П и воз-

можным уменьшением толщины отражателя преследуется цель уменьшения габаритов и массы УФН-П, снижения его стоимости и повышение управляемости всей установкой.

В статье представлены принципиальная конструкция связанной реакторной установки «БИГР + УФН-П» и результаты расчета ее статических и динамических нейтронных параметров как с первоначальными, так и пониженными размерами полости и отражателя.

1. Принципиальная конструкция установки «БИГР + УФН-П»

Испытательная установка «БИГР + УФН-П» является двухсекционным реактором, составленным из двух геометрически и материально выделенных, нейтронно-связанных, способных работать в импульсном и квазиимпульсном режимах активных зон. УФН-П представляет собой оснащенную органами регулирования подкритическую сборку (ПС).

Свойства двухсекционных реакторов исследовались во многих работах. Начиная с 1950-х гг. с этими устройствами связывали надежды повышения безопасности энергетических реакторов с расширенным воспроизводством топлива и увеличения глубины выгорания топлива. Рассматривались преимущественно реакторы, в которых деления в АЗ вызываются только быстрыми, а в отражателе-blankете, являющемся зоной воспроизводства, – и быстрыми, и тепловыми нейтронами. Теория двухсекционных реакторов была впервые разработана Р. Эйвери в Аргоннской национальной лаборатории (США) и в 1958 г. представлена на Второй Женевской конференции по мирному использованию атомной энергии [4]. Имеется ряд работ других авторов по теории двухсекционных реакторов, а также по экспериментам на стационарных двухсекционных критических сборках.

Двухсекционные реакторы обсуждаются и уже нашли применение также в области аperiodических импульсных реакторов (АИР). Анализ двухсекционных АИР был выполнен в 1970–1971 гг. во ВНИИЭФ В. Ф. Колесовым и С. К. Штаревым [5, 6]. Они показали, что двухсекционные АИР, в частности, их разновидности – связанные системы из АИР и подкритическихборок, способны существенно расширять возможности импульсных экспериментов на реакторах. Оснащение АИР связанной с ним ПС позволяет в зависимости от преследуемых целей или получать более высокие

флюенсы нейтронов в местах облучения образцов, или во много раз увеличивать объем полости.

Позднее ряд схем двухсекционных АИР был реализован в виде действующих установок или заложен в важные проекты, например, в проекты мощных лазеров с ядерной накачкой. Из действующих (или действовавших) установок прежде всего должны быть отмечены:

– запущенный в 1980-х гг. во ВНИИТФ (г. Снежинск) импульсный реактор с двумя АЗ БАРС-5 [7];

– запущенный там же в 1994 г. импульсный реактор с тремя АЗ «БАРС-5 + РУН» [8];

– запущенный в 1995 г. в ФЭИ (г. Обнинск) импульсный реактор с двумя АЗ БАРС-6 [9];

– введенный в действие там же в 1999 г. реакторный «Стенд Б» с тремя АЗ [10];

– связанная система из импульсного реактора ACRR и ПС с большой полостью FREC, действовавшая в лаборатории Сандиа, США (расположена эта система в Айдахо). ПС FREC эксплуатировали последовательно в двух модификациях. Первая версия ПС, названная FREC-I, имела полость диаметром 38 см. В 1988 г. ПС FREC-I была заменена на FREC-II с полостью диаметром 50 см [11].

Указанные двух- и трехсекционные импульсные реакторы предоставили существенные новые возможности для облучения больших узлов различных устройств и отработки конструкций лазеров с ядерной накачкой.

Следует сказать, что проектная реализация установки «БИГР + УФН-П» вначале сталкивалась с трудностями. Расчеты показывали, что ввиду больших размеров УФН-П (эти размеры определяются необходимостью обеспечения требуемых значений коэффициента размножения нейтронов $k_{эф}$) даже такой мощный реактор, как БИГР, не в состоянии создать в ведомой им сборке требуемый уровень флюенса нейтронов. В варианте УФН-П с традиционно открытой боковой поверхностью не удавалось получить в полости требуемый флюенс нейтронов.

Эффективным техническим решением, позволившим обойти указанную трудность, явилось предложенное В. Ф. Колесовым оснащение УФН-П массивным, скошенным с обращенной к БИГРу стороны графитовым отражателем. Оно значительно увеличило коэффициенты нейтронной связи компонентов комплекса k_{12} , k_{21} и, кроме того, ввиду уменьшения объема АЗ УФН-П, существенно увеличило флюенс нейтронов в полости, отнесенный

к одному делению в АЗ БИГР. Это предоставило возможность подъема флюенса нейтронов в полости до требуемого уровня.

Общий вид установки «БИГР + УФН-П» с первоначальными размерами полости и отражателя показан на рис. 1. Вид УФН-П в горизонтальном разрезе показан на рис. 2, в вертикальном разрезе – на рис. 3.

УФН-П установлена на подвижной дистанционно управляемой платформе. Ее габаритные размеры (в см) в первоначальной конфигурации:

высота (макс.)	272;
ширина	192;
глубина	152,4;
длина платформы	~250.

В первоначальном варианте предполагалось, что активная зона УФН-П имеет форму полого цилиндра с наружным диаметром 86 см, внутренним 32 см и высотой 100 см. Предполагалось также, что АЗ будет собрана из шестигранных блоков топливного материала размерами 60–70 мм под «ключ» и высотой 70–100 мм. В качестве топлива намечалось использование гомогенной смеси диоксида урана с обогащением 90 % по изотопу ^{235}U с графитом. Отношение числа ядер С к числу ядер U в смеси (С/U) принималось равным 2200 или 4000. Выбор топливной композиции на основе графитовой матрицы был обусловлен ее хорошей термостойкостью, приемлемыми теплофизическими, ядерными и прочностными свойствами. Топливая композиция на основе диоксида урана и графита обеспечивает работоспособность активной зоны при температурах до ~1000 °С. Как уже говорилось, более поздние варианты УФН-П имеют другие размеры полости и могут иметь отражатель с меньшей толщиной. Отношение числа ядер С к числу ядер U в топливной смеси этих вариантов принималось равным 2000.

В целях создания защиты топлива от окисления, сохранения конфигурации и защиты от механических воздействий, предотвращения выхода в окружающее пространство продуктов деления блоки АЗ УФН-П заключались в защитный чехол из нержавеющей стали (поз. 2 на рис. 3). Нежелательный по ряду причин локальный всплеск делений в периферийной, обращенной к УФН-П области АЗ БИГР хотя бы отчасти предотвращался штатным кадмиевым экраном, размещенным на кожухе реактора, а более радикально – экраном из карбида обогащенного бора, закрепленным на скошенной боковой поверхности УФН-П (см. рис. 2).

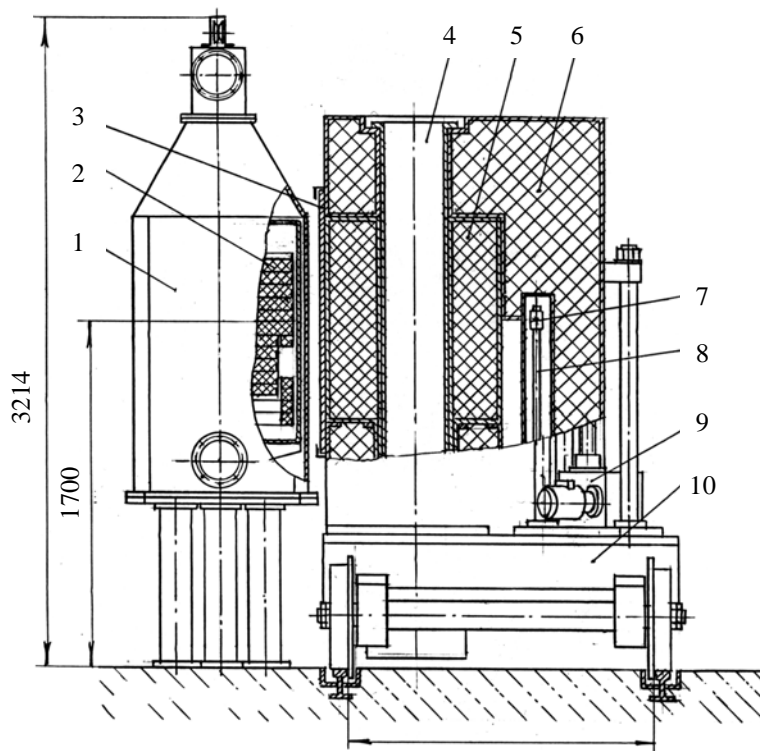


Рис. 1. Схема размещения УФН-П около АЗ реактора БИГР: 1 – реактор БИГР; 2 – активная зона БИГР; 3 – борный экран УФН-П; 4 – экспериментальный канал УФН-П; 5 – активная зона УФН-П; 6 – отражатель графитовый; 7 – нейтронный источник; 8 – механизм нейтронного источника; 9 – привод РБ; 10 – платформа УФН-П

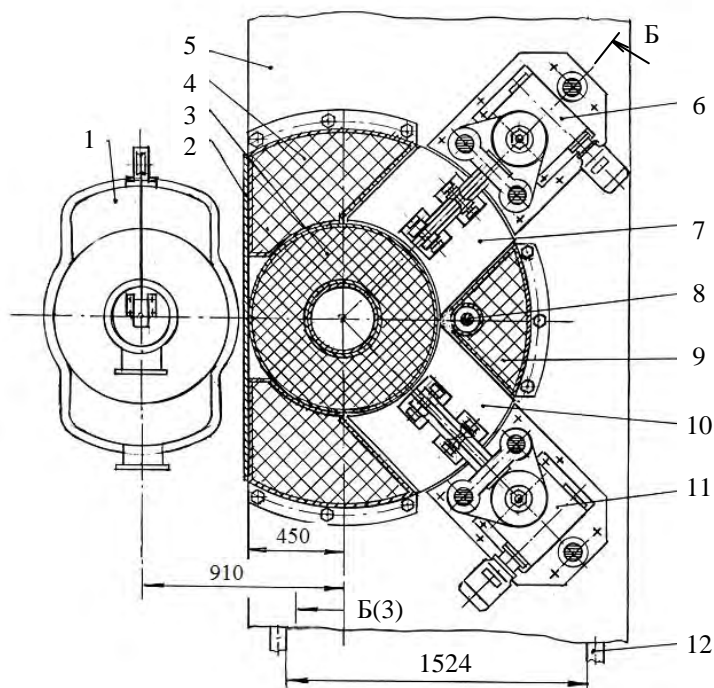


Рис. 2. Горизонтальный разрез АЗ УФН-П: 1 – реактор БИГР; 2 – борный экран УФН-П; 3 – активная зона УФН-П; 4, 9 – отражатель графитовый; 5 – платформа УФН-П; 6, 11 – привод РБ; 7 – регулирующий блок РБ-1; 8 – источник нейтронов; 10 – регулирующий блок РБ-2; 12 – рельсы

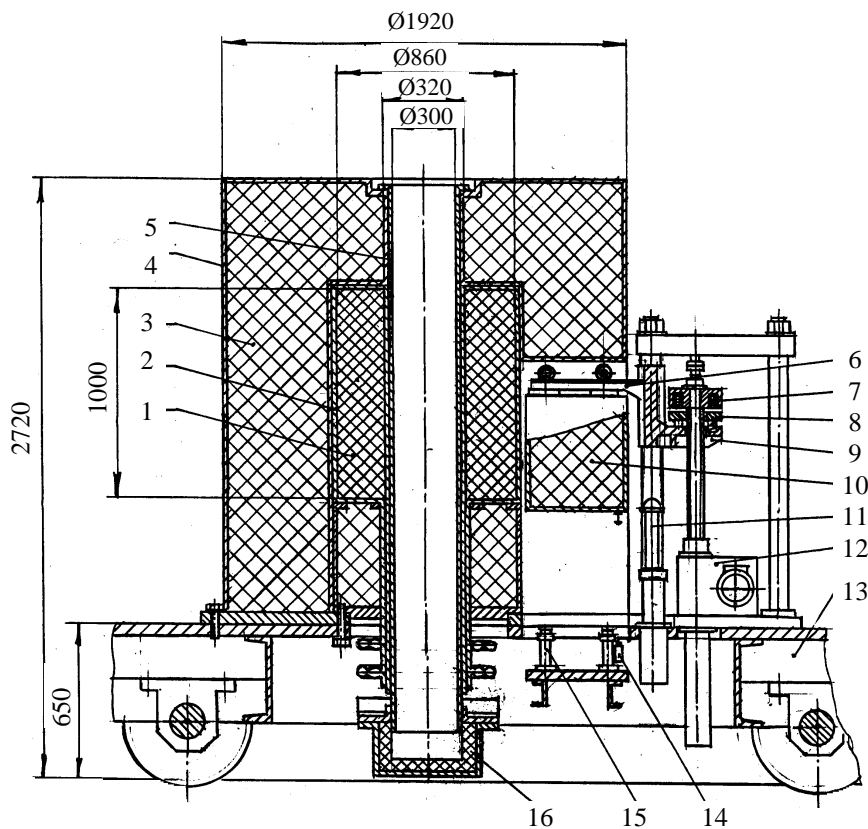


Рис. 3. Вертикальный разрез АЗ УФН-П: 1 – АЗ УФН-П; 2 – чехол АЗ УФН-П; 3 – отражатель графитовый; 4 – чехол отражателя; 5 – экспериментальный канал УФН-П; 6 – траверса; 7 – электромагнит; 8 – якорь электромагнита; 9 – ползун; 10 – регулирующий блок РБ-1; 11 – демпфер гидравлический; 12 – привод РБ; 13 – платформа УФН-П; 14 – выключатель путевой; 15 – опора РБ; 16 – поддон экспериментального канала

В целях регулирования уровня подкритичности сборки и надежного заглушения ее в периоды пребывания в отстойнике в УФН-П были предусмотрены два регулирующих блока (РБ-1 и РБ-2), перемещаемые порознь или синхронно на базе 50 см со скоростью 1 мм/с. РБ-1, РБ-2 представляют собой призматические фрагменты графитового отражателя, размещаемые в удаленной от БИГР области.

2. Расчеты статических и кинетических нейтронных параметров установки «БИГР + УФН-П»

2.1. Первоначальная конфигурация установки с УФН-П, диаметр полости в котором равен 30 толщина графитового отражателя – 50 см

Расчеты статических нейтронных характеристик первоначальной конфигурации установки «БИГР + УФН-П» проводились с помощью про-

граммы С-95 метода Монте-Карло [12]. Кинетические нейтронные характеристики установки определялись с помощью оперативной программы ИЯРФ «Кинрид».

В результате расчетов по программе С-95 были получены для каждой секции системы коэффициенты размножения и времена жизни нейтронов k_j и τ_j , коэффициенты нейтронной связи секций k_{12} , k_{21} , коэффициент гашения реактивности в УФН-П в зависимости от температуры, распределение флюенса нейтронов в осевом канале УФН-П и веса реактивности блоков РБ-1, РБ-2. Было также оценено влияние УФН-П на пространственное распределение плотности делений в АЗ БИГР. Основная часть расчетов была выполнена с нейтронными константами БАС [13], а температурные зависимости нейтронных параметров УФН-П – с константами ENDF/B-VI.

В качестве материала АЗ УФН-П рассматривались уран-графитовые смеси с показателем γ (отношение С/У числа ядер углерода и урана-235 в смеси), равным 1100, 2200 и 4000. Локальный

всплеск делений в периферийной, обращенной к УФН-П области АЗ БИГР понижался с помощью штатного кадмиевого экрана, размещенного на кожухе реактора, а более радикально (если это потребуется) – с помощью экрана из карбида бора, закрепленного на скошенной боковой поверхности УФН-П (см. рис. 2). Используемые в расчетах теплофизические свойства материала АЗ принимались такими же, как у графита. Данные о зависимости энтальпии графита от температуры брались из книги [14].

В результате расчетов было показано, что в рассмотренной конфигурации комплекса «БИГР + УФН-П»:

– флюенс нейтронов в осевом канале УФН-П в зависимости от варианта УФН-П равен $(6-8) \cdot 10^{-4} \text{ см}^{-2}$ на одно деление в его АЗ;

– рассматриваемый как отражатель нейтронов реактор БИГР практически не влияет на реактивность УФН-П, а УФН-П увеличивает реактивность БИГР на $\sim 2\%$;

– приближение УФН-П к реактору БИГР сильно возмущает пространственное распределение плотности делений в АЗ: при штатном кадмиевом экране, размещенном на внешнем кожухе БИГР, температура периферийной области АЗ БИГР, обращенной к УФН-П, повышается в 3,7 раза, а при замене кадмиевого экрана борным ($\text{В}_4\text{С}$) экраном толщиной $0,69 \text{ г/см}^2$ – в 2 раза;

– изменение реактивности УФН-П при опускании на 50 см каждого из блоков РБ-1, РБ-2 (см. рис. 2) равно примерно 6 %.

Значения других статических и кинетических параметров комплекса «БИГР + УФН-П» получены следующими.

В варианте УФН-П с АЗ из уран-графитовой смеси с параметром $\gamma = 4000$, графитовым отражателем толщиной 50 см и штатным кадмиевым экраном, размещенным на внешнем кожухе БИГР: внешний радиус АЗ $\cong 46 \text{ см}$; $k_{12} = 0,049$; $k_{21} = 0,059$; $\tau_2 = 8,6 \cdot 10^{-4}$; коэффициент гашения реактивности $1,299 \cdot 10^{-4} \text{ МДж}^{-1}$ в интервале температур от 16,9 до 307 °С; $0,871 \cdot 10^{-4} \text{ МДж}^{-1}$ в интервале температур от 307 до 597 °С и $0,507 \cdot 10^{-4} \text{ МДж}^{-1}$ в интервале температур от 597 до 887 °С.

В варианте УФН-П с АЗ из уран-графитовой смеси с показателем $\gamma = 2200$, графитовым отражателем толщиной 50 см и штатным кадмиевым экраном: внешний радиус АЗ = 42 см; $k_{12} =$

$= 0,038$; $k_{21} = 0,048$; $\tau_2 = 6,3 \cdot 10^{-4}$; коэффициент гашения реактивности в указанных выше интервалах температур соответственно $1,473 \cdot 10^{-4}$; $0,691 \cdot 10^{-4}$ и $0,345 \cdot 10^{-4} \text{ МДж}^{-1}$.

Получено, что спектр флюенса нейтронов в полости этого варианта УФН-П содержит $\sim 8\%$ тепловых нейтронов, $\sim 9\%$ – с энергией выше 1 МэВ и 29 % – с энергией выше 0,1 МэВ. Пространственная неоднородность флюенса нейтронов в экваториальной плоскости полости не превышает 10 %.

В расчетах переходных процессов комплекса коэффициент гашения реактивности, время жизни мгновенных нейтронов и энерговыделение за импульс в реакторе БИГР принимались равными соответственно $0,695 \cdot 10^{-5} \text{ МДж}^{-1}$; $3,6 \cdot 10^{-7} \text{ с}$ и 280 МДж. Эффективная доля запаздывающих нейтронов $\beta_{\text{эф}}$ как в БИГР, так и в УФН-П предполагалась равной $0,78 \cdot 10^{-2}$.

В табл. 1, 2 представлены параметры импульсов делений в установке «БИГР + УФН-П» с показателем γ разбавления топлива в УФН-П, равным 2200, и с двумя типами экрана при флюенсах нейтронов за импульс в осевой полости УФН-П $4 \cdot 10^{15}$, $6 \cdot 10^{15}$ и $8 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2}$. Приведены энерговыделения Y_2 за импульс в УФН-П, соответствующие этим энерговыделениям средние температуры АЗ УФН-П, требуемые для производства указанных импульсов начальные и стартовые реактивности секций Δk_1 , Δk_2 и комплекса в целом Δk , значения тех же реактивностей в конце импульсов, реактивность δk_1 , которую должен вносить импульсный блок БИГР при генерировании импульсов в предположении 30- или 10-секундного стартового периода разгона комплекса (здесь предполагается, что генерирование импульса производится с помощью органов регулирования реактивности БИГР). Приведенные в табл. 1, 2 реактивности указаны с учетом запаздывающих нейтронов.

Борный экран, в сравнении с кадмиевым, значительно эффективней защищает АЗ БИГР от нежелательных перекосов в пространственном распределении температуры. Вместе с тем замена кадмиевого экрана борным, если таковая потребуется, повлечет за собой неблагоприятное уменьшение коэффициентов связи k_{12} , k_{21} . В случае борного экрана и $\gamma = 2200$ эти коэффициенты получены равными: $k_{12} = 0,0289$, $k_{21} = 0,0395$ (в случае штатного экрана $k_{12} = 0,038$; $k_{21} = 0,0480$).

Таблица 1

Параметры импульсов делений в комплексе «БИГР + УФН-П» с показателем разбавления топлива γ , равным 2200 ($Y_1 = 280$ МДж; имеется штатный кадмиевый экран БИГР)

Параметр		Флюенс нейтронов в осевой полости УФН-П, см ⁻²		
		4·10 ¹⁵	6·10 ¹⁵	8·10 ¹⁵
Y ₂ , МДж		143,5	215,25	287
Средняя температура АЗ УФН-П, °С		168	244	289
Начальные реактивности ×100	Δk_1	-1,25	-2,22	-3,20
	Δk_2	-7,71	-4,06	-1,97
	Δk	0,875	1,23	1,73
Стартовые реактивности ×100 (стартовый период разгона 30 с)	Δk_1	-2,14	-4,14	-8,35
	Δk_2	-7,71	-4,06	-1,97
	Δk	0,172	0,172	0,172
	δk_1	0,89 (1,1 $\beta_{эф}$)	1,92 (2,5 $\beta_{эф}$)	5,2 (6,6 $\beta_{эф}$)
Стартовые реактивности ×100 (стартовый период разгона 10 с)	Δk_1	-1,96	-3,86	-7,68
	Δk_2	-7,71	-4,06	-1,97
	Δk	0,312	0,312	0,312
	δk_1	0,71 (0,9 $\beta_{эф}$)	1,64 (2,1 $\beta_{эф}$)	4,48 (5,7 $\beta_{эф}$)
Реактивности в конце импульса ×100	Δk_1	-1,44	-2,42	-3,39
	Δk_2	-9,82	-7,23	-6,20
	Δk	0,348	0,079	-0,299
Ширина импульса в УФН-П на половине высоты, мс		580	195	128

Таблица 2

Параметры импульсов делений в комплексе «БИГР + УФН-П» с показателем разбавления топлива γ , равным 2200 ($Y_1 = 280$ МДж; имеется экран из карбида бора)

Параметр		Флюенс нейтронов в осевой полости УФН-П, см ⁻²		
		4·10 ¹⁵	6·10 ¹⁵	8·10 ¹⁵
Y ₂ , МДж		145	217,5	290
Средняя температура АЗ УФН-П, °С		155	223	292
Начальные реактивности ×100	Δk_1	-0,80	-1,55	-2,30
	Δk_2	-5,96	-2,88	-1,08
	Δk	0,872	1,23	1,75
Стартовые реактивности ×100 (стартовый период разгона 30 с)	Δk_1	-1,69	-3,56	-8,96
	Δk_2	-5,96	-2,88	-1,08
	Δk	0,172	0,172	0,172
	δk_1	0,89 (1,1 $\beta_{эф}$)	2,01 (2,6 $\beta_{эф}$)	6,7 (8,5 $\beta_{эф}$)
Стартовые реактивности ×100 (стартовый период разгона 10 с)	Δk_1	-1,51	-3,26	-7,90
	Δk_2	-5,96	-2,88	-1,08
	Δk	0,312	0,312	0,312
	δk_1	0,71 (0,9 $\beta_{эф}$)	1,71 (2,2 $\beta_{эф}$)	5,6 (7,2 $\beta_{эф}$)
Реактивности в конце импульса ×100	Δk_1	-0,99	-1,74	-2,49
	Δk_2	-8,10	-6,09	-5,35
	Δk	0,357	0,102	-0,251
Ширина импульса в УФН-П на половине высоты, мс		587	193	128

Из табл. 1, 2 следует, что производство импульсов с флюенсом $8 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2}$ во всех случаях, в особенности при наличии борного экрана, может осуществляться лишь при относительно небольших подкритичностях и значительном запасе реактивности у импульсного блока БИГР. Наличие борного экрана во всех случаях приводит к заметному ухудшению параметров установки, выражающемуся, главным образом, в снижении уровня подкритичности УФН-П. Обращает на себя внимание сильная зависимость подкритичности УФН-П и требуемого запаса реактивности импульсного блока БИГР от уровня флюенса нейтронов. Так при снижении флюенса на 25 %, т. е. до $6 \cdot 10^{15} \text{ нейтр./см}^2$, глубина подкритичности УФН-П увеличивается в 2–3 раза, а требуемый запас реактивности импульсного блока уменьшается примерно в 2,5 раза.

Ввод необходимой избыточной реактивности при генерировании импульса делений в комплексе «БИГР + УФН-П» может быть реализован с помощью модернизированного импульсного блока, перемещаемого в осевом канале АЗ реактора БИГР. Существующая штатная система импульсного блока в БИГР включает варианты с вводом реактивности от 0,8 до $1,7\beta_{\text{эф}}$. Возможно также использование блока с реактивностью $2,8\beta_{\text{эф}}$.

При модернизации БИГР можно простыми средствами реализовать быстрый пневматический ввод (вывод) импульсного блока с изменением реактивности БИГР до $10\beta_{\text{эф}}$. Эта оценка выполнена на основании экспериментальных данных, полученных при физическом пуске реактора и при его эксплуатации. В случае, если бы не удалось обеспечить требуемый ресурс реактивности импульсного блока БИГР, генерирование импульса можно было бы осуществлять с помощью одного из РБ УФН-П.

2.2. Установка с УФН-П, диаметр полости в котором равен 15 или 20 см, толщина графитового отражателя – 30 см

В первой измененной конфигурации установки «БИГР + УФН-П» принято, что диаметр полости в УФН-П равен 15 или 20 см, высота АЗ и толщина графитового отражателя равны 100 и 30 см соответственно, отношение числа ядер углерода и изотопов ^{235}U в топливе равно 2000. Предполагалось, что между активными зонами БИГР и УФН-П устанавливается экран из насыпного карбида природного бора толщиной 0,5 см (поверхностная плотность $^{10}\text{B} \sim 0,03 \text{ г/см}^2$) или такой же толщины

экран из металлического бора с обогащением по ^{10}B 85 % (поверхностная плотность $^{10}\text{B} \sim 0,85 \text{ г/см}^2$).

Расчеты статических нейтронных характеристик трехмерной конфигурации установки «БИГР + УФН-П» проводились с помощью программы С-007 метода Монте-Карло [15] в двухзонном приближении [16]. Гашение реактивности в реакторе БИГР и УФН-П рассчитывалось с учетом зависимости теплофизических параметров АЗ от температуры. Для реактора БИГР согласно [17]

$$k_{11}(t) = k_{11}(0) - 8,666 \cdot 10^{-6} Y_1 + 0,1666 \cdot 10^{-6} Y_1^{3/2} - 5,9 \cdot 10^{-12} Y_1^3,$$

где $Y_1(t)$ измеряется в МДж.

Для УФН-П с полостью диаметром 15 см

$$k_{22}(t) = k_{22}(0) - 8,8031 \cdot 10^{-5} \Theta_2 + 4,1842 \cdot 10^{-7} \Theta_2^{1,59};$$

для УФН-П с полостью диаметром 20 см

$$k_{22}(t) = k_{22}(0) - 8,6965 \cdot 10^{-5} \Theta_2 + 3,4518 \cdot 10^{-7} \Theta_2^{1,61},$$

где $\Theta_2(t)$ – максимальное повышение температуры в УФН-П, соответствующее энерговыделению $Y_2(t)$. Θ_2 определялось с использованием следующей аналитической аппроксимации зависимости теплоемкости графита от температуры, отсчитываемой от 20°C ,

$$C(\Theta) = (A\Theta + B)^\gamma \text{ Дж}\cdot\text{г}^{-1}\cdot\text{град}^{-1}, \\ A = 0,010348, B = 0,24295, \gamma = 0,27.$$

Эта аппроксимация с точностью 3–4 % описывает экспериментальную зависимость теплоемкости при температурах от 0°C до 1700°C [18] и позволяет получить аналитическое выражение для энтальпии

$$H(\Theta) = \int_0^\Theta d\Theta' C(\Theta') = \frac{1}{A(\gamma+1)} \left[(A\Theta + B)^{\gamma+1} - B^{\gamma+1} \right], \\ \text{Дж}\cdot\text{г}^{-1}.$$

В последующем полученные интегральные уравнения кинетики сводились к дифференциальным и интегрировались с помощью метода Гира [19].

Основная часть расчетов была выполнена с нейтронными константами ENDF/B-VI.

Спектр флюенса нейтронов, рассчитанный для центра полости УФН-П, представлен в табл. 3. Спектр содержит ~8 % тепловых нейтронов и ~30 % – с энергией выше $0,1 \text{ МэВ}$. Внешний радиус АЗ УФН-П в вариантах с полостями 15 и 20 см получен равным 38,5 см и 41 см соответственно.

Таблица 3

Спектр флюенса нейтронов в центре УФН-П

$E_{i-1} - E_i$	ΔF_i
0 – 0,215 эВ	0,087
0,215 – 4,65 эВ	0,105
4,65 – 100 эВ	0,126
0,1 – 1 кэВ	0,114
1 – 10 кэВ	0,128
10 – 100 кэВ	0,143
0,1 – 0,4 МэВ	0,103
0,4 – 1,4 МэВ	0,116
1,4 – 4 МэВ	0,068
4 – 14 МэВ	0,010

В расчетах переходных процессов комплекса энерговыделение за импульс в реакторе БИГР принималось равным 280 МДж. Эффективная доля запаздывающих нейтронов $\beta_{эф}$ как в БИГР, так и в УФН-П, равнялась $0,78 \cdot 10^{-2}$.

Полученные в расчетах значения коэффициентов нейтронной связи активных зон k_{12} , k_{21} в установке «БИГР + УФН-П» в случае полостей диаметром 15 или 20 см и экранов из насыпного карбида природного бора или металлического обогащенного бора приведены табл. 4. Параметры установки «БИГР + УФН-П» и импульсов делений в ней при тех же условиях представлены в табл. 5, 6. В этих таблицах приведены энерговыделения Y_1 , Y_2 за импульс и значения коэффициента размножения нейтронов k_{11} , k_{22} в БИГР и УФН-П соответственно, полный для установки коэффициент размножения нейтронов $k_{эф}$, ширина импульса на половине высоты $\theta_{1/2}$ в сборке УФН-П и в ней же максимальные значения флюенса нейтронов в полости за импульс F_2 и температуры в АЗ T_2 .

Картины изменения мощности в импульсах делений в компонентах установки «БИГР + УФН-П» показаны на рис. 4–7.

Таблица 4

Коэффициенты нейтронной связи активных зон в установке «БИГР + УФН-П»

Коэффициенты связи	$^{10}\text{B} \sim 0,03 \text{ г/см}^2$		$^{10}\text{B} \sim 0,85 \text{ г/см}^2$	
	Полость диаметром 15 см	Полость диаметром 20 см	Полость диаметром 15 см	Полость диаметром 20 см
k_{12}	0,0282	0,0258	0,0170	0,0155
k_{21}	0,0315	0,0325	0,0238	0,0244

Таблица 5

Параметры установки «БИГР + УФН-П» и импульсов делений в УФН-П в случае слабого экрана ($^{10}\text{B} \sim 0,03 \text{ г/см}^2$)

Y_1 , МДж	Y_2 , МДж	$k_{эф}$	k_{11}	k_{22}	$\theta_{1/2}$, мс	F_2 , 10^{16} см^{-2}	T_2 , °C
БИГР+УТС(полость диаметром 15см)							
280	78	1,00859	1,00041	0,90	90,7	0,33	142
281	85	1,00869	0,99969	0,91	97,5	0,36	152
280	94	1,00882	0,99882	0,92	105	0,40	163
280	104	1,00901	0,99777	0,93	111	0,44	176
280	117	1,00929	0,99647	0,94	115	0,50	192
279	132	1,00971	0,99483	0,95	117	0,56	211
279	153	1,01036	0,99272	0,96	115	0,65	236
280	181	1,01140	0,98994	0,97	110	0,77	268
281	220	1,01304	0,98615	0,98	102	0,94	310
280	272	1,01555	0,98078	0,99	92,1	1,16	365
279	348	1,01924	0,97307	1,00	80,0	1,48	442
БИГР+УТС(полость диаметром 20см)							
281	81	1,00855	1,00083	0,90	90,4	0,29	135
280	88	1,00863	1,00013	0,91	98,9	0,32	143
280	97	1,00875	0,99930	0,92	106	0,35	154
280	108	1,00892	0,99830	0,93	114	0,39	166
281	121	1,00918	0,99706	0,94	118	0,44	182
279	138	1,00956	0,99548	0,95	121	0,50	200
280	160	1,01017	0,99346	0,96	120	0,58	224
281	190	1,01114	0,99076	0,97	116	0,69	254
280	230	1,01270	0,98706	0,98	107	0,84	294
280	287	1,01514	0,98179	0,99	96,4	1,04	349
281	371	1,01879	0,97417	1,00	83,3	1,35	426

Параметры установки «БИГР + УФН-П» и импульсов делений
в УФН-П в случае сильного экрана ($^{10}\text{В} \sim 0,85 \text{ г/см}^2$)

Y_1 , МДж	Y_2 , МДж	$k_{эф}$	k_{11}	k_{22}	$\theta_{1/2}$, мс	F_2 , 10^{16}см^{-2}	T_2 , °С
Полость диаметром 15 см							
281	60	1,00840	1,00467	0,90	56,2	0,26	117
281	65	1,00844	1,00433	0,91	63,9	0,28	125
281	72	1,00849	1,00392	0,92	72,7	0,31	134
281	80	1,00857	1,00342	0,93	82,3	0,34	145
281	90	1,00869	1,00280	0,94	92,1	0,38	158
280	103	1,00888	1,00201	0,95	101	0,44	175
280	120	1,00920	1,00098	0,96	108	0,51	195
280	142	1,00977	0,99960	0,97	111	0,60	223
280	174	1,01080	0,99766	0,98	109	0,74	259
279	219	1,01269	0,99486	0,99	101	0,93	310
281	290	1,01600	0,99071	1,00	88,6	1,24	383
Полость диаметром 20 см							
279	61	1,00838	1,00489	0,90	54,9	0,22	110
279	66	1,00841	1,00457	0,91	62,9	0,24	117
280	74	1,00846	1,00419	0,92	71,7	0,27	126
280	82	1,00853	1,00371	0,93	81,6	0,30	136
279	92	1,00863	1,00312	0,94	93,0	0,33	148
281	106	1,00881	1,00238	0,95	102	0,38	165
281	124	1,00910	1,00140	0,96	111	0,45	185
279	147	1,00961	1,00006	0,97	115	0,53	210
281	182	1,01058	0,99821	0,98	113	0,66	246
279	230	1,01237	0,99546	0,99	106	0,84	294
281	306	1,01560	0,99136	1,00	92,5	1,11	367

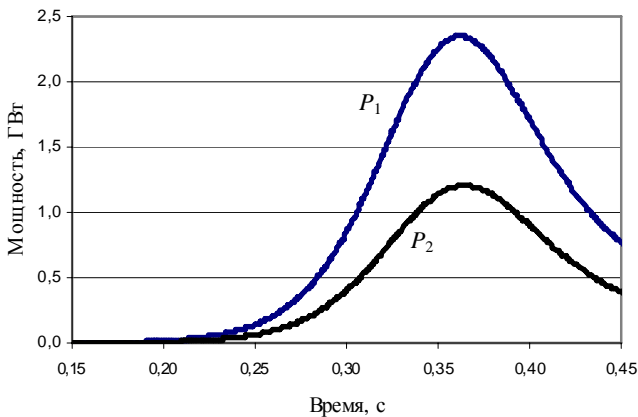


Рис. 4. Зависимость от времени мощности компонентов в установке «БИГР + УФН-П» с полостью диаметром 15 см, сильным экраном ($^{10}\text{В} - 0,85 \text{ г/см}^2$) и $k_{22} = 0,97$:
 P_1 — мощность БИГР; P_2 — мощность УФН-П

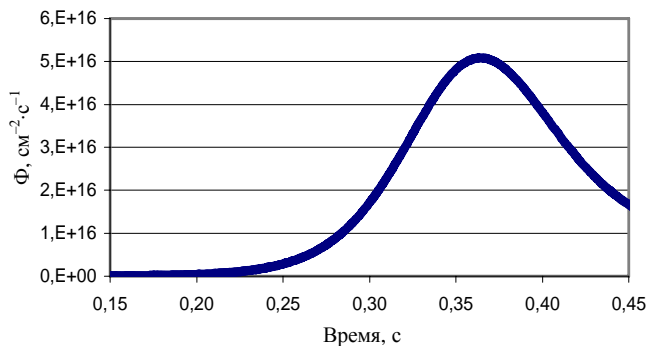


Рис. 5. Плотность потока нейтронов Φ в центре полости УФН-П в установке «БИГР + УФН-П» с полостью диаметром 15 см, сильным экраном ($^{10}\text{В} - 0,85 \text{ г/см}^2$) и $k_{22} = 0,97$

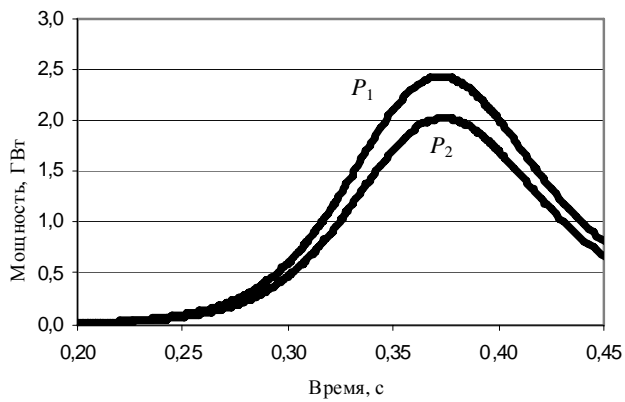


Рис. 6. Зависимость от времени мощности компонентов в установке «БИГР + УФН-П» с полостью диаметром 20 см, сильным экраном ($^{10}\text{B} - 0,85 \text{ г/см}^2$) и $k_{22} = 0,99$: P_1 — мощность БИГР; P_2 — мощность УФН-П

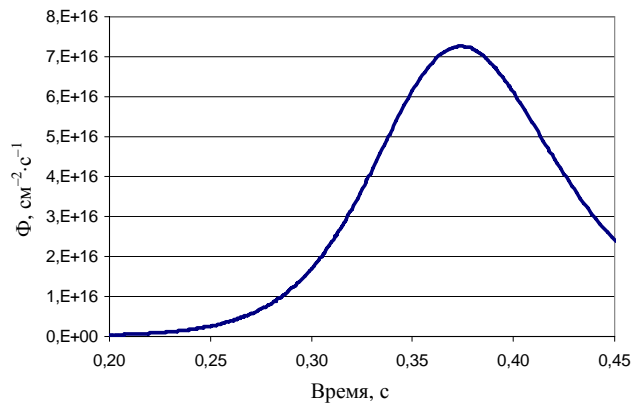


Рис. 7. Плотность потока нейтронов Φ в центре полости УФН-П в установке «БИГР + УФН-П» с полостью диаметром 20 см, сильным экраном ($^{10}\text{B} - 0,85 \text{ г/см}^2$) и $k_{22} = 0,99$

Таблица 7

Параметры установки «БИГР + УФН-П» и импульсов на запаздывающих нейтронах в УФН-П в варианте полости диаметром 20 см и экрана ($^{10}\text{B} \sim 0,85 \text{ г/см}^2$)

Y_1 , МДж	Y_2 , МДж	k_{11}	k_{22}	$\theta_{1/2}$, с	F_2 , 10^{16} см^{-2}	T_2 , °С
Начальный период разгона = 30 с, $k_{3\Phi} = 1,00148$						
280	141	0,99380	0,96	101	0,51	203
250	156	0,99108	0,97	104	0,57	221
Начальный период разгона = 10 с, $k_{3\Phi} = 1,00266$						
280	103	0,99533	0,94	220	0,37	161
248	108	0,99413	0,95	224	0,39	166
178	95	0,99236	0,96	226	0,34	152
104	73	0,98947	0,97	226	0,26	126

Экран из металлического обогащенного бора, в сравнении с экраном из насыпного карбида природного бора, значительно эффективней защищает АЗ БИГР от нежелательных перекосов в пространственном распределении температуры. Вместе с тем замена экрана второго типа экраном первого типа, если таковая потребуется, повлечет за собой неблагоприятное уменьшение коэффициентов связи k_{12} , k_{21} . В случае экрана из насыпного карбида природного бора эти коэффициенты получены равными: $k_{12} = 0,0258$, $k_{21} = 0,0325$, а в случае экрана из металлического обогащенного бора — $k_{12} = 0,0155$, $k_{21} = 0,0244$.

В табл. 7 приведены параметры импульсов делений на запаздывающих нейтронах, реализующиеся в установке «БИГР + УФН-П» с сильным экраном ($^{10}\text{B} \sim 0,85 \text{ г/см}^2$) и с полостью в УФН-П 20 см.

Данные табл. 5, 6 показывают, что при начальной подкритичности сборки с полостью диаметром 20 см на уровне 1–2 % в установке

с экраном из насыпного карбида бора могут генерироваться импульсы с флюенсом нейтронов $1,04 \cdot 10^{16} \text{ см}^{-2}$ и $0,84 \cdot 10^{16} \text{ см}^{-2}$, а в установке с экраном из металлического обогащенного бора — $0,84 \cdot 10^{16} \text{ см}^{-2}$ и $0,66 \cdot 10^{16} \text{ см}^{-2}$. Как видим, присутствие более сильного борного экрана приводит к заметному ухудшению параметров установки, выражающемуся, главным образом, в снижении уровня флюенса нейтронов при заданной подкритичности УФН-П.

Ширина на половине высоты указанных импульсов составляет, соответственно, (96,4–113) мс.

В установке «БИГР + УФН-П» с диаметром полости 15 см в сравнении с установкой, диаметр полости в которой равен 20 см, при тех же подкритичностях УФН-П на уровне 1–2 % и экранах ширина на половине высоты указанных импульсов уменьшится примерно на 5 %, а флюенс нейтронов в полости повысится примерно на 12 %.

Максимальная температура топлива в сборке УФН-П в указанных импульсах будет равняться

246–365 °С, а энерговыделение за импульс 174–287 МДж. Загрузка обогащенного урана в АЗ УФН-П при диаметре полости 15 и 20 см составит 8,28 и 9,18 кг соответственно.

2.3. Установка с УФН-П, диаметр полости в котором равен 15 или 20 см, толщина графитового отражателя – 50 см

Была рассчитана также установка, конфигурация которой отличалась от первоначальной лишь уменьшенным, равным 15 или 20 см, диаметром полости. Толщина графитового отражателя в этом случае, как и в первоначальном варианте, принималась равной 50 см.

Получено, что в конфигурации с полостью диаметром 15 см внешний радиус АЗ УФН-П равен 34 см, масса урана в АЗ – 6,38 кг, максимальное повышение температуры топлива и максимальный флюенс нейтронов в полости связаны с энерговыделением в импульсе как $1,43\text{ }^{\circ}\text{С}\cdot\text{МДж}^{-1}$ и $4,7\cdot 10^{13}\text{ см}^{-2}\cdot\text{МДж}^{-1}$ соответственно. Для конфигурации с полостью диаметром 20 см значения аналогичных характеристик равны 36 см, 6,94 кг, $1,32\text{ }^{\circ}\text{С}\cdot\text{МДж}^{-1}$ и $4,1\cdot 10^{13}\text{ см}^{-2}\cdot\text{МДж}^{-1}$.

Другие параметры установки «БИГР + УФН-П» и импульсов делений в УФН-П в случае полости диаметром 15 или 20 см и графитового отражателя толщиной 50 см приведены в табл. 8.

Если сравнить параметры установки «БИГР + УФН-П», приведенные в настоящем разделе и в разделе 2.1, то можно увидеть, что предложен-

ное уменьшение диаметра полости в УФН-П от 30 см до (15–20) см имеет следствием:

- значительное повышение доминирующей роли реактора БИГР в комплексе, что выражается, в частности, в увеличении флюенса нейтронов за импульс в полости УФН-П при заданном уровне подкритичности сборки;
- уменьшение объема и массы АЗ УФН-П, а также объема и массы всей сборки;
- уменьшение массы обогащенного урана в АЗ УФН-П.

Очень важно также, что достигаемое путем уменьшения диаметра полости повышение доминирующей роли реактора БИГР приведет к упрощению задачи управления комплексом, а именно – к снижению жестких требований к запасу реактивности органов управления как самого реактора БИГР, так и сборки УФН-П.

Оптимальной в отношении достижимого за импульс уровня флюенса нейтронов является конфигурация УФН-П с полостью диаметром 15 см и отражателем толщиной 50 см. Максимальное значение флюенса нейтронов в этой конфигурации равняется $1,321\cdot 10^{16}\text{ см}^{-2}$, что примерно на 35 % выше максимального флюенса нейтронов в первоначальной конфигурации УФН-П с полостью диаметром 30 см и отражателем толщиной 50 см. Конфигурация УФН-П с полостью диаметром 15 см и более легким в сравнении с оптимальной сборкой отражателем, т. е. с отражателем толщиной 30 см, имеет в сравнении с ней примерно на 15 % меньшее значение максимального флюенса.

Таблица 8

Параметры установки «БИГР + УФН-П» и импульсов делений в УФН-П в случае полости диаметром 15 или 20 см и графитового отражателя толщиной 50 см

Экран с плотностью $^{10}\text{В}$ 0,03 г/см ²		Экран с плотностью $^{10}\text{В}$ 0,85 г/см ²	
$\Delta k_2 = -0,01$		$\Delta k_2 = -0,02$	
Диаметр полости 15 см			
$k_{12} = 0,0326; k_{21} = 0,0326$		$k_{12} = 0,0252; k_{21} = 0,0252$	
$Y_2, \text{МДж}$	281,1	226,8	232,8
$T_2, \text{ }^{\circ}\text{С}$	402	324,3	332,9
$F_2, \text{ см}^{-2}$	$1,321\cdot 10^{16}$	$1,066\cdot 10^{16}$	$1,094\cdot 10^{16}$
Диаметр полости 20 см			
$k_{12} = 0,0333; k_{21} = 0,0333$		$k_{12} = 0,0258; k_{21} = 0,0258$	
$Y_2, \text{МДж}$	293,7	235,8	244,2
$T_2, \text{ }^{\circ}\text{С}$	388	311	322
$F_2, \text{ см}^{-2}$	$1,204\cdot 10^{16}$	$1,108\cdot 10^{16}$	$1,148\cdot 10^{16}$
			$0,901\cdot 10^{16}$

Заключение

Разработана принципиальная конструкция и выполнена серия расчетов статических и динамических нейтронных параметров двухсекционной установки «БИГР + УФН-П» с несколькими значениями диаметра полости и толщины графитового отражателя в подкритической сборке УФН-П. Программой инновационного развития и технологической модернизации экспериментальной базы ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ» указанная установка намечена в качестве основного узла облучательной установки с многофункциональным петлевым контуром, предназначенной для испытаний топлива АЭС с различными теплоносителями в нештатных условиях.

В результате расчетов получено, что среди рассмотренных вариантов УФН-П оптимальной в отношении достижимого в полости флюенса нейтронов, габаритов сборки и массы топлива, стоимости и управляемости всей установкой является сборка с АЗ из уран-графитового материала с равным 2000 отношением чисел ядер С и ^{235}U , высотой 100 см, полостью диаметром 15 см и графитовым отражателем толщиной 50 см. Эта сборка характеризуется:

- практически однородным радиальным распределением флюенса нейтронов в полости;
- спектром нейтронов, содержащим ~8 % тепловых нейтронов и ~30 % нейтронов с энергией выше 0,1 МэВ;
- внешним радиусом активной зоны 38,5 см;
- загрузкой в АЗ урана 90 %-ного обогащения по ^{235}U 8,28 кг.

Предложенное уменьшение диаметра полости в УФН-П от 30 см до 15 см имеет следствием:

- значительное повышение доминирующей роли реактора БИГР в комплексе, что выражается, в частности, в увеличении флюенса нейтронов за импульс в полости УФН-П при заданном уровне подкритичности сборки;
- уменьшение объема и массы АЗ УФН-П, а также объема и массы всей сборки;
- уменьшение массы обогащенного урана в АЗ УФН-П.

Очень важно также, что достигаемое путем уменьшения диаметра полости повышение доминирующей роли реактора БИГР приведет к упрощению задачи управления установкой, а именно – к снижению жестких требований к ресурсу реактивности органов управления как самого реактора БИГР, так и сборки УФН-П.

Максимальное значение флюенса нейтронов в оптимальной конфигурации УФН-П равняется $1,32 \cdot 10^{16} \text{ см}^{-2}$, что примерно на 35 % выше максимального флюенса нейтронов в первоначальной конфигурации УФН-П с полостью диаметром 30 см и отражателем толщиной 50 см. Конфигурация УФН-П с полостью диаметром 15 см и более легким в сравнении с оптимальной сборкой отражателем, т. е. отражателем толщиной 30 см, имеет в сравнении с ней примерно на 15 % меньшее значение флюенса.

Таким образом, в результате выполненной работы получено обоснование возможности создать требуемую лабораторную облучательную установку с флюенсом нейтронов до $1,3 \cdot 10^{16} \text{ см}^{-2}$ и длительностью ≥ 90 мс в полости диаметром 15 см и высотой 100 см, с показателем радиальной неравномерности флюенса, не превышающим 10 %.

Список литературы

1. Харитон Ю. Б., Воинов А. М., Колесов В. Ф. и др. Аperiodические исследовательские импульсные реакторы // Вопросы современной экспериментальной и теоретической физики.– Ленинград: Наука, 1984. С. 103–119.
2. Кувшинов М. И., Колесов В. Ф., Смирнов И. Г. Аperiodический импульсный реактор БИГР // ВАНТ. Сер. Импульсные реакторы и простые критические сборки, 1988. Вып. 1. С. 3–12.
3. Колесов В. Ф. Аperiodические импульсные реакторы, т. 1, 2. – Саров: РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2007.
4. Avery R. Theory of coupled reactors. – Proceedings of the Second United Nations International Conf. on the peaceful uses of atomic energy, held in Geneva 1–13 Sept. 1958, vol. 12, p. 182–191.
5. Колесов В. Ф., Петров Ю. В., Штарев С. К. Кинетика системы связанных импульсных реакторов // Атомная энергия, 1975, т. 39, вып. 6, с. 392–396.
6. Колесов В. Ф., Штарев С. К. О расчетах переходных процессов в системах связанных импульсных реакторов // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1991, вып. 2, с. 27–47.
7. Снопков А. А., Черашев В. И., Литвин В. И. и др. Протяженный нейтронный источник на базе двухсекционного импульсного реактора БАРС-5 // Материалы международной конференции "Физика ядерно-возбуждаемой плазмы и проблемы лазеров с ядерной накачкой". – Обнинск, 1992. Т. 1. С. 144–156.

8. Леваков Б. Г., Лукин А. В., Магда Э. П. и др. Импульсные ядерные реакторы РФЯЦ-ВНИИТФ. – Снежинск: Изд-во РФЯЦ-ВНИИТФ, 2002.

9. Гулевич А. В., Дьяченко П. П., Зродников А. В., Кухарчук О. Ф. Связанные реакторные системы импульсного действия. – М.: Энергоатомиздат, 2003.

10. Дьяченко П. П., Еловский О. А., Прохоров Ю. А. и др. Реакторно-лазерный комплекс «Стенд Б» // Атомная энергия, 2000, т. 88, вып. 5, с. 337–342.

11. Rubio R. A., Cooper P. J., Schulze J. F. et al. FREC-II: an upgrade to SNL Annular Core Research Reactor. – Trans. Amer. Nucl. Soc., 1989, vol. 59 (Suppl.1), p. 55–56.

12. Донской Е. Н., Ельцов В. А., Житник А. К. и др. Метод Монте-Карло во ВНИИЭФ // ВАНТ. Сер. Математическое моделирование физических процессов, 1993, вып. 2. С. 61–64.

13. Васильев А. П., Кандиев Я. З., Читайкин В. И. Расчеты некоторых опытов на системах из ^{235}U и ^{238}U со спектральными нейтронными константами БАС // Нейтронная физика. М.: ЦНИИ-атоминформ, 1984. Т. 2. С. 119–123.

14. Вяткин С. Е., Деев А. Н., Нагорный В. Г. и др. Ядерный графит. – М.: Атомиздат, 1967.

15. Житник А. К., Донской Е. Н., Огнев С. П. и др. Методика С-007 решения методом Монте-Карло связанных линейных уравнений переноса

нейтронов, гамма-квантов, электронов и позитронов // ВАНТ. Сер. Математическое моделирование физических процессов, 2011, вып. 1, с. 17–24.

16. Хоружий В. Х. К расчету пространственно-временной кинетики ИЯР и бустера // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1989, вып. 1, с. 3–7.

17. Колесов В. Ф., Интяпина Е. В. Уточненные уравнения динамики импульсного реактора БИГР // Там же, 2010, вып. 2, с. 22–42.

18. Уббеладзе А. Р., Льюис Ф. А. Графит и его кристаллические соединения. – М.: Мир, 1965.

19. Хоружий В. Х., Колесов В. Ф. Решение уравнений многозонной реакторной кинетики с автоматическим выбором шага счета // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1997, вып. 2, с. 22–24.

Контактная информация –

Колесов Владимир Федорович,
главный научный сотрудник ИЯРФ,
РФЯЦ-ВНИИЭФ

тел. (831 30) 2-75-11, e-mail: kolesov@expd.vniief.ru

Статья поступила в редакцию 31.08.2012.

Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2012, вып. 3, с. 17–30.

СПЕКТРАЛЬНЫЙ ФАКТОР В ГАММА-ДИАГНОСТИКЕ ПОЛЕЙ ИЗЛУЧЕНИЙ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК ВНИИЭФ

А. С. Кошелев, В. Х. Хоружий

ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ» 607188, г. Саров Нижегородской обл.

Представлены результаты расчета по методике С-007 прогнозного ожидания спектрально-обусловленных различий дозовых показаний γ -детекторов ДТС, ИС-7 (методика ИКС), КГК-2 и ВЭД-2 для 12 γ -композиций полей излучений реакторных установок ВНИИЭФ и двух изотопных источников ^{60}Co и ^{137}Cs .

Ключевые слова: спектр γ -квантов, доза, мощность дозы.

SPECTRAL FACTOR IN GAMMA-DIAGNOSTICS OF RADIATION FIELDS IN VNIIEF REACTOR FACILITIES / A. S. KOSHELEV, V. KH. KHORUZHYY // There are presented the results of calculation performed with the aid of C-007 technique of forecasting expectation of spectrally conditioned differences in dose readings of γ -detectors DTS, IS-7 (IKS technique), KGK-2 and VEH-2 for 12 γ -compositions of radiation fields in VNIIEF reactor facilities and two isotopic sources of ^{60}Co and ^{137}Cs .

Key words: spectrum of γ -quanta, dose, dose rate.

Введение

В интересах расширения возможностей диагностирования γ -составляющей полей излучений, базировавшихся ранее исключительно на использовании дозиметров интегрального типа (с фиксацией только суммарного дозового отклика) ИС-7 (метод ИКС) и ДТС [1] с выраженной биоориентацией, осуществляется внедрение в практику измерений дозиметров дифференциального типа (с фиксацией дозового отклика в формате текущего времени) ВЭД-2 [2] и КГК-2 (штучного изготовления при участии разработчика дозиметра, сотрудника ГНУ НИИТМ Чуляева С. В.), ориентированных, в первую очередь, на использование в интересах техnodозиметрии (дозовое воздействие на материалы, элементы и функциональные блоки при их радиационном нагружении в реакторных полях излучений).

Для градуировки детекторов-дозиметров ВЭД-2 и КГК-2 в условиях максимального приближения к условиям диагностических измерений в реакторных полях излучений во ВНИИЭФ, при участии группы специалистов ФГУП «ВНИИФТРИ»

под руководством доктора технических наук Генераловой В. В., создан, аттестован и функционирует на реакторе БР-К1 специализированный гамма-источник (СГИ) с рабочей областью $100 \times 100 \times 50$ мм, конструктивно встроенной в цилиндрическую полость диаметром ~ 300 мм, длиной ~ 350 мм контейнера горизонтальной загрузки (КГЗ) во внутризонную полость реактора [3]. Изученные к настоящему времени пространственные, спектральные и временные характеристики СГИ представлены в [4].

Разнообразие типов дозиметров и, в первую очередь, разнообразие механизмов формирования их дозовых откликов, безусловно, предопределяет принципиальную возможность проявления различий и в их спектральной чувствительности. При значительном многообразии спектральных структур, используемых в практических целях реакторных γ -полей (формируемых как непосредственно излучениями активных зон (АЗ) реакторов металлического, графитового и растворного типов, так и с использованием разнообразных трансформеров собственно γ -излучения и нейтронного излучения в γ -кванты, в том числе конструктивно

включенных в состав АЗ, [5]), можно ожидать несовпадения результатов измерений одного и того же дозового параметра, выполненных детекторами-дозиметрами разного типа, из-за различий в их спектральной чувствительности.

Для количественной конкретизации прогнозного ожидания принципиально возможных различий в показаниях детекторов-дозиметров разного типа при измерении единого дозового параметра было организовано и осуществлено расчетное исследование влияния спектральной вариативности γ -составляющей полей излучений реакторов БР-К1 и БР-1М на вариативность дозовых откликов детекторов ДТС, ИС-7, КГК-2 и ВЭД-2 при их применении в полях излучений избранных основных конфигураций, используемых при проведении исследовательских и прикладных работ на данных реакторах.

Организация расчета

В качестве объектов рассмотрения были выбраны следующие области формирования полей излучений во внутризонном, околозонном и значимо удаленном от зоны пространствах и соответствующие им спектральные γ -композиции:

- область формирования СГИ в КГЗ реактора БР-К1 с определением спектра γ -квантов в ее геометрическом центре (рис. 1); обозначение спектра далее по тексту – БР-К1 КГЗ СГИ;

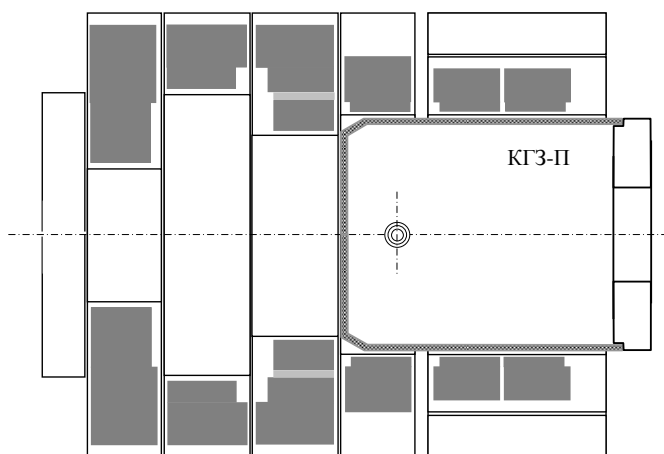


Рис. 1. Конфигурационная схема АЗ БР-К1 со встроенным СГИ, использованная в схеме расчета по методике С-007 для позиции в его геометрическом центре

- область пространства внутри контейнера вертикальной загрузки (КВЗ) во внутризонную полость реактора БР-1М вокруг контрольной опорной позиции ОП-1 (позиция размещения мониторинговых активационных и делительных детекторов на специальной подставке на расстоянии 50 мм от дна КВЗ) с определением спектра γ -квантов в ОП-1 (рис. 2); обозначение спектра далее по тексту – БР-1М КВЗ ОП-1;

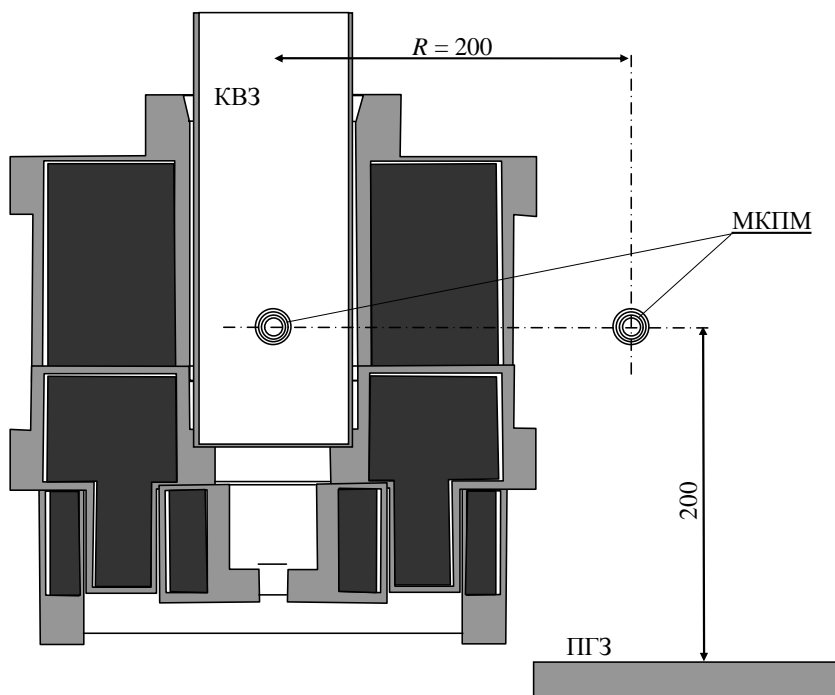


Рис. 2. Конфигурационная схема АЗ БР-1М, использованная в схеме расчета по методике С-007 для позиций КВЗ ОП-1 и ПГЗ R200

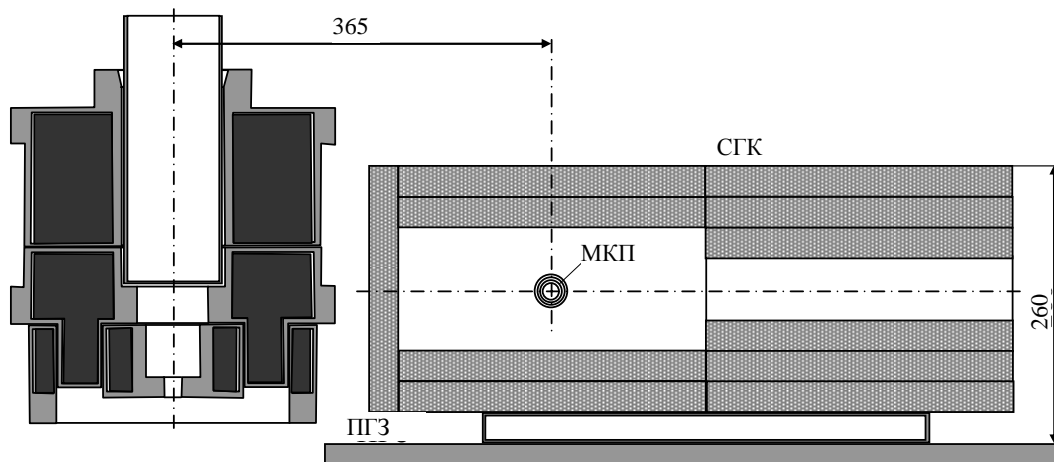


Рис. 3. Конфигурационная схема АЗ БР-1М и СГК ПС-30, использованная в схеме расчета по методике С-007 для позиции в геометрическом центре полости СГК

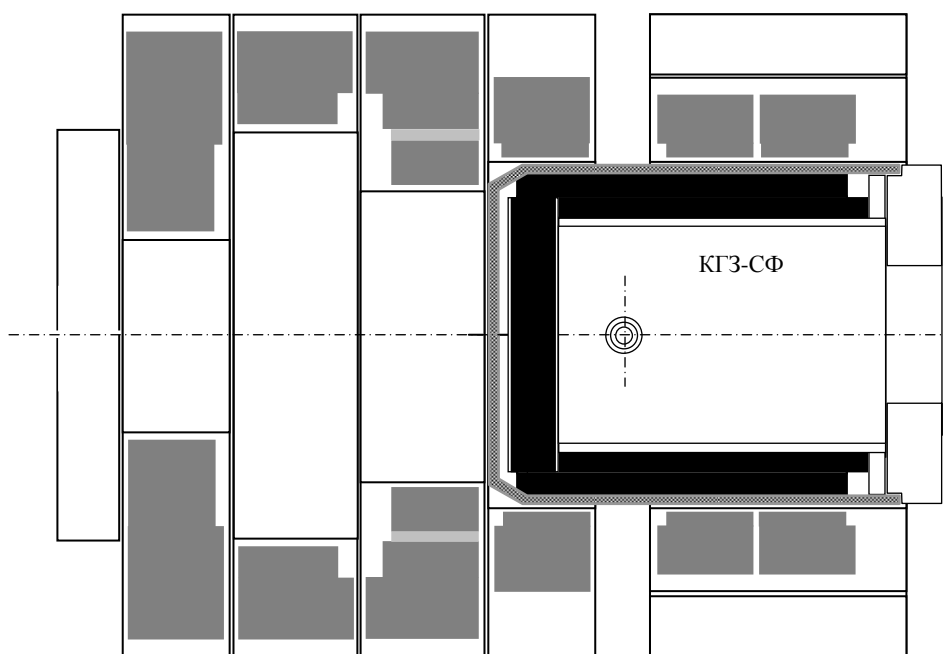


Рис. 4. Конфигурационная схема АЗ БР-К1 со встроенным СФ, использованная в схеме расчета по методике С-007 для позиции в координате $Z = 6$ см

– область пространства у боковой поверхности АЗ БР-1М в сторону платформы горизонтальной загрузки (ПГЗ) с центром на расстоянии 200 мм по радиусу от центральной осевой АЗ с определением спектра γ -квантов в позиционной координате $R = 200$ мм (рис. 2); обозначение спектра далее по тексту – БР-1М ПГЗ R200;

– область пространства внутри свинцового фильтра (СФ) для КГЗ реактора БР-К1 с геометрическим центром в координате $Z = 6$ см на центральной осевой СФ (рис. 3); определенный в $Z = 6$ см спектр γ -квантов далее по тексту обозначается как БР-К1 КГЗ СФ;

– область пространства внутри нейтронного гамма-конвертора (НГК) для КГЗ реактора БР-К1 с геометрическим центром в координате $Z = 6$ см на центральной осевой (рис. 4); определенный в $Z = 6$ см спектр γ -квантов далее по тексту обозначается как БР-К1 КГЗ НГК;

– область пространства внутри специализированного гамма-конвертора с передней, обращенной к АЗ, съемной стенкой толщиной 30 мм при его размещении на ПГЗ вплотную к экрану-ограничителю АЗ (рис. 5); определенный в геометрическом центре полости СГК спектр γ -квантов далее по тексту обозначается как БР-1М ПГЗ СГК ПС-30;

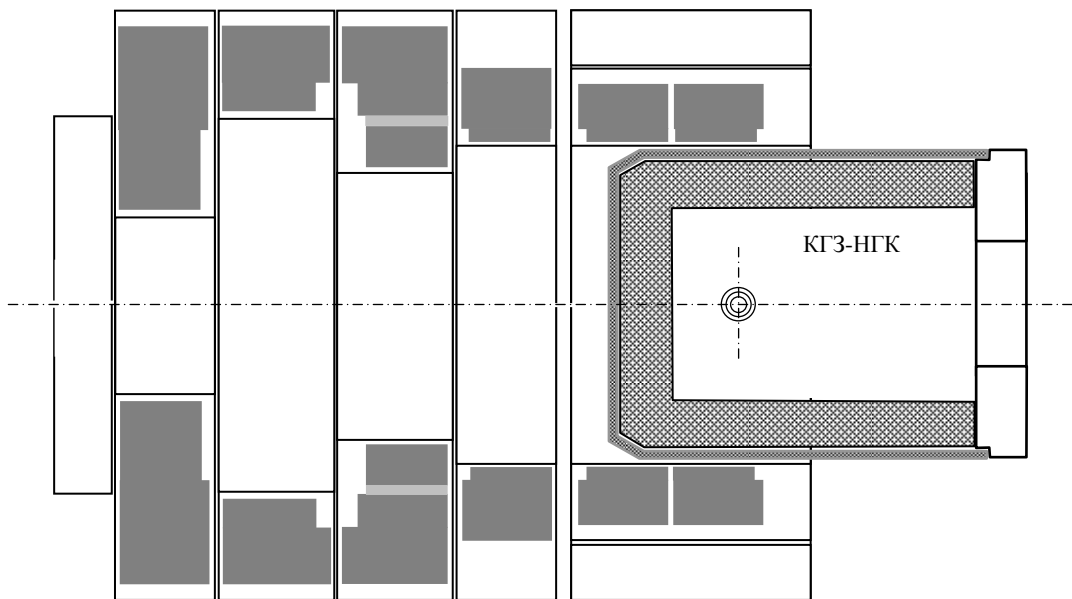


Рис. 5. Конфигурационная схема АЗ БР-К1 со встроенным НГК, использованная в схеме расчета по методике С-007 для позиции в координате $Z = 6$ см

– область пространства напротив окна в конвертере АЗ реактора ГИР-2 в сторону ПГЗ с геометрическим центром в позиционной координате $R = 300$ мм (расстояние по радиусу от центра АЗ; рис. 6); определенный в указанной координате R спектр γ -квантов далее по тексту обозначается как ГИР-2 ОК ПГЗ R300;

– области пространства напротив сплошной стенки конвертера АЗ реактора ГИР-2 в сторону ПГЗ с геометрическими центрами в позиционных координатах $R = 300$ мм и $R = 750$ мм (рис. 6, с поворотом конвертера АЗ на 180°); определенные в указанных координатах R спектры γ -квантов далее по тексту обозначаются как ГИР-2 СК ПГЗ R300 и ГИР-2 СК ПГЗ R750;

– три избранные области пространства в зале автономной работы (ЗАР) реактора БР-К1 (рис. 7) в системе координат X (вдоль центральной осевой колеи перемещения стенда горизонтальной загрузки, СГЗ, реактора с отсчетом от центральной осевой колеи перемещения реакторного стенда, РС) и Y (вдоль центральной осевой колеи перемещения РС с отсчетом от центральной осевой колеи перемещения СГЗ): $X = 0$ м, $Y = 2,5$ м; $X = 3$ м, $Y = 2,5$ м; $X = 9$ м, $Y = 2,5$ м; высота от пола для всех позиционных координат 2,2 м (высота от пола центра АЗ реактора); определенные в указанных координатах X , Y спектры γ -квантов далее по тексту обозначаются как БР-К1 ЗАР Х0Y2.5, БР-К1 ЗАР Х3Y2.5, БР-К1 ЗАР Х9Y2.5;

– область пространства внутри равномерно распределенного по поверхности сферы радиусом ~ 2 см изотопного источника ^{60}Co при наличии и отсутствии окружающего указанное пространство фильтра из свинца толщиной 0,15 мм; обозначение спектральных решений далее по тексту – ИИ ^{60}Co ;

– область пространства внутри равномерно распределенного по поверхности сферы радиусом ~ 2 см изотопного источника ^{137}Cs при наличии и отсутствии окружающего указанное пространство фильтра из свинца толщиной 0,15 мм; обозначение спектральных решений далее по тексту – ИИ ^{137}Cs .

Все спектральные расчеты выполнялись в рамках методики С-007 решения методом Монте-Карло связанных линейных уравнений переноса нейтронов, гамма-квантов, электронов и позитронов [6]. При построении расчетных схем учитывались конфигурационные особенности АЗ как первичных источников излучений и соответствующее координатное позиционирование областей расчета согласно рис. 1–7.

Основной объем расчетов выполнен в 23-групповом энергетическом формате (Ф23), представленном в табл. 1. Некоторые данные (взяты из ранее проведенных расчетов) соответствуют 18-групповому энергетическому формату (Ф18), отличающемуся от Ф23 заменой шести групп в интервале от 0,01 до 0,2 МэВ на одну группу в интервале от 0,05 до 0,2 МэВ.

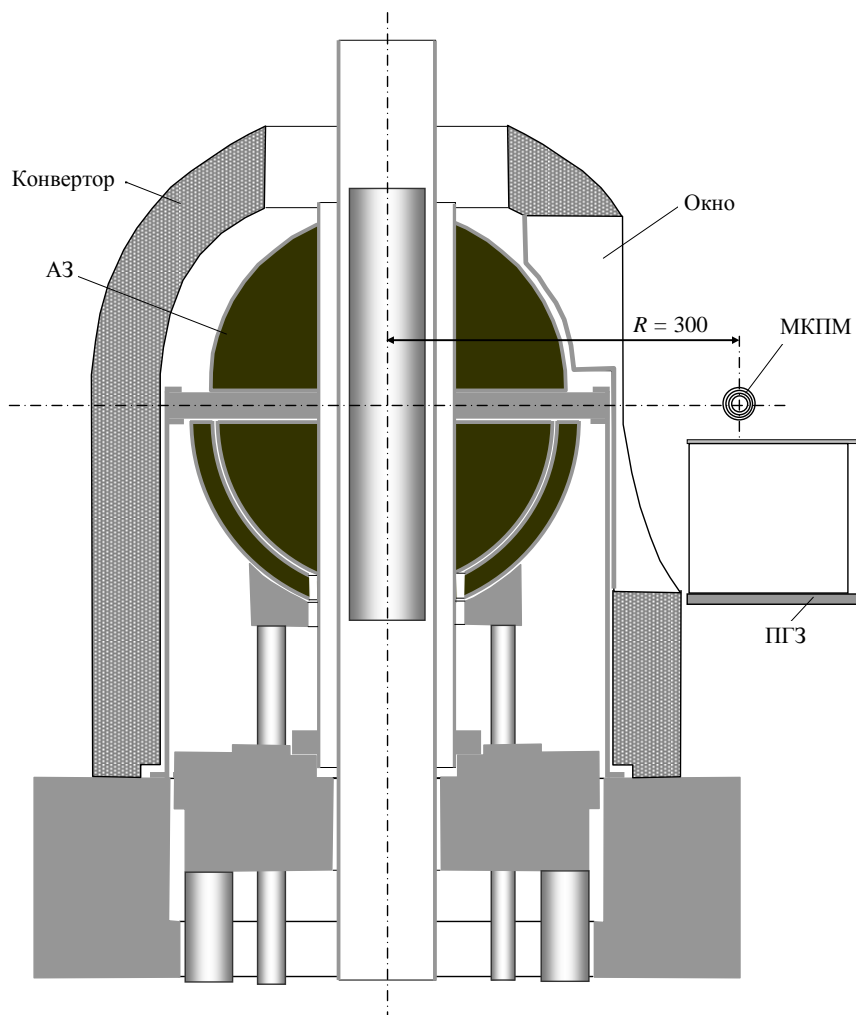


Рис. 6. Конфигурационная схема АЗ ГИР-2 с окном в конверторе в сторону ПГЗ, использованная в схеме расчета по методике С-007 для позиций ОК ПГЗ R300

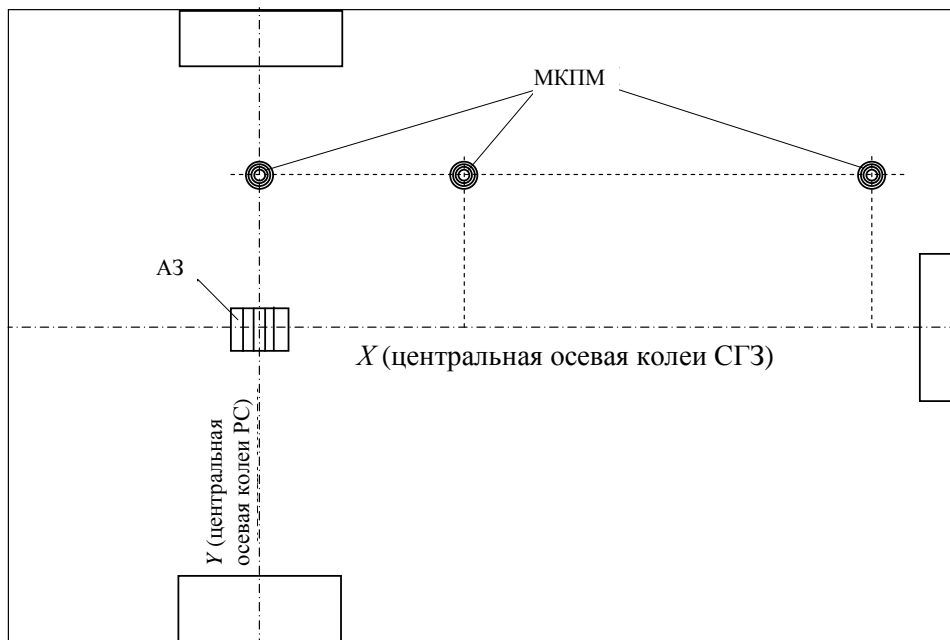


Рис. 7. План-схема рабочего зала реактора БР-К1, использованный в схеме расчета по методике С-007 в позиционных координатах X0Y2.5, X3Y2.5, X9Y2.5

Групповой энергетический формат Ф23

Группа	Энергетические границы группы, МэВ		ΔE , МэВ	\bar{E} , МэВ	Группа	Энергетические границы группы, МэВ		ΔE , МэВ	\bar{E} , МэВ
	E_{\min}	E_{\max}				E_{\min}	E_{\max}		
1	0,01	0,02	0,01	0,015	13	1,00	1,25	0,25	1,125
2	0,02	0,03	0,01	0,025	14	1,25	1,50	0,25	1,175
3	0,03	0,05	0,02	0,040	15	1,50	1,75	0,25	1,625
4	0,05	0,07	0,02	0,060	16	1,75	2,00	0,25	1,875
5	0,07	0,10	0,03	0,085	17	2,00	2,50	0,50	2,250
6	0,10	0,20	0,10	0,150	18	2,50	3,00	0,50	2,750
7	0,20	0,40	0,20	0,300	19	3,00	4,00	1,00	3,500
8	0,40	0,50	0,10	0,450	20	4,00	5,00	1,00	4,500
9	0,50	0,60	0,10	0,550	21	5,00	6,00	1,00	5,500
10	0,60	0,70	0,10	0,650	22	6,00	8,00	2,00	7,000
11	0,70	0,80	0,10	0,750	23	8,00	10,0	2,00	9,000
12	0,80	1,00	0,20	0,900	–	–	–	–	–

Для всех спектров реакторного происхождения отдельно определялись спектры мгновенных гамма-квантов (МГК) нейтронных взаимодействий с делением и без него и запаздывающих гамма-квантов (ЗГК) только радиоактивных продуктов деления. Так как МГК-составляющая доступна регистрации только с помощью детекторов ВЭД-2 и только в режиме генерирования импульсов делений на мгновенных нейтронах, а регистрация ЗГК-составляющей в рамках методики применения перечисленных выше детекторов-дозиметров невозможна, то в качестве приемлемой для сравнения с экспериментальными данными для поглощенных доз выбрана спектральная γ -композиция МГК + 0,7*ЗГК, в границах процентной вариативности отражающая суммарный энергетический γ -выход в интервале от десятков минут до нескольких часов выдержки измерительных детекторов-дозиметров на установочных позициях. Обозначение далее по тексту указанной γ -композиции – МЗГК.

Значительное внимание практической биодозиметрии в полях излучений энергетических и исследовательских реакторов на тепловых нейтронах уделяется вопросам применения корректирующих фильтров для измерительных γ -дозиметров [1], основное назначение которых – устранение избыточной чувствительности дозиметров в низкоэнергетической области спектра реакторного γ -излучения (ниже $\sim 0,2$ МэВ) по сравнению с чувствительностью к радиационному воздействию биоматериалов. В частности, дозиметры ИС-7 методики ИКС, широко используемой при диагностировании полей реакторных установок ВНИИЭФ, предписано использовать только в кор-

ректирующих фильтрах, в состав которых входит разборная оболочка из свинца толщиной $\sim 0,1$ мм.

По рекомендации начальника лаборатории технологической дозиметрии ВНИИФТРИ доктора технических наук В. В. Генераловой на реакторных установках ВНИИЭФ также планируется изучение метрологической необходимости (целесообразности) применения корректирующих фильтров со всеми γ -детекторами практического применения. В качестве основного варианта корректирующего фильтра, по согласованию с В. В. Генераловой, предполагается использование свинцовой оболочки толщиной 0,15 мм. Поэтому для трех характерно-типовых спектральных γ -композиций – БР-К1 КГЗ СГИ, БР-1М СГК ПС-30 и БР-К1 ЗАР Х9У2.5 – поиск спектральных решений был осуществлен в двух вариантах: без свинцового фильтра и в сферической оболочке из свинца толщиной 0,15 мм вокруг области определения спектра.

В геометрии изотропного поля γ -квантов изотопных источников ^{60}Co и ^{137}Cs произведена также расчетная оценка особенностей фильтрации моноэнергетических γ -квантов с энергиями 1,1732 МэВ, 1,3325 МэВ (^{60}Co) и 0,6616 МэВ (^{137}Cs) свинцом толщиной 0,15 мм.

В качестве расчетных данных, ориентированных на сравнение с соответствующими экспериментально определяемыми, рассматривались поглощенные дозы в документально конкретизированных материалах детекторов ДТС [1], ИС-7 [7] и в избранных материалах детекторов КГК-2 (типизированный газ-наполнитель промышленных ионизационных камер), ВЭД-2 (нержавеющая сталь марки 12Х18Н10Т, далее по тексту

«Сталь»), предположительно определяющих дозовый отклик указанных детекторов. Состав типизированного газа-наполнителя (далее по тексту «ИК-газ») принят следующим (%): 98,36 аргон, 1,44 азот, 1,20 гелий.

Расчет поглощенных доз организован в индивидуализированных слоях комбинированного поглотителя мультисферного (КПМ), фиксируемого в области расчета спектра γ -флюенса. Внешний диаметр КПМ ~2,6 см. Количество индивидуальных сферических слоев соответствует выбранному ряду материалов поглощения. Плотность каждого материала принимается равной $1,602 \cdot 10^{-16}$ г/см³, что обеспечивает представление рассчитываемых величин непосредственно в единицах «Гр» вместо «МэВ» при пренебрежимо малой значимости возмущения поля излучений в месте размещения КПМ. Результаты расчета фиксируются в указанных индивидуализированных областях.

В схеме расчета с фильтром функцию фильтрации γ -квантов выполнял внешний слой КПМ, заполненный свинцом с поверхностной плотностью, соответствующей толщине материала 0,15 мм нормальной плотности.

В качестве параметров выдачи были приняты групповые флюенсы МГК и ЗГК в нормировке на одно деление в АЗ, полные флюенсы МГК и ЗГК в энергетических границах константного обеспечения (от 0,001 МэВ до ~20 МэВ), соответствующие полному флюенсу поглощенные дозы в материалах ДТС, ИС-7, ИК-газ, Сталь в Гр на одно де-

ление в АЗ (также в границах константного обеспечения).

В процессе анализа первичных расчетных данных было осуществлено их переформатирование в части определения групповых флюенсов МЗГК (перенормировка на единичный флюенс МЗГК), их средних энергий \bar{E} и поглощенных доз (также перенормировка на единичный флюенс МЗГК).

Результаты расчета. Анализ

Использованные для анализа результаты расчета представлены в виде табл. 2, 3 и рис. 8–11.

Расчеты с фильтром обнаружили двойственный характер функции фильтрации внешнего γ -излучения. С одной стороны, во всех рассмотренных вариантах реакторных γ -спектров имеет место уменьшение полного флюенса МЗГК под фильтром. С другой стороны, имеет место выраженное перераспределение группового флюенса МЗГК под фильтром в область более высоких энергий («ужесточение» спектра), проявляющееся как в росте средних энергий спектра, так и в росте поглощенных доз на единичный флюенс под фильтром для всех рассмотренных материалов.

Влияние фильтра из свинца толщиной 0,15 мм на флюенс и поглощенные дозы в избранных материалах для γ -квантов ИИ можно рассматривать как пренебрежимо малое.

Таблица 2

Поглощенные дозы в избранных дозиметрических материалах

Спектр	ДТС	ИС-7	ИС-7*	ИК-газ	ИК-газ*	Сталь	Сталь*
Поглощенные дозы, Гр·см ² /квант							
БР-К1 КГЗ СГИ	4,0876–12	4,0481–12	4,1218–12	3,8098–12	3,9036–12	4,2228–12	4,3930–12
БР-1М КВЗ ОП-1	4,1517–12	4,1269–12	–	3,8710–12	–	4,2119–12	–
БР-1М ПГЗ R200	4,3713–12	4,2257–12	–	4,0332–12	–	4,3409–12	–
БР-К1 КГЗ СФ	4,3201–12	4,3016–12	–	4,0432–12	–	4,4668–12	–
БР-К1 КГЗ НГК	5,8119–12	5,7389–12	–	5,3791–12	–	6,2208–12	–
БР-1М СКГ ПС-30	5,5914–12	5,5042–12	5,6504–12	5,3967–12	5,5008–12	6,2639–12	6,2802–12
ГИР-2 ОК ПГЗ R300	5,9238–12	5,8558–12	–	5,5735–12	–	6,1556–12	–
ГИР-2 СК ПГЗ R300	6,3794–12	6,3037–12	–	6,1236–12	–	6,7522–12	–
ГИР-2 СК ПГЗ R750	6,1899–12	6,1016–12	–	5,8329–12	–	6,4851–12	–
БР-К1 ЗАР Х0У2.5	5,2783–12	5,1735–12	5,4525–12	5,2557–12	5,5774–12	6,1814–12	6,6607–12
БР-К1 ЗАР ХЗУ2.5	5,5187–12	5,3982–12	5,7496–12	5,4980–12	5,9587–12	6,6528–12	7,4764–12
БР-К1 ЗАР Х9У2.5	5,8696–12	5,7290–12	6,2107–12	5,8981–12	6,4474–12	7,2227–12	7,7811–12
ИИ Со-60	5,3121–12	5,2839–12	5,2573–12	4,8395–12	4,8205–12	5,0337–12	5,0295–12
ИИ Cs-137	3,0931–12	3,0747–12	3,0535–12	2,8321–12	2,8313–12	2,9930–12	3,0412–12

Спектр	ДТС	ИС-7	ИС-7*	ИК-газ	ИК-газ*	Сталь	Сталь*
Поглощенные дозы, Гр·см ² /квант							
Однонормированные поглощенные дозы (в нормировке на поглощенную дозу в ДТС)							
БР-К1 КГЗ СГИ	1,0000	0,9904	1,0084	0,9321	0,9550	1,0331	1,0747
БР-1М КВЗ ОП-1	1,0000	0,9940	–	0,9324	–	1,0145	–
БР-1М ПГЗ R200	1,0000	0,9667	–	0,9226	–	0,9930	–
БР-К1 КГЗ СФ	1,0000	0,9957	–	0,9359	–	1,0340	–
БР-К1 КГЗ НГК	1,0000	0,9874	–	0,9255	–	1,0704	–
БР-1М СКГ ПС-30	1,0000	0,9844	1,0106	0,9652	0,9838	1,1203	1,1232
ГИР-2 ОК ПГЗ R300	1,0000	0,9885	–	0,9409	–	1,0391	–
ГИР-2 СК ПГЗ R300	1,0000	0,9881	–	0,9599	–	1,0584	–
ГИР-2 СК ПГЗ R750	1,0000	0,9857	–	0,9423	–	1,0477	–
БР-К1 ЗАР Х0У2.5	1,0000	0,9801	1,0330	0,9957	1,0567	1,1711	1,2619
БР-К1 ЗАР Х3У2.5	1,0000	0,9782	1,0418	0,9962	1,0797	1,2055	1,3547
БР-К1 ЗАР Х9У2.5	1,0000	0,9761	1,0581	1,0049	1,0984	1,2305	1,3257
ИИ Со-60	1,0000	0,9947	0,9897	0,9110	0,9074	0,9476	0,9468
ИИ Cs-137	1,0000	0,9940	0,9872	0,9156	0,9153	0,9676	0,9832
Двунормированные поглощенные дозы (в нормировке на дозу в ДТС и на дозы в СГИ)							
БР-К1 КГЗ СГИ	1,0000	1,0000	1,0000	1,0000	1,0000	1,0000	1,0000
БР-1М КВЗ ОП-1	1,0000	1,0037	–	1,0004	–	0,9820	–
БР-1М ПГЗ R200	1,0000	0,9761	–	0,9899	–	0,9612	–
БР-К1 КГЗ СФ	1,0000	1,0054	–	1,0041	–	1,0009	–
БР-К1 КГЗ НГК	1,0000	0,9971	–	0,9930	–	1,0361	–
БР-1М СКГ ПС-30	1,0000	0,9940	1,0022	1,0355	1,0302	1,0844	1,0451
ГИР-2 ОК ПГЗ R300	1,0000	0,9981	–	1,0095	–	1,0059	–
ГИР-2 СК ПГЗ R300	1,0000	0,9977	–	1,0299	–	1,0245	–
ГИР-2 СК ПГЗ R750	1,0000	0,9953	–	1,0110	–	1,0141	–
БР-К1 ЗАР Х0У2.5	1,0000	0,9897	1,0244	1,0683	1,1065	1,1336	1,1742
БР-К1 ЗАР Х3У2.5	1,0000	0,9877	1,0332	1,0689	1,1306	1,1669	1,2605
БР-К1 ЗАР Х9У2.5	1,0000	0,9856	1,0493	1,0781	1,1502	1,1911	1,2335
ИИ Со-60	1,0000	1,0044	0,9815	0,9775	0,9502	0,9172	0,8810
ИИ Cs-137	1,0000	1,0037	0,9790	0,9824	0,9585	0,9366	0,9148

Примечание. Данные с индексом * соответствуют расчету с фильтром.

Таблица 3

Средние энергии единичного флюенса \bar{E} для избранных γ -спектров и его СГИ-нормированные дозовые эффективности по поглощению в ДТС $D_{\text{ДТС}}$

Спектр	\bar{E} , МэВ	$D_{\text{ДТС}}$, $\frac{\text{Гр} \cdot \text{см}^2}{\text{квант}}$	Спектр	\bar{E} , МэВ	$D_{\text{ДТС}}$, $\frac{\text{Гр} \cdot \text{см}^2}{\text{квант}}$
БР-К1 КГЗ СГИ	0,979	1,0000	ГИР-2 СК ПГЗ R300	1,879	1,5366
БР-1М КВЗ ОП-1	1,033	1,0157	ГИР-2 СК ПГЗ R750	1,786	1,5143
БР-1М ПГЗ R200	1,093	1,0694	БР-К1 ЗАР Х0У2.5	1,518	1,2913
БР-К1 КГЗ СФ	1,093	1,0569	БР-К1 ЗАР Х3У2.5	1,625	1,3501
БР-К1 КГК НГК	1,625	1,4218	БР-К1 ЗАР Х9У2.5	1,764	1,4360
БР-1М СКГ ПС-30	1,577	1,3679	ИИ Со-60	1,253	1,2996
ГИР-2 ОК ПГЗ R300	1,684	1,4492	ИИ Cs-137	0,662	0,7567

Особенности перераспределения групповых флюенсов МЗГК без фильтра и в фильтре для спектров БР-К1 КГЗ СГИ, БР-1М ПГЗ СГК ПС-30, БР-К1 ЗАР Х9У2.5 наглядно иллюстрируют приведенные на рис. 8 гистограммы, отображающие долевого содержания соответствующего группового флюенса в его суммарном единичном представлении.

Данные, приведенные на рис. 9–11, наглядно иллюстрируют особенности спектральных композиций, формируемых непосредственно реакторными γ -квантами (спектр БР-К1 КГЗ СГИ, рис. 9), γ -квантами n - γ -трансформеров (в реакторной практике ВНИИЭФ это устройства, изготовленные с использованием пресс-материала из смеси полипропилена с окисью кадмия (10 % по массе); спектр БР-1М ПГЗ СГК ПС-30, рис. 10) и фоновыми γ -квантами, рождающимися при радиационном захвате замедляющихся реакторных нейтронов в бетонной защите реакторных залов (спектр БР-К1 ЗАР Х9У2.5, рис. 11).

Системное «ужесточение» в представленной графически спектральной последовательности подтверждается соответствующим ростом средних энергий перечисленных γ -спектров и относительной дозовой эффективности ДТС (\bar{E} и $D_{\text{ДТС}}$ в табл. 3 соответственно).

В первом разделе табл. 2 в формате «Гр·см²/квант» представлена генеральная выборка расчетных поглощенных доз для всех избранных спектров МЗГК и материалов дозиметрической ориентации.

В случае приоритетного использования СГИ для калибровки всех средств γ -диагностики полей излучений реакторных установок ВНИИЭФ функцию системообразующего дозиметра-монитора приобретает дозиметр ДТС (современная модификация СО ПД(ДТС)-0.05/10), с помощью которого осуществлялась первичная и пролонгируется повторная процедура аттестации СГИ специалистами ФГУП «ВНИИФТРИ».

С учетом ключевой роли детекторов ДТС в системе средств измерения дозовых характеристик полей излучений реакторных установок ВНИИЭФ была поэтапно осуществлена процедура двойной нормировки данных первого раздела табл. 2.

На первом этапе нормировки поглощенные в ДТС дозы для всех избранных спектров были приняты равными точно 1, а относительные поглощенные дозы в материалах остальных детекторов определены по соответствующим делениям на дозовые параметры ДТС. Полученные указанным образом однонормированные величины представлены во втором разделе табл. 2. Вариативность

численных величин относительно 1 характеризует различие спектральных чувствительностей избранных детекторов относительно чувствительности ДТС при условии непосредственного (прямого) измерения поглощенной дозы в каждом из рассматриваемых материалов.

Практически же при определении дозовой характеристики поля используется чувствительность конкретного детектора-дозиметра, определенная при его калибровке в СГИ в формате поглощенной дозы в воздухе, устанавливаемом, в свою очередь, по показаниям детектора ДТС при аттестации (перееаттестации) СГИ. Поэтому на втором этапе нормировки были приравнены 1 все однонормированные поглощенные дозы для спектра БР-К1 КГЗ СГИ и проведен соответствующий очевидный перерасчет всех остальных однонормированных поглощенных доз. Полученные результаты представлены в третьем разделе табл. 2.

Выборка численных величин двунормированных поглощенных доз по определению является расчетным прогнозным ожиданием различий в дозовых показаниях разноименных измерительных детекторов в рассмотренном множестве спектров при их калибровке в СГИ, обусловленных различиями спектрального происхождения (спектрально-обусловленное различие).

Анализ выборки прогнозных ожиданий показывает:

- практически значимых расхождений в показаниях детекторов-дозиметров ДТС и ИС-7 без корректирующего фильтра из свинца толщиной 0,15 мм не прогнозируется; как поглотитель фильтр крайне слабо проявляет себя в спектрах ИИ; в спектрах реакторного зала наличие фильтра на ИС-7 незначительно, но увеличивает дозовый отклик детектора;

- для детектора КНК-2 (дозовые функционалы «ИК-газ», «ИК-газ*») можно ожидать незначительного (до ~3 %) увеличения дозового отклика (относительно показаний ДТС) в спектрах γ -трансформеров и увеличения его до ~7 % без фильтра и до ~15 % в фильтрах в спектрах реакторного зала;

- характер расхождений дозовых откликов детекторов ДТС и ВЭД-2 (дозовые функционалы «Сталь», «Сталь*») аналогичен таковому для КНК-2, только существенно более выражен – прогнозируемое различие показаний ВЭД-2 без фильтра в спектрах зала приближается к уровню ~20 %, а в фильтре ~25 %; для ВЭД-2 можно ожидать занижения показаний в спектрах ИИ относительно показаний ДТС до ~10 %.

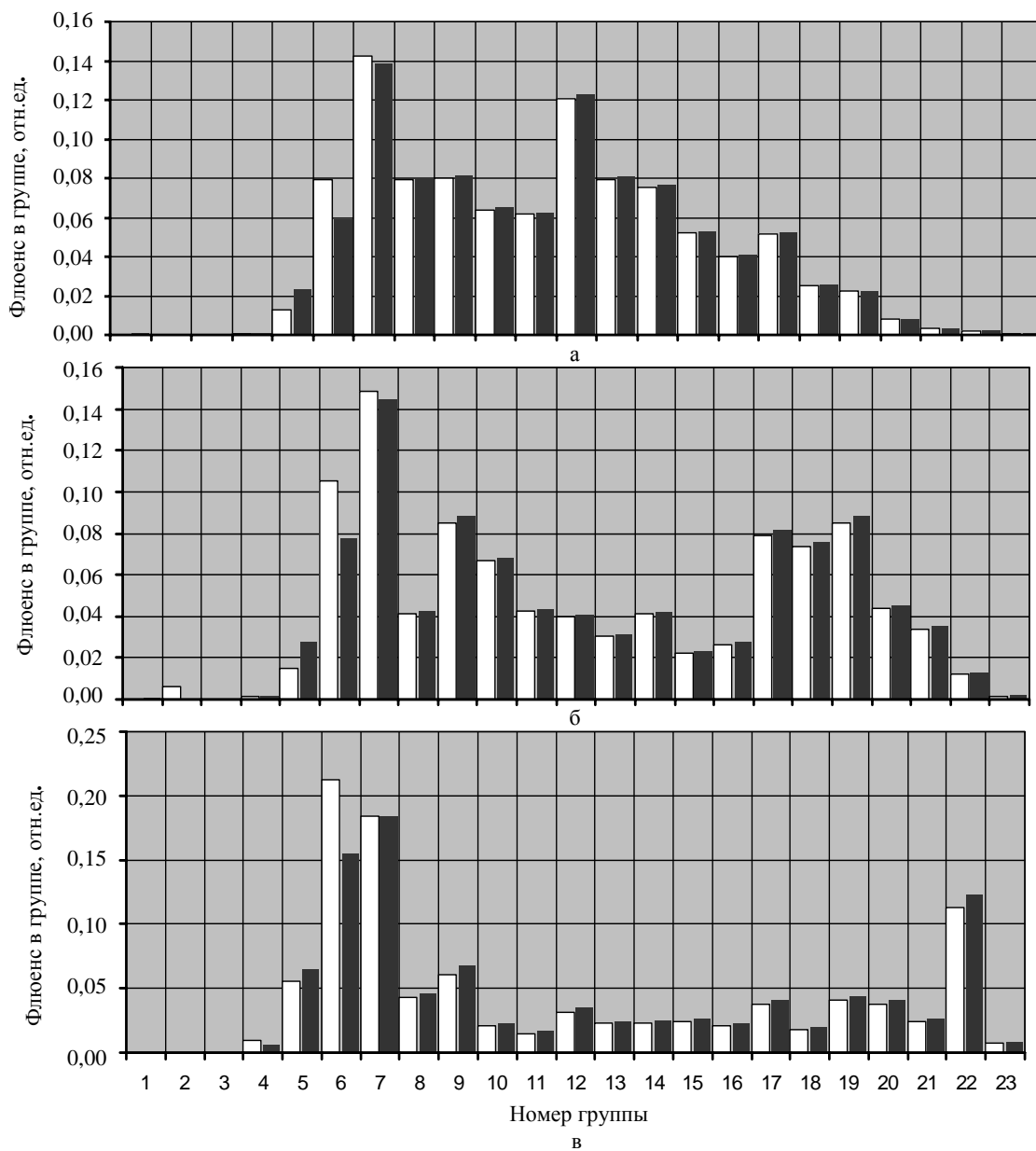


Рис. 8. Спектры без фильтра (■) и с фильтром (□): а – БР-К1 КГЗ СГИ; б – БР-1М ПГЗ SGK ПС-30; в – БР-К1 ЗАР Х9У2,5

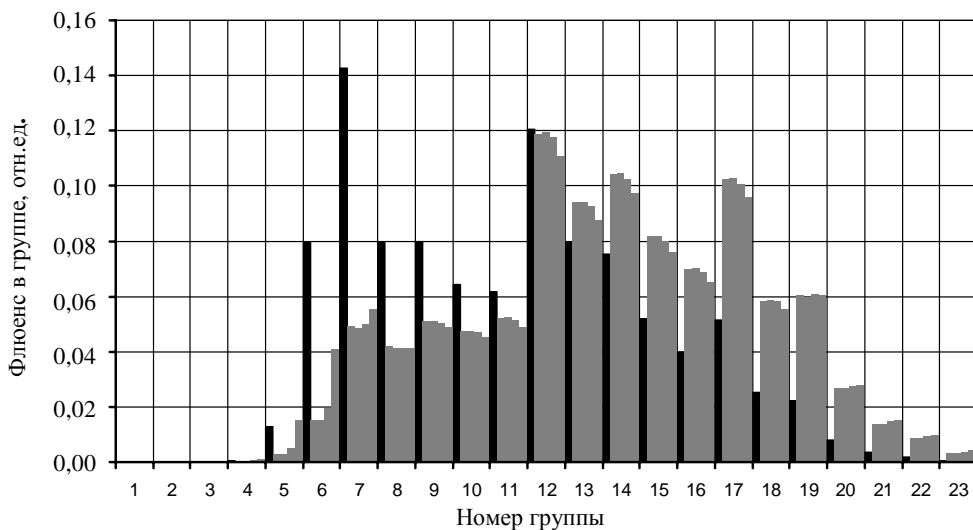


Рис. 9. Спектр в СГИ

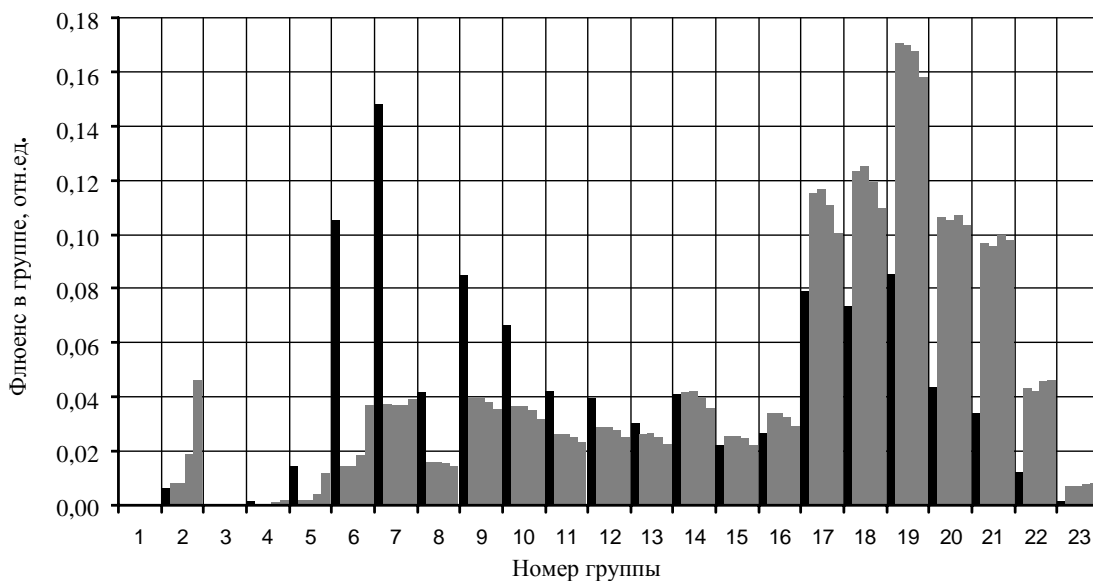


Рис. 10. Спектр в SGK ПС-30

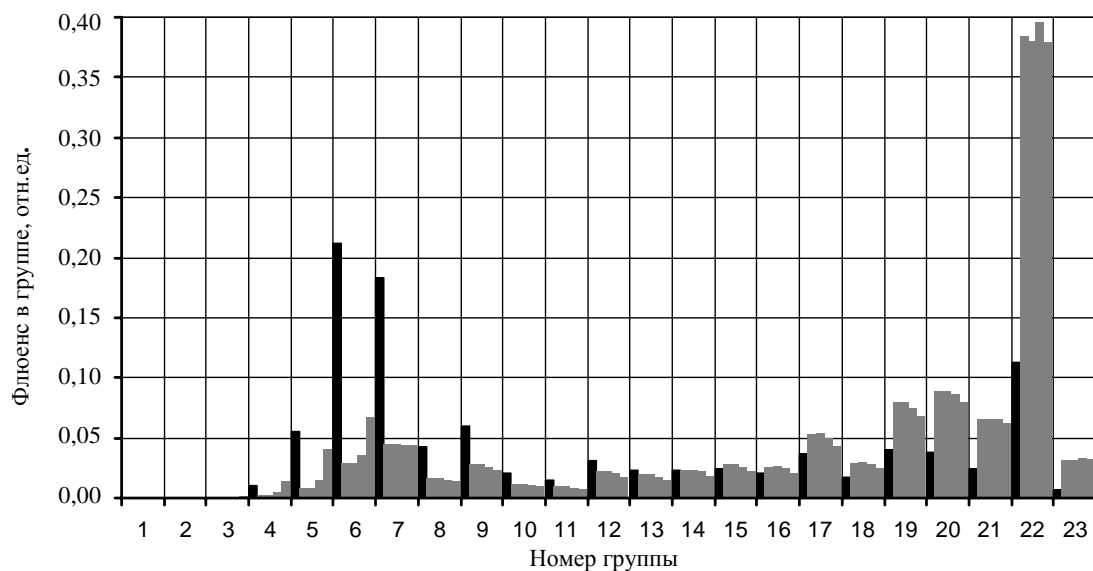


Рис. 11. Спектр в зале БР-К1

Заключение

Полученные в результате развернутого расчетного исследования прогнозные оценки влияния различий в спектральной чувствительности детекторов-дозиметров практического применения ДТС (СО ПД(ДТС)-0.05/10), ИС-7 (методика ИКС), КГК-2 и ВЭД-2 на вариативность дозовых откликов при одновременном использовании указанных разнотипных детекторов позволяют акцентировать внимание на следующих практически значимых положениях:

- при калибровке детекторов вышеперечисленных типов в СГИ БР-К1 и последующем их

использовании в варианте без корректирующего фильтра из свинца толщиной 0,15 мм в полях интенсивного радиационного нагружения реакторных установок с АЗ из металлического урана всех спектральных γ -конфигураций можно ожидать практически приемлемой согласованности их дозовых показаний как биодозиметрической, так и техnodозиметрической направленности;

- для рассмотренного множества спектров, охватывающего практически все возможные варианты γ -композиций, реализуемые в облучениях исследовательского и прикладного назначения на реакторных установках с металлической АЗ, не выявлены явные аргументы необходимости (или

хотя бы целесообразности) использования корректирующего свинцового фильтра.

Безусловно, полученные результаты следует рассматривать как достаточно надежный расчетный прогноз (в рамках константного обеспечения метода С-007), в интересах повышения качества γ -диагностики в полях излучений реакторных установок ВНИИЭФ требующий соответствующего экспериментального подтверждения.

Список литературы

1. Брикман Б. А., Генералова В. В., Крамер-Агеев Е. А., Трошин В. С. Внутрореакторная дозиметрия. Практическое руководство. – М.: Энергоатомиздат, 1985.

2. Чуляев С. В., Грудский М. Я., Артемьев В. А. Вторично-эмиссионные детекторы ионизирующих излучений. – М.: Энергоатомиздат, 1995.

3. Генералова В. В., Жанжора А. П., Кошелев А. С., Нарожный А. Т. Специализированный источник гамма-излучения, пространственно совмещенный с моделирующим опорным полем нейтронов МОП-К2 // Измерительная техника, 2010, № 1, с. 24–27.

4. Кошелев А. С., Хоружий В. Х. Пространственные, спектральные и временные характери-

сти специализированного гамма-источника реактора БР-К1 // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2010, вып. 2, с. 61–68.

5. Колесов В. Ф., Кувшинов М. И., Воронцов С. В. и др. Критические стенды и импульсные реакторы РФЯЦ-ВНИИЭФ // 65 лет ВНИИЭФ. Физика и техника высоких плотностей энергий: В 2-х выпусках. – Саров: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 2011, вып. 1. С. 136–164.

6. Житник А. К., Донской Е. Н., Огнев С. П. и др. Методика С-007 решения методом Монте-Карло связанных линейных уравнений переноса нейтронов, гамма-квантов, электронов и позитронов // ВАНТ. Сер. Математическое моделирование физических процессов, 2011, вып. 1, с. 17–24.

7. Бочвар И. А., Гимадова Т. Н., Кеирим-Маркус И. Б. и др. Метод дозиметрии ИКС. – М.: Энергоатомиздат, 1977.

Контактная информация –

Кошелев Александр Сергеевич,
ведущий научный сотрудник ИЯРФ,
РФЯЦ-ВНИИЭФ,
тел. (831 30) 3-06-87

Статья поступила в редакцию 31.08.2012.

Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2012, вып. 3, с. 31–42.

ДЕТЕКТОР МОЩНОСТИ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ ТИПА КГК-2 ДЛЯ ДИАГНОСТИКИ ПОЛЕЙ ИЗЛУЧЕНИЙ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ В ДИАПАЗОНЕ ОТ 1 мкГр/с ДО 100 Гр/с

А. С. Кошелев, Л. Е. Довбыш, В. Х. Хоружий

ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 607188, г. Саров Нижегородской обл.

С. В. Чукляев

АНО НИИ технологии материалов, 123557, г. Москва

Дано краткое описание конструкции детектора мощности γ -излучения типа КГК-2. Диагностические возможности детектора продемонстрированы на примере результатов измерения мощности дозы в энергетических пусках реакторов БР-К1 и БР-1М, осуществленных в режиме генерирования импульсов деления на запаздывающих нейтронах. Возможности использования детектора КГК-2 для постимпульсной γ -диагностики продемонстрированы на примере результатов измерений в импульсе делений на мгновенных нейтронах реактора БР-1М.

Ключевые слова: мощность γ -дозы, газонаполненный γ -детектор, импульсный ядерный реактор, постимпульсная релаксация.

KGK-2 TYPE DETECTOR OF GAMMA-RADIATION POWER FOR DIAGNOSIS OF NUCLEAR REACTOR RADIATION FIELDS WITHIN THE RANGE FROM 1 μ Gy/s TO 100 Gy/s / A. S. KOSHELEV, L. Ye. DOVBYSH, V. Kh. KHORUZHYY, S. V. CHUKLYAEV // There is given a brief description of a design of a KGK-2 type detector of γ -radiation power. The diagnostic potentialities of the detector are demonstrated by the example of dose rate measurement results in energy start-ups of BR-K1 and BR-1M reactors that were realized in the mode of generating fission pulses on delayed neutrons. The possibilities of using KGK-2 detector for post-pulse γ -diagnostics are demonstrated by the example of measurement results in fission pulse on prompt neutrons of BR-1M reactor.

Key words: γ -dose rate, gas-filled γ -detector, pulse nuclear reactor, post-pulse relaxation.

Использование реакторных установок ВНИИЭФ в качестве мощных источников радиационного воздействия как исследовательской, так и прикладной направленности предопределяет необходимость постоянного развития и совершенствования арсенала измерительных средств и методов их применения в полях излучений комбинированного состава с варьируемым содержанием нейтронной и γ -составляющих.

Целевая задача дозиметрии (диагностики) полей излучений реакторных установок – «предоставить исследователям сведения о составе и энергетическом спектре излучения или информацию о мере радиационного воздействия, которая была бы адекватна изменениям свойств материалов независимо от энергетического распределения нейтронов или фотонов» [1].

Спектрометрия как нейтронного, так и фотонного излучений в пространственных координатах полей реакторных установок, используемых для размещения облучаемых объектов, с использованием классических спектрометров практически невозможна (отсутствуют действенные методы разделения полезного и фоновых сигналов и учета угловых характеристик исследуемого излучения на формирование энергетически информационного отклика детектирующего элемента).

Применение метода интегральных нейтронных детекторов (см., например, [2]) в определенной степени решает задачу предоставления сведений о составе и энергетическом спектре нейтронов, позволяющих рассчитать (оценить) меру радиационного воздействия по спектрально конкретизированному фактору. Для реакторного γ -из-

лучения метод, подобный вышеупомянутому, отсутствует.

В рамках сложившейся во ВНИИЭФ практики принято определять энергетический спектр γ -составляющей комбинированного n - γ -поля реакторных установок расчетно (с преимущественным использованием методики расчета С-007 [3]), а меру радиационного воздействия (нагрузки) – экспериментально, с преимущественным использованием до настоящего времени интегральных детекторов в виде стекол ИС-7 (методика ИКС [4]) или ДТС [1] (современный аналог СО ПД(ДТС)-0.05/10).

Приоритетно импульсный режим работы реакторных установок ВНИИЭФ (генерирование импульсов делений на мгновенных нейтронах с шириной на полувысоте от ~ 50 мкс до ~ 5 мс; см., например, [5]) predeterminedил внедрение в практику γ -измерений детекторов мощности поглощенной дозы типа ВЭД-2 [6]. Для калибровки чувствительности детекторов в условиях, максимально приближенных к условиям проведения измерений, на реакторе БР-К1 совместно с сотрудниками метрологической организации ФГУП «ВНИИФТРИ» был создан и аттестован специализированный гамма-источник (СГИ) [7]. В рабочем пространстве СГИ объемом 500 см^3 (параллелепипед $100 \times 100 \times 50$ мм), конструктивно воспроизводимом во внутризонной полости реактора, может быть реализован средний уровень мощности дозы по поглощению в воде в диапазоне от $1 \cdot 10^{-4}$ Гр/с до 10 Гр/с.

Чувствительность ВЭД-2, в зависимости от модификации детектора, находится в диапазоне от $\sim 2 \cdot 10^{-9}$ Кл/Гр до $\sim 4,5 \cdot 10^{-9}$ Кл/Гр. Информационно достоверный уровень регистрации токового отклика детектора используемыми во ВНИИЭФ регистраторами ИМТК [8], в присутствии фоновой составляющей $\sim 10^{-12}$ А, ограничивается величиной $\sim 10^{-11}$ А, что соответствует мощности дозы $\sim 2 \cdot 10^{-3}$ Гр/с.

По сравнению с вакуумированной конструкцией детектора чувствительность газонаполненного детектора той же конструкции увеличивается в несколько тысяч раз за счет ионизации газа и возникновения дополнительных носителей электрического заряда в чувствительном объеме детектора. Успешное использование детекторов типа ВЭД-2 не только в режиме генерирования импульсов делений на мгновенных нейтронах, но и в режиме стационарной или медленно меняющейся мощности (секунды и более), с одной стороны, и перспектива снижения контролируемого уровня мощности дозы до значений менее

10^{-6} Гр/с, с другой стороны, predeterminedили целесообразность реализации γ -детектора в размерах ВЭД-2, но с газовым наполнением.

Для практической проверки ожидаемого расширения диагностических возможностей γ -составляющей полей излучений используемых реакторных установок по заказу ВНИИЭФ в НИИ технологии материалов был разработан и изготовлен детектор мощности γ -излучения, получивший наименование КГК-2.

Детектор КГК-2 изготовлен аналогично КНВК [6, 9]. Содержит систему из трех электродов, выполненных из аустенитной нержавеющей стали, которые размещены в герметичном цилиндрическом корпусе внешним диаметром 50 мм и толщиной стенки 0,8 мм из того же материала. Сигнальный электрод набран из 10, а два других – из 5 и 6 дисков диаметром 44 мм и толщиной около 0,36 мм. Диски каждого из электродов закреплены тремя металлическими рейками. Рейки изолированы от корпуса опорными изоляторами из высокоглиноземистой керамики. Каждый диск одного электрода, который является сигнальным, размещен между дисками двух других электродов, образующих с ним две секции. Расстояние между соседними дисками разноименных электродов 1,6 мм. Рейки разноименных электродов соединены токоведущими проводниками с отдельными электрическими вводами, изготовленными из спая корундовой керамики с коваром и вваренными в крышку корпуса.

После отжига в вакуумной печи при температуре 750 К детектор заполнили смесью гелия, азота и аргона до давления 0,45 МПа. Парциальные давления гелия и азота одинаковы и составляют по 0,9 кПа.

Сопротивление изоляции электрических вводов детектора после отпайки откачной трубки выше $5 \cdot 10^{-12}$ Ом, электрическая прочность выше 1,8 кВ, собственный фоновый ток не превышает $1 \cdot 10^{-12}$ А в нормальных климатических условиях. Рабочее напряжение питания от 100 В до 1 кВ. Наклон вольт-амперной характеристики (в поле нуклидного источника ^{60}Co) при напряжении питания детектора 360 В составляет $5 \cdot 10^{-5} \text{ В}^{-1}$.

В процессе освоения детекторов типа ВЭД-2 во ВНИИЭФ была выработана и совместно с метрологической службой института формализована процедура калибровки детекторов указанного типа в СГИ БР-К1. С учетом практики использования дозовых параметров во ВНИИЭФ было признано целесообразным представление поглощенной дозы в единицах «Гр(вода)» заменить на пред-

ставление в единицах «Гр(воздух)» путем расчетно обоснованного множителя 0,9, зафиксированного в регламентирующей калибровку ВЭД-2 методике. Далее по тексту статьи все размерности Гр соответствуют размерности Гр(воздух).

Неотъемлемой составляющей методического инструментария является программа расчета изменения мощности дозы в СГИ в калибровочных энергопусках реактора. В качестве основной расчетной модели прецизионного отображения функционала мощности поглощенной дозы в СГИ принята модель с использованием временных зависимостей выхода запаздывающих γ -квантов в форме, предложенной Петровым [8]. Для реализации избранной расчетной процедуры разработана соответствующая FORTRAN-версия компьютерной программы «Доза $pd\Pi$ СГИ» с жесткой фиксацией следующих входных параметров: значение дозы от поглощенных в воздухе мгновенных (*prompt*) γ -квантов в расчете на одно деление в АЗ реактора $D_p = 4,968 \cdot 10^{-16}$ Гр/дел.АЗ; значение дозы от поглощенных в воздухе запаздывающих (*delay*) γ -квантов в расчете на одно деление в АЗ $D_d = 1,853 \cdot 10^{-16}$ Гр/дел.АЗ.

На рис. 1 в графической форме представлены изменения мощности реактора, изменения мощности дозы по показаниям ВЭД-2 с использованием чувствительности, следующей из реализованной дозы в СГИ в данном калибровочном пуске согласно методическим предписаниям, и изменение

мощности дозы, рассчитанное с использованием программы «Доза $pd\Pi$ СГИ». Для наглядности использовано представление мощности реактора в условных единицах, формат которых устанавливался по соотношению $P = 0,19P/2,962 \cdot 10^{14}$ (0,19 Гр/с и $2,962 \cdot 10^{14}$ дел.АЗ/с – значения мощности дозы и мощности реактора непосредственно перед прерыванием энергопуска возвратом органов регулирования реактивности (ОРР) реактора в исходные положения, P – текущее значение мощности).

После вывода реактора на стационарный уровень $2,97 \cdot 10^{14}$ дел.АЗ/с обеспечивается устойчивость этого уровня в течение ~ 1400 с в границах не более $\pm 0,8$ %. Указанному времени работы реактора на стационарном уровне соответствует отношение расчетной мощности дозы к экспериментально измеренной, равное 1,0003 в границах не более $\pm 0,4$ %.

Методические рекомендации, разработанные для калибровки ВЭД-2, были распространены на процедуру калибровки КГК-2. На рис. 2 в графической форме представлены изменения мощности реактора, изменения мощности дозы по показаниям ВЭД-2 с использованием чувствительности, следующей из реализованной дозы в СГИ в данном калибровочном пуске согласно методическим предписаниям, и изменение мощности дозы, рассчитанное с использованием программы «Доза $pd\Pi$ СГИ». Для наглядности использовано представление мощности реактора в условных едини-

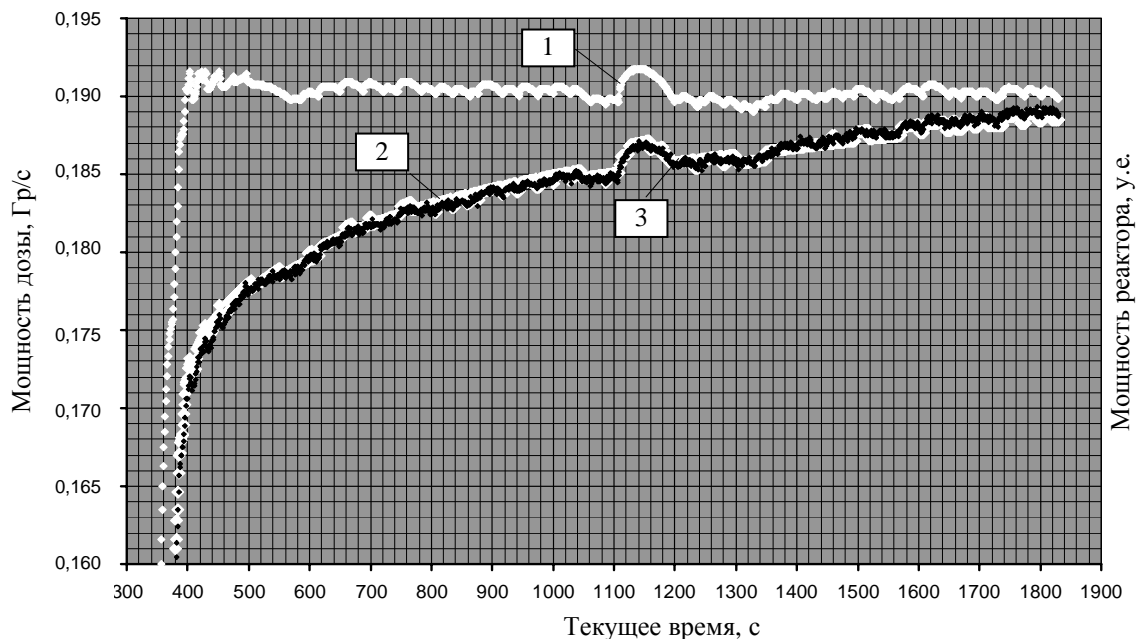


Рис. 1. Изменение мощности реактора и мощности дозы в энергопуске калибровки ВЭД-2: 1 – мощность реактора, 2 – мощность дозы ВЭД-2, 3 – расчетная мощность дозы

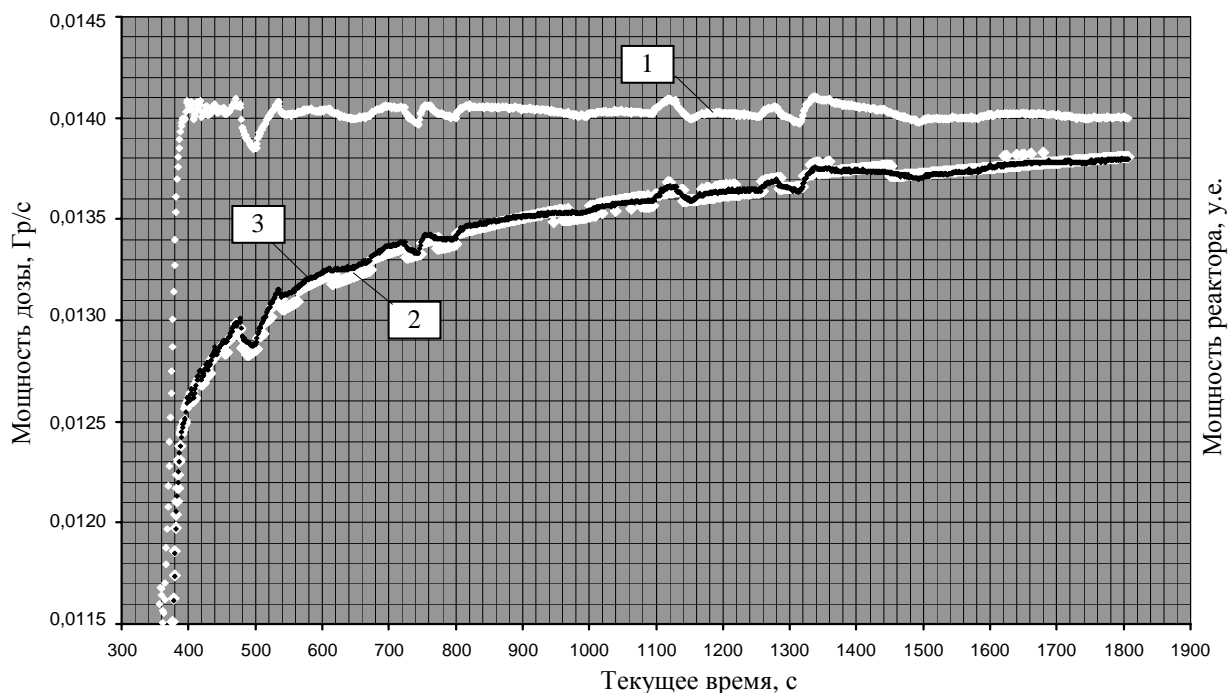


Рис. 2. Изменение мощности реактора и мощности дозы в энергопуске калибровки КГК-2:
1 – мощность реактора, 2 – мощность дозы по КГК-2, 3 – расчетная мощность дозы

цах, формат которых устанавливался по соотношению $P = 0,014P/2,173 \cdot 10^{13}$ (0,014 Гр/с и $2,173 \cdot 10^{13}$ дел.АЗ/с – значения мощности дозы и мощности реактора непосредственно перед прерыванием энергопуска возвратом ОРР реактора в исходные положения, P – текущее значение мощности).

После вывода реактора на стационарный уровень $2,18 \cdot 10^{13}$ дел.АЗ/с обеспечивается устойчивость этого уровня в течение ~ 1400 с в границах не более $\pm 1,3\%$. Указанному времени работы реактора на стационарном уровне соответствует отношение расчетной мощности дозы к экспериментально измеренной, равное 0,9993 в границах не более $\pm 0,4\%$.

Полное совпадение результатов эксперимента и расчета в энергопуске калибровки КГК-2, соответствующее таковому в энергопуске калибровки ВЭД-2, показывает отсутствие различий в формировании дозовых откликов указанных детекторов в поле излучений СГИ. Полученный результат показывает, что в полях излучений реакторных установок с подобным полю излучений СГИ соотношением нейтронной и γ -компонент показания детектора КГК-2 адекватны показаниям детектора ВЭД-2. Заметим, что выборочно полученные к настоящему времени результаты совместного использования детекторов КГК-2 и ВЭД-2 в полях излучений реакторов БР-1М, БР-К1 и ГИР-2 [5]

не выявили расхождений в сопоставимых дозовых показаниях указанных детекторов в пределах методически установленных погрешностей измерений.

Возможности и особенности γ -диагностики полей излучений реакторных установок ВНИИЭФ, обусловленные использованием детектора КГК-2, иллюстрируют экспериментальные данные, представленные в графической форме на рис. 3–5.

На рис. 4 представлено изменение мощности дозы в сравнении с мощностью реактора в энергопуске реактора БР-К1, осуществленном в форме импульса делений на запаздывающих нейтронах с асимптотическим периодом разгона 21,8 с и максимально достигнутой мощностью $1,77 \cdot 10^{16}$ дел.АЗ/с ($\sim 0,5$ МВт). Детектор КГК-2 размещался в реакторном зале длиной 14 м, шириной 10,4 м, высотой 8 м в ~ 9 м от центра АЗ реактора на одной с центром АЗ высоте над уровнем пола.

Для наглядности использовано представление мощности реактора в условных единицах, формат которых устанавливался по соотношению $P = 0,0453P/1,768 \cdot 10^{16}$ (0,0453 Гр/с и $1,768 \cdot 10^{16}$ дел.АЗ/с – фактически реализованные пиковые значения мощности дозы и мощности реактора, P – текущее значение мощности).

Значительное расстояние от АЗ, как источника фонового γ -излучения осколков деления, и благоприятный уровень фонового тока регистрационно-

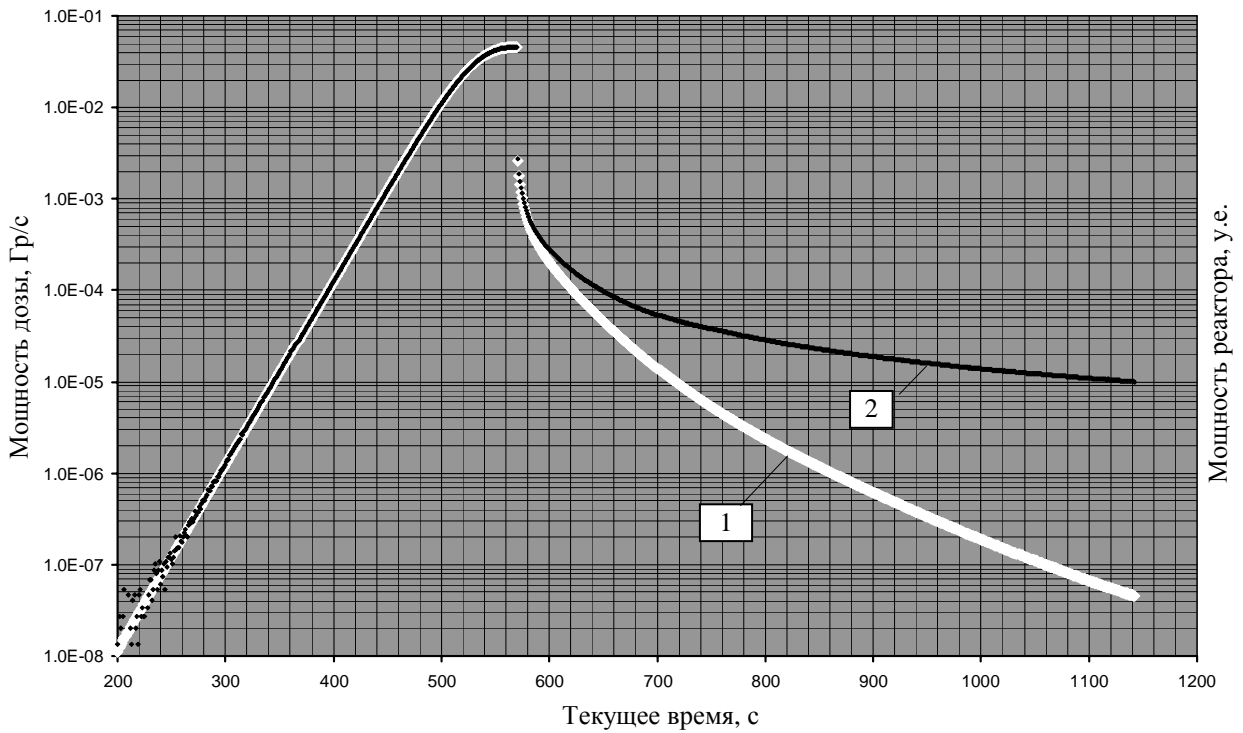


Рис. 3. Изменение мощности дозы в импульсе реактора БР-К1 на запаздывающих нейтронах при размещении КГК-2 в реакторном зале в ~9 м от центра АЗ:
1 – мощность реактора, 2 – мощность дозы

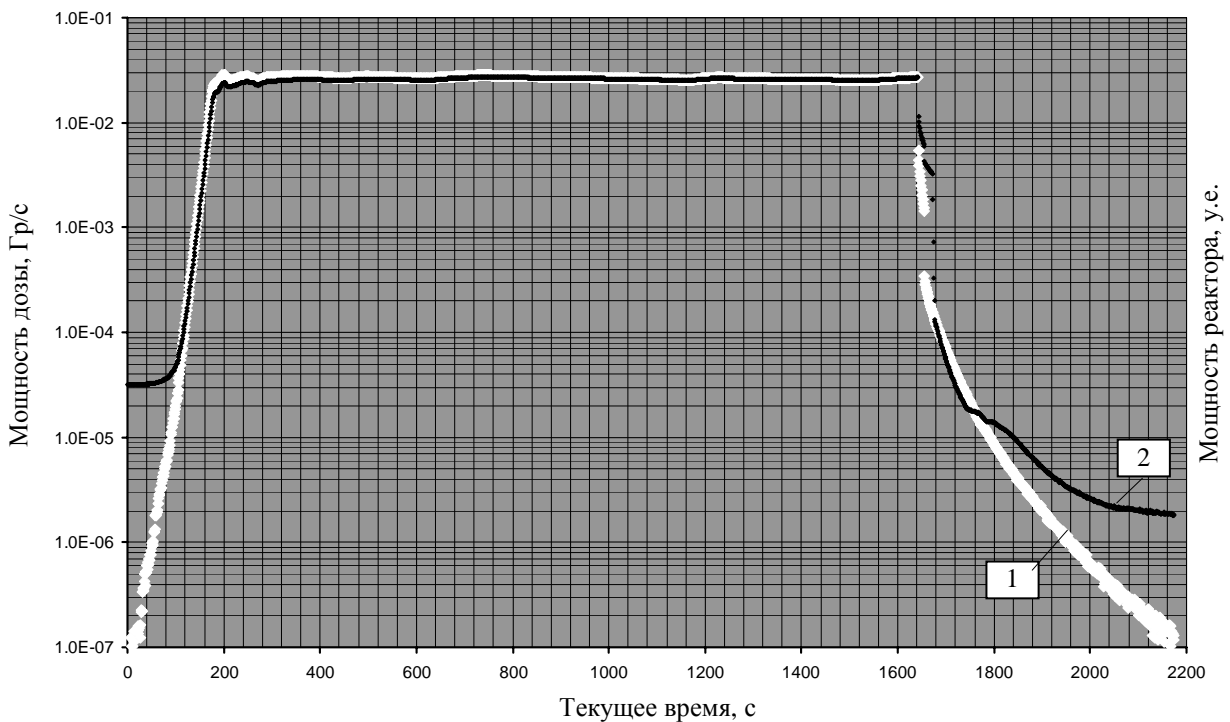


Рис. 4. Изменение мощности дозы в управляемом импульсе реактора БР-1М на запаздывающих нейтронах при размещении КГК-2 в КВЗ АЗ:
1 – мощность реактора, 2 – мощность дозы

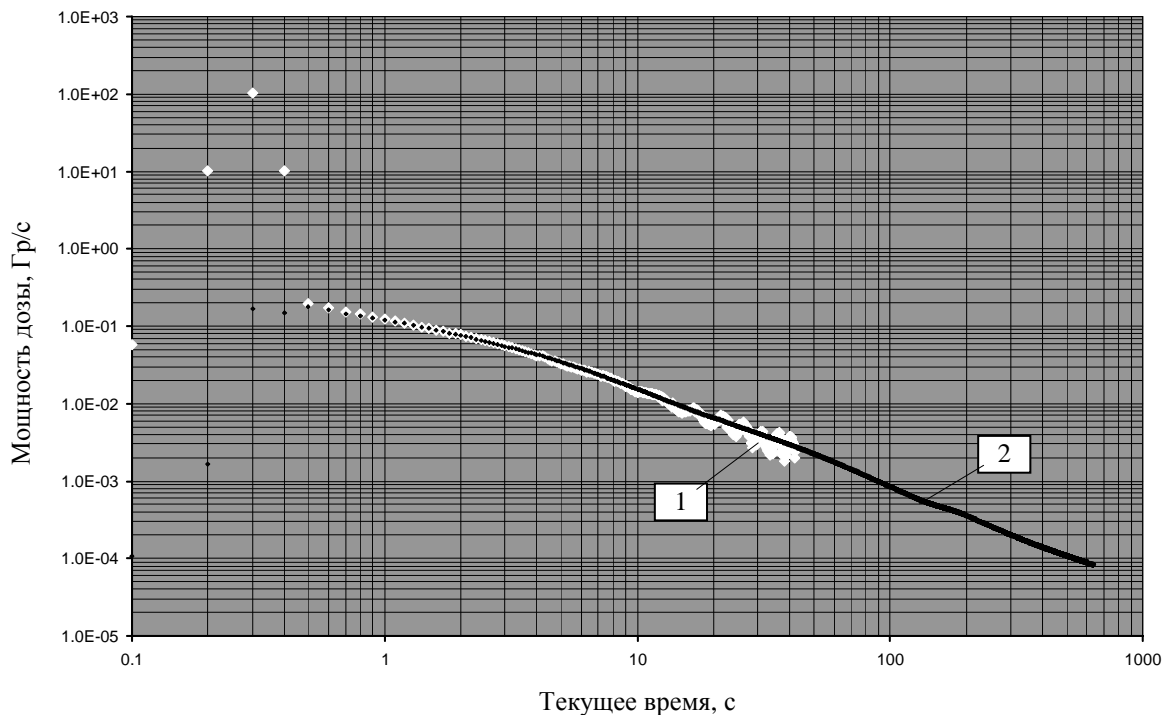


Рис. 5. Изменение мощности дозы при генерировании импульса делений реактора БР-1М на мгновенных нейтронах по показаниям КГК-2 и ВЭД-2 в ~ 3 м от центра АЗ:
 1 – мощность дозы по ВЭД-2 (увеличено в 540,62 раза), 2 – мощность дозы по КГК-2

го тракта с КГК-2 ($\sim 10^{-13}$ А) обеспечили возможность количественно достоверной регистрации мощности дозы с уровня 10^{-7} Гр/с, соответствующего мощности реактора $\sim 3,5 \cdot 10^{10}$ дел.АЗ/с (~ 1 Вт). На всем активном участке реализации энергопуска имеет место фактическое соответствие изменения мощности дозы изменению мощности реактора. Изменение мощности дозы в контролируемых границах характеризуется величиной $\sim 4,5 \cdot 10^5$ раза.

По завершению энергопуска, осуществленного возвратом всех ОРР в исходные положения в момент достижения реактором максимума мощности, ограничиваемого коэффициентом теплового гашения, проявляется различие в спаде мощности реактора, определяемом спадом мощности источников запаздывающих нейтронов, и спаде мощности дозы, определяемом значительно более медленным спадом мощности источников запаздывающих γ -квантов.

На рис. 5 представлены результаты измерений детектором КГК-2 в импульсе делений реактора БР-1М на запаздывающих нейтронах с внешним регулированием процесса формирования импульса. Детектор располагался в контейнере вертикальной загрузки (КВЗ) во внутризонную полость АЗ и в процессе генерирования импульса находился в положении полного ввода в нее.

Так же, как и в случае энергопуска БР-К1, в интересах визуальной наглядности использовано представление мощности реактора БР-1М в условных единицах, формат которых устанавливался по соотношению $P = 0,027P/3,266 \cdot 10^{12}$ (0,027 Гр/с и $3,266 \cdot 10^{16}$ дел.АЗ/с – значения мощности дозы и мощности реактора непосредственно перед прерыванием энергопуска возвратом ОРР в исходные положения, P – текущее значение мощности).

Значительный уровень мощности дозы в начале регистрационного цикла обусловлен высоким уровнем осколочной γ -активности АЗ действующего реактора. На интервале изменения мощности дозы от $\sim 10^{-3}$ до $\sim 10^{-2}$ Гр/с асимптотический период разгона реактора по показаниям КГК-2 11,20 с полностью совпадает с периодом по изменению мощности реактора 11,16 с. Характер расхождения мощности дозы и мощности реактора в области выдержки реактора на стационарной мощности $\sim 3,2 \cdot 10^{12}$ дел.АЗ/с (~ 90 Вт) в течение ~ 1400 с аналогичен таковому при калибровке КГК-2 в СГИ (см. рис. 2).

Своеобразный характер изменения мощности дозы по завершении процедуры генерирования импульса реактора путем отвода всех ОРР в исходные положения обусловлен перемещением КВЗ после прихода ОРР в исходное состояние,

включающим в себя вывод КВЗ из АЗ и отвод его на расстояние ~ 2 м.

В практике γ -диагностирования полей излучений импульсных реакторных установок особое место занимает так называемое постимпульсное диагностирование, призванное обеспечить достоверное измерение мощности дозы фактически с момента уменьшения ее уровня после импульса делений на мгновенных нейтронах ниже регистрационных возможностей детекторов импульсной мощности дозы (в настоящее время – это только детекторы типа ВЭД-2).

Возможности КГК-2 как детектора постимпульсной γ -диагностики в составе регистрационного тракта с измерителем тока типа ИМТК (см., например, [8]) демонстрируют данные, представленные на рис. 5. Измерения выполнены в импульсе на мгновенных нейтронах БР-1М с пиковой мощностью $\sim 2,1 \cdot 10^{21}$ дел.АЗ/с (~ 60 ГВт), полушириной 86 мкс и полным энерговыделением $\sim 2,2 \cdot 10^{17}$ дел.АЗ ($\sim 6,3$ МДж). Одновременно с токовым откликом γ -детектора КГК-2 по аналогичной схеме регистрировался токовый отклик батареи из шести параллельно соединенных γ -детекторов ВЭД-2-03 (наиболее чувствительная модификация детектора ВЭД-2). Для усиления токового сигнала все детекторы были окружены оболочкой из материала, конвертирующего реакторные нейтроны в γ -кванты (спрессованная смесь полипропилена с окисью кадмия в массовом соотношении ~ 9 к 1). Для визуальной наглядности токовый отклик батареи детекторов ВЭД-2-03 увеличен в 540,62 раза.

Генерирование импульса делений БР-1М осуществляется с минимизированного уровня начальной мощности (после не менее 20-минутного «высвечивания» в отсутствие внешнего источника нейтронов), поэтому до начала развития импульса делений регистрируются только фоновые уровни токовых сигналов соответствующих регистрационных трактов с ИМТК ($\sim 10^{-12}$ А).

Полученные ранее в импульсных измерениях данные о пиковом токе батареи ВЭД-2-03 в перерасчете на пиковую мощность реактора $\sim 2 \cdot 10^{21}$ дел.АЗ/с позволяют оценить ток шести ВЭД-2-03 в пике рассматриваемого импульса $\sim 1,2 \cdot 10^{-4}$ А при допустимом рабочем токе одного ВЭД-2-03 10 А. Данное обстоятельство позволяет исключить из рассмотрения перегрузку детекторов ВЭД по току и имеющий место характер изменения дозового отклика I на рис. 5 отнести исключительно к реакции ИМТК на импульсный всплеск тока на его входе (максимально зафиксированный ток, с уче-

том масштабного множителя, равен $\sim 3,2 \cdot 10^{-6}$ А).

Фактическое совпадение токовых откликов вакуумированного детектора ВЭД-2 и газонаполненного детектора КГК-2 через $\sim 0,7$ с после импульса делений БР-1М можно рассматривать как экспериментально установленный факт, позволяющий утверждать, что не позже 1 с после импульса с практически максимально разрешенным для генерирования на БР-1М энерговыделением (установленное для планирования предельное значение $2,7 \cdot 10^{17}$ дел.АЗ) регистрационный тракт с газонаполненной КГК-2 и регистратором тока ИМТК завершил процесс релаксации и функционирует в режиме нормальной (неискаженной) регистрации.

Верхняя граница регистрируемого КГК-2 диапазона мощности дозы 100 Гр/с в настоящее время представляет собой прогнозную оценку, выполненную на основании анализа токовых характеристик [6] подобных по конструкции газонаполненных промышленных камер. Принималось во внимание, что в детекторе КГК-2 имеются две одинаковые независимые секции, за счет чего верхний предел рабочего тока детектора вдвое выше такового для отдельной секции при параллельном включении секций. При установленной чувствительности исследованного образца КГК-2 $1,48 \cdot 10^{-5}$ Кл/Гр мощности дозы 100 Гр/с соответствует ток камеры 1,5 мА и, соответственно, ток секции 750 мкА.

В настоящее время изыскивается возможность осуществления экспериментального определения верхнего предела регистрационных возможностей детектора КГК-2 с целенаправленным достижением уровня мощности дозы 100 Гр/с.

Список литературы

1. Брискман Б. А., Генералова В. В., Крамер-Агеев Е. А., Трошин В. С. Внутриреакторная дозиметрия. Практическое руководство. – М.: Энергоатомиздат, 1985. – 200 с.
2. Севастьянов В. Д., Кошелев А. С., Маслов Г. Н. Характеристики полей нейтронов. Источники мгновенных нейтронов деления, генераторы 14 МэВ нейтронов, исследовательские и энергетические реакторы, устройства, конвертирующие нейтронное излучение. Справочник / Под ред. д-ра техн. наук В. Д. Севастьянова. – Менделеево: «ВНИИФТРИ», 2007. – 654 с.
3. Житник А. К., Донской Е. Н., Огнев С. П. и др. Методика С-007 решения методом Монте-Карло связанных линейных уравнений переноса

нейтронов, гамма-квантов, электронов и позитронов // ВАНТ. Сер. Математическое моделирование физических процессов, 2011, вып. 1, с. 17–24.

4. Бочвар И. А., Гимадова Т. Н., Кеирим-Маркус И. Б. и др. Метод дозиметрии ИКС. – М.: Энергоатомиздат, 1977. – 224 с.

5. Колесов В. Ф., Кувшинов М. И., Воронцов С. В. и др. Критические стенды и импульсные реакторы РФЯЦ-ВНИИЭФ // 65 лет ВНИИЭФ. Физика и техника высоких плотностей энергии: – В 2-х выпусках. – Саров: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 2011. Вып. 1. С. 136–164.

6. Чукляев С. В., Грудский М. Я., Артемьев В. А. Вторично-эмиссионные детекторы ионизирующих излучений. – М.: Энергоатомиздат, 1995. – 368 с.

7. Генералова В. В., Жанжора А. П., Кошелев А. С., Нарожный А. Т. Специализированный источник гамма-излучения, пространственно совмещенный с моделирующим опорным полем нейтронов МОП-К2 // Измерительная техника, 2010, № 1, с. 24–27.

8. Кошелев А. С., Хоружий В. Х., Овчинников М. А., Пикулина Г. Н. Возможности и перспективы развития компараторного варианта калибровки детекторов мощности гамма-излучения в поле специализированного гамма-источника реактора БР-К1 // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2011, вып. 3, с. 10–18.

9. А.с. 1106278 СССР МПК Кл G01T 3/00. Вакуумная камера деления КНВК / Чукляев С. В., Щетинин О. И. // Открытия. Изобретения. 1985, № 19.

Контактная информация –

Кошелев Александр Сергеевич,
ведущий научный сотрудник ИЯРФ, РФЯЦ-ВНИИЭФ,
тел. (831 30) 3-06-87

Статья поступила в редакцию 31.08.2012.

Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2012, вып. 3, с. 43–50.

ОСОБЕННОСТИ ФУНКЦИОНИРОВАНИЯ ПРОМЫШЛЕННЫХ ИОНИЗАЦИОННЫХ КАМЕР В КАЧЕСТВЕ ДЕТЕКТОРОВ КОНТРОЛЬНО-ИЗМЕРИТЕЛЬНОЙ АППАРАТУРЫ ИМПУЛЬСНЫХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

А. С. Кошелев, М. А. Овчинников, Г. Н. Пикулина

ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 607188, г. Саров Нижегородской обл.

Представлены результаты исследования токовых откликов серийно выпускаемых промышленных ионизационных камер типа КНК-4, КНК-53М и КНК-15 в энергетических пусках статического и импульсного характера на ядерных реакторах ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ» БР-К1, БР-1М и ГИР-2.

Ключевые слова: промышленная ионизационная камера, импульсный ядерный реактор, система контроля и защиты реактора, релаксационные характеристики камеры, измеритель малых токов.

FUNCTIONING PECULIARITIES OF ION CHAMBERS OPERATION AS DETECTORS OF CONTROL MEASURING HARDWARE FOR PULSE REACTORS / A. S. KOSHELEV, M. A. OVCHINNIKOV, G. N. PIKULINA // There are presented the research results of current responses of series-produced ionization chambers such as KNK-4, KNK-53M, KNK-15 during power startups in static and pulse regime of RFNC-VNIIEF reactors BR-K1, BR-1M and GIR-2.

Key words: series-produced ionization chamber, pulse reactor, reactor control system, chamber relaxation characteristic, small current gauge.

Неотъемлемой составляющей контрольно-измерительных систем импульсных ядерных реакторов (ИЯР) с функцией первичных измерительных преобразователей (детекторов) реакторных излучений являются промышленного и/или опытного изготовления газонаполненные и/или вакуумированные ионизационные камеры с комбинированной n - γ -чувствительностью и/или только γ -чувствительные [1–3].

Номенклатура серийно выпускаемых камер достаточно обширна [4], но по типу – это исключительно газонаполненные ионизационные камеры, преимущественно ориентированные на регистрацию плотности потока (интенсивности флюенса) тепловых нейтронов в активных зонах (АЗ) реакторов энергетической направленности (исследовательских или промышленных). Наличие газовой среды в рабочем объеме ионизационной камеры практически исключает возможность ее применения в системах измерений характеристик энергопусков ядерных реакторов, осуществляемых в режиме генерирования импульсов делений на мгновенных нейтронах.

Разработаны и выпускаются опытными партиями вакуумированные детекторы как нейтронного, так и γ -излучения [5], практический интерес

к которым проявляют и разработчики систем контроля собственно ядерного реактора в импульсном режиме работы, и специалисты по определению импульсных параметров полей реакторных излучений в исследовательских и прикладных целях.

Приходится, однако, констатировать, что при наличии достаточно обширной информации о возможностях и формах использования газонаполненных камер промышленного изготовления на реакторах энергетической направленности практически отсутствует информация о специфике работы детекторов серийного и опытного изготовления на ядерных реакторных установках преимущественно импульсной направленности. Так, в аспекте практического использования камер различного типа в контрольно-измерительных системах ИЯР можно отметить, пожалуй, только публикации [6, 7].

Благоприятное стечение обстоятельств при наличии необходимой аппаратуры (в первую очередь, комплекта из четырех высокочувствительных токовых модулей ИМТК*) и соответствующего опыта работы в области проектирования ИЯР позволило авторам осуществить ряд исследований

* ИМТК – измерительный модуль токовой камеры.

избирательного характера, результаты которых, по мнению авторов, выходят за рамки частного технического решения и могут быть полезны при решении задач общетехнического характера, предполагающих использование промышленных ионизационных камер (ПИК) в контрольно-измерительных системах модернизируемых и вновь создаваемых ИЯР.

Состав и функциональное назначение структурных составляющих регистрационного комплекта на основе ИТМ иллюстрирует функциональная схема, представленная на рис. 1.

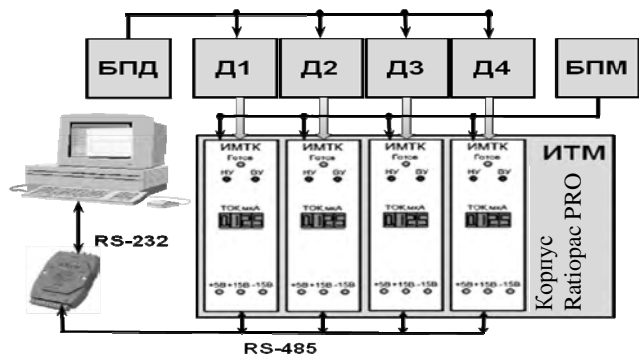


Рис. 1. Структурная схема регистрационного комплекта на основе ИТМ: Д1–Д4 – детекторы токовые, БПД – блок питания детекторов, БПМ – блок питания модулей

Измеритель тока многоканальный (ИТМ) – это комплект из четырех измерительных модулей ИМТК в общем приборном корпусе типа Ratiopac PRO. Предусмотрена возможность доукомплектования ИТМ дополнительными модулями ИМТК до восьми – общего числа модулей в приборном корпусе. При разработке ИМТК учтен предшествующий опыт измерения малых токов во ВНИИЭФ [8].

Рабочий диапазон измеряемых токов от $\sim 10^{-11}$ до $2,5 \cdot 10^{-3}$ А разбит на семь поддиапазонов десятичного форматирования, кроме первого и последнего. Предусмотрено автоматическое переключение поддиапазонов измерения в зависимости от значения тока на входе. Текущее значение измеренного тока постоянно отображается на индикаторах, расположенных на передней панели модуля.

Погрешность измерения тока на первых двух поддиапазонах (до 10^{-9} А) не более 5 %, а на остальных – не более 3 %. Время переключения поддиапазонов не более 0,1 с. Частота дискретизации входного сигнала не менее 10 Гц.

ИМТК содержит микроконтроллер, который выполняет функции по управлению модулем и обмену данными через последовательный интерфейс типа RS-485. Имеется функция самотестирования путем проверки работоспособности на всех поддиапазонах измерения с помощью встро-

енного цифро-аналогового преобразователя (ЦАП).

В функции разработанного для управления ИТМ программного обеспечения (ПО) включены:

- конкретизация количества модулей ИТМ, используемых для измерения токовых откликов избранного количества детекторов (от одного до четырех);
- установка связи между персональным компьютером (ПК) и комплектующими ИМТ модулями ИМТК, задание адресов модулей, проверка связи;
- передача данных от измерительных модулей на ПК с сохранением их в виде регистрационных файлов на жестком диске компьютера;
- отображение на экране монитора ПК измеренных значений тока и их суммы (заряда) на текущий момент времени измерения;
- просмотр регистрационных файлов и их первичная обработка.

При разработке ПО учитывалось, что оно будет использоваться в физическом эксперименте. Поэтому интерфейс пользователя программы организован в виде виртуального прибора с информационными индикаторами и панелью для вывода графика.

Предусмотрена регулируемая с шагом 0,1 с дискретизация измерений по текущему времени на интервале от 0,1 до 1 с.

При однозначной приоритетности режима работы, обеспечивающего генерирование импульсов делений на мгновенных нейтронах, предусмотрены также и другие режимы работы ИЯР, такие как подготовка стартового состояния для генерирования импульса на мгновенных нейтронах, генерирование саморегулирующихся и регулируемых извне импульсов делений на запаздывающих нейтронах (так называемых кратковременных энергопусков длительностью от единиц до сотен секунд), осуществление длительных (от ~ 1000 с и более) энергопусков с фиксацией избранного уровня мощности (так называемые статические энергопуски).

Особое внимание должно быть также уделено релаксационным характеристикам детекторов после воздействия на них реализуемых в импульсе делений на мгновенных нейтронах уровней излучений, на порядки превосходящих установленные измерительные пределы.

Одной из отличительных особенностей применения ПИК в системах контроля постоянной или медленно меняющейся (секунды) мощности реактора, ориентирующихся на нейтронную составляющую излучений АЗ, является практическое отсутствие сопутствующего γ -излучения на стадии вывода реактора на мощность, определенное возрастание γ -вклада в токовый отклик детектора в процессе работы на мощности и выражен-

ное преобладание γ -составляющей в токе детектора после заглушения реактора.

Рекомендуемая типовая схема включения двухсекционной ПИК в режиме компенсации сопутствующего γ -излучения представлена на рис. 2. При фиксированном напряжении питания нейтронной секции (+U) за счет регулировки напряжения питания γ -секции (-U) перед началом операции вывода реактора на мощность требуется осуществление операции взаимокомпенсирования секционных токов путем установки достижимо нулевого уровня суммарного токового сигнала.

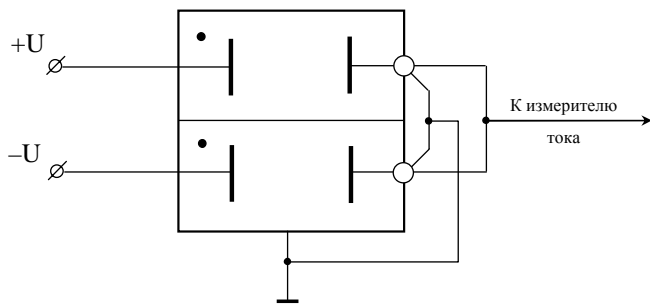


Рис. 2. Типовая схема включения двухсекционной ПИК в режиме γ -компенсации

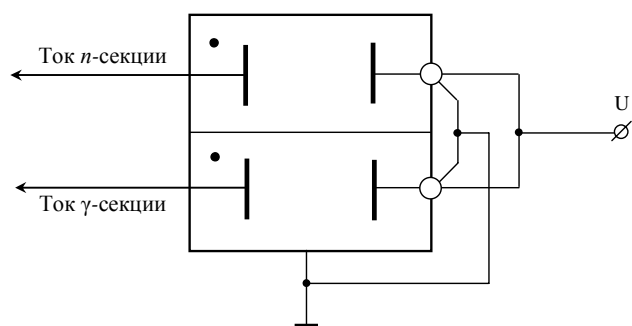


Рис. 3. Схема включения двухсекционной ПИК в режиме раздельной регистрации токов нейтронной и γ -секций

Использование типовой схемы включения ПИК в системах контроля квазистатической мощности ИЯР исключает возможность анализа сложной структуры изменения парциального соотношения нейтронной и γ -составляющей токового отклика детектора в процессе конкретного энергопуска реактора. Проведенные исследования показали возможность и целесообразность изменения типовой схемы включения ПИК на схему, представленную на рис. 3, с ориентацией ее использования в контрольно-измерительных системах ИЯР. Предпочтительности использования напряжения питания положительной или отрицательной полярности не выявлено. Так как некоторые различия секционной чувствительности ПИК при смене полярности напряжения питания имеют место, для

определенности все представляемые далее результаты исследований с включением ПИК по схеме рис. 3 получены при использовании положительной полярности питающего напряжения.

На рис. 4 представлен результат регистрации токового отклика ПИК КНК-4 (нейтронно-чувствительная камера с газообразным радиатором из ^3He) в энергопуске реактора БР-1М [9] статического характера с выдержкой стационарного уровня мощности $\sim 2,6 \cdot 10^{14}$ дел.АЗ/с ($\sim 7,5$ кВт) в течение ~ 1000 с при полном энерговыделении за пуск $\sim 2,7 \cdot 10^{17}$ дел.АЗ ($\sim 7,8$ МДж). Конструктивное оформление детектора ориентировано на возможность прямого практического использования в структуре детекторного оборудования реактора.

Графики секционных токов ПИК КНК-4 наглядно демонстрируют значительно большее превышение n -тока над γ -током (более, чем 1000-кратное) на участке вывода реактора на стационар и во время работы на нем вплоть до операции заглушения путем быстрого возврата органов регулирования реактивности (ОРР) АЗ на исходные позиции.

По завершении процедуры возврата ОРР на исходные позиции проявляется значительное различие в изменениях токов нейтронной и γ -секций. По истечении ~ 700 с после завершения активной части энергопуска имеет место практическое совпадение токов обеих секций, свидетельствующее об отсутствии влияния нейтронов реактора на формирование тока в n -секции и о примерно равной γ -чувствительности обеих секций ПИК КНК-4.

Собственно нейтронная составляющая тока n -секции на рис. 4 представлена графиком разности секционных токов.

В плане разделения нейтронной и γ -составляющей излучений реактора по воздействию на детектор ПИК КНК-4, по мнению авторов, наиболее подходит для применения в системах контроля мощности ИЯР стационарного характера, особенно при использовании реактора как физического инструмента преимущественно исследовательской направленности. К недостаткам ПИК КНК-4 могут быть отнесены определенное ограничение по максимальному рабочему току (не более 500 мкА) и недостаточная изученность ресурсных возможностей в условиях работы в составе контрольно-измерительных систем ИЯР.

На рис. 5 представлен результат регистрации токового отклика ПИК КНК-53М (нейтронно-чувствительная камера с радиатором из ^{10}B) в саморегулирующемся импульсе делений реактора БР-К1 [9] на запаздывающих нейтронах с пиковой мощностью $\sim 1,6 \cdot 10^{16}$ дел.АЗ/с ($\sim 0,46$ МВт)

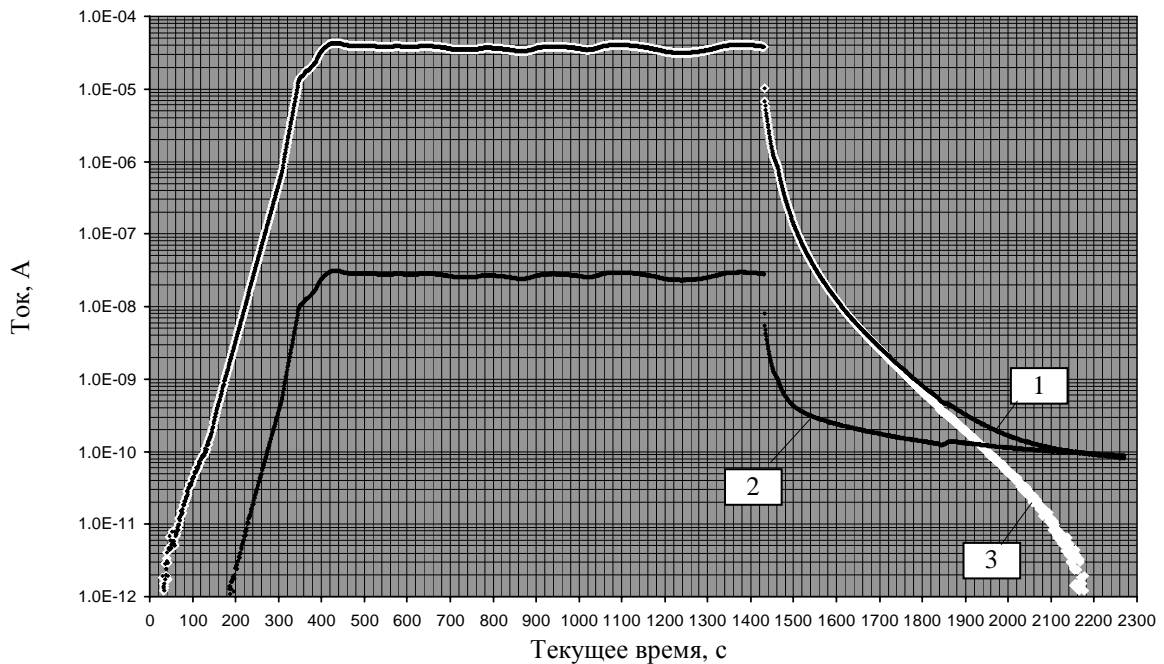


Рис. 4. Изменение секционных токов КНК-4 в энергопуске реактора БР-1М статического характера: 1 – ток n -секции, 2 – ток γ -секции, 3 – разность секционных токов

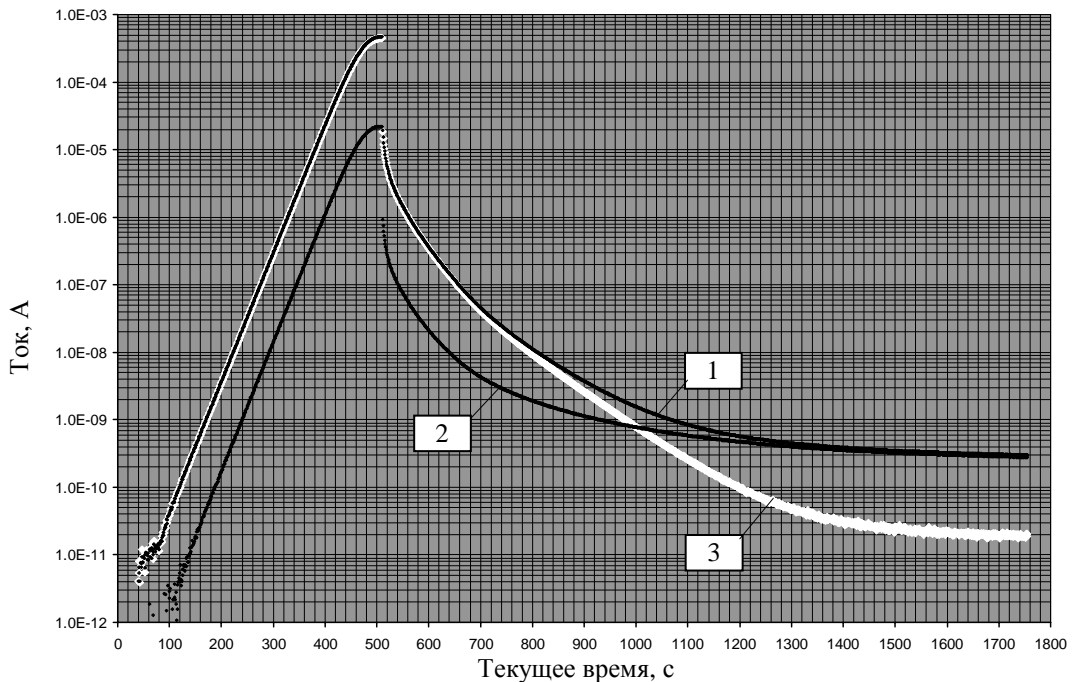


Рис. 5. Изменение секционных токов КНК-53М в процессе генерирования импульса делений на запаздывающих нейтронах на реакторе БР-1М: 1 – ток n -секции, 2 – ток γ -секции, 3 – разность секционных токов

и полном энерговыделении за пуск $\sim 9,1 \cdot 10^{17}$ дел.АЗ (~ 26 МДж). Конструктивное оформление детектора ориентировано на возможность прямого практического использования в структуре детекторного оборудования реактора.

Графики секционных токов ПИК КНК-53М также демонстрируют выраженное превышения n -тока над γ -током (~ 20 -кратное) на активном уча-

стке формирования импульса делений вплоть до осуществления операции заглушения путем быстрого возврата ОРР АЗ на исходные позиции.

Характер изменения токовых сигналов нейтронной и γ -секций аналогичен таковому в энергопуске реактора БР-1М, и также практически через 700 с наблюдается совпадение токовых показаний обеих секций детектора. Наблюдаемый ха-

рактически изменения разностного тока в конце процесса регистрации обусловлен, очевидно, имеющимися местами незначительными различиями в чувствительности функциональных секций КНК-53М к γ -излучению.

Высокие электрические параметры (максимальный рабочий ток 4 мА) и повышенная защищенность от внешних механических воздействий (наличие амортизатора, предохраняющего от повреждений при ударе) позволяют рассматривать ПИК КНК-53М как наиболее перспективный детектор для контрольно-измерительных систем ИЯР с измерительными функциями. Массовый характер применения ПИК КНК-53М в системах управления и защиты (СУЗ) действующих в стране энергетических реакторов свидетельствует о высоком уровне эксплуатационной надежности ПИК указанного типа, какового можно ожидать и при применении КНК-53М в контрольно-измерительных системах ИЯР.

На рис. 6 представлен результат регистрации токовых откликов ПИК КНК-4 и КНК-15 (нейтронно-чувствительная камера с радиатором из ^{235}U) в энергопуске реактора ГИР-2 [9] статического характера с выдержкой стационарного уровня мощности $\sim 1,7 \cdot 10^{12}$ дел.АЗ/с (~ 50 Вт) в течение ~ 1860 с при полном энерговыделении за пуск $\sim 3,2 \cdot 10^{15}$ дел.АЗ (~ 90 кДж). Конструктивное оформление детектора с КНК-4 ориентировано на возможность прямого практического использования в структуре детекторного оборудования реактора. Данные для КНК-15 получены в варианте конструктивно-измерительной конфигурации детектора, используемой в экспериментально отработываемой версии канала контроля мощности реактора. Включение детектора в регистрационный тракт осуществлено по типовой схеме (см. рис. 2).

Главным отличием ПИК КНК-15 от рассмотренных ранее ПИК КНК-4 и КНК-53М, обуславливающим приоритетный характер ее использования в большинстве СУЗ действующих ИЯР, является токовая составляющая постоянного и значительного уровня, формируемая испускаемыми материалом радиатора α -частицами с практически неизменным выходом. В практической версии использования ПИК КНК-15 на реакторе ГИР-2, как следует из рис. 6, токовый отклик соответствует значению $\sim 5 \cdot 10^{-10}$ А.

Наличие постоянно присутствующей и значительной по величине α -составляющей токового отклика КНК-15, безусловно, привлекательно при использовании детектора в системах аварийной защиты ИЯР благодаря возможности организации

непрерывного сквозного контроля работоспособности регистрационного тракта, очевидным образом ограничивает измерительный диапазон детектора (как следует из сравнения токовых откликов 1 и 2 на рис. 6).

Отметим, что наличие в конструкции АЗ ГИР-2 внешне расположенного конвертора, эффективно трансформирующего нейтронное излучение АЗ в γ -излучение, практически не изменяет кратности различия между токами нейтронной и γ -секциями КНК-4 (см. рис. 4 и 6).

Постимпульсный процесс релаксации регистрационного тракта, состоящего из газонаполненного ПИК-детектора и ИМТК, исследовался в нескольких импульсах делений на мгновенных нейтронах, осуществленных как на реакторе БР-1М, так и на реакторе ГИР-2. Отсутствие принципиальных отличий данных, получаемых в нескольких пусках на каждом из реакторов, позволяет ограничиться рассмотрением результатов, полученных только в одном из импульсов и на реакторе БР-1М, и на реакторе ГИР-2.

На рис. 7 представлены результаты измерения токовых откликов ПИК КНК-4, выполненных в импульсе на мгновенных нейтронах БР-1М с пиковой мощностью $\sim 2,1 \cdot 10^{21}$ дел.АЗ/с (~ 60 ГВт), полушириной 86 мкс и полным энерговыделением $\sim 2,2 \cdot 10^{17}$ дел.АЗ ($\sim 6,3$ МДж). Одновременно с секционными токами КНК-4 регистрировались токовые отклики γ -детектора КГК-2 (газонаполненный вариант детектора ВЭД-2-02 [5] штучного изготовления по заказу ВНИИЭФ при участии разработчика ВЭД-2, сотрудника НИИТМ Чукуяева С. В.) и батареи из шести параллельно соединенных γ -детекторов ВЭД-2-03, для усиления токового сигнала окруженных оболочкой из материала, конвертирующего реакторные нейтроны в γ -кванты (спрессованная смесь полипропилена с окисью кадмия в массовом соотношении ~ 9 к 1). Для наглядности токовый отклик батареи детекторов ВЭД-2-03 увеличен в 540,62 раза.

Генерирование импульса делений БР-1М осуществляется с минимизированного уровня начальной мощности (после не менее 20-минутного «высвечивания» в отсутствие внешнего источника нейтронов), поэтому до начала развития импульса делений регистрируются только фоновые уровни токовых сигналов соответствующих регистрационных трактов с ИМТК ($\sim 10^{-12}$ А).

Измеренный в предшествующих импульсах БР-1М пиковый ток батарей ВЭД-2-03, соответствующий пиковой мощности реактора $\sim 2 \cdot 10^{21}$ дел.АЗ/с, численно равен $\sim 1,2 \cdot 10^{-4}$ А при допустимом рабочем токе одного ВЭД-2-03 10 А. Данное обстоя-

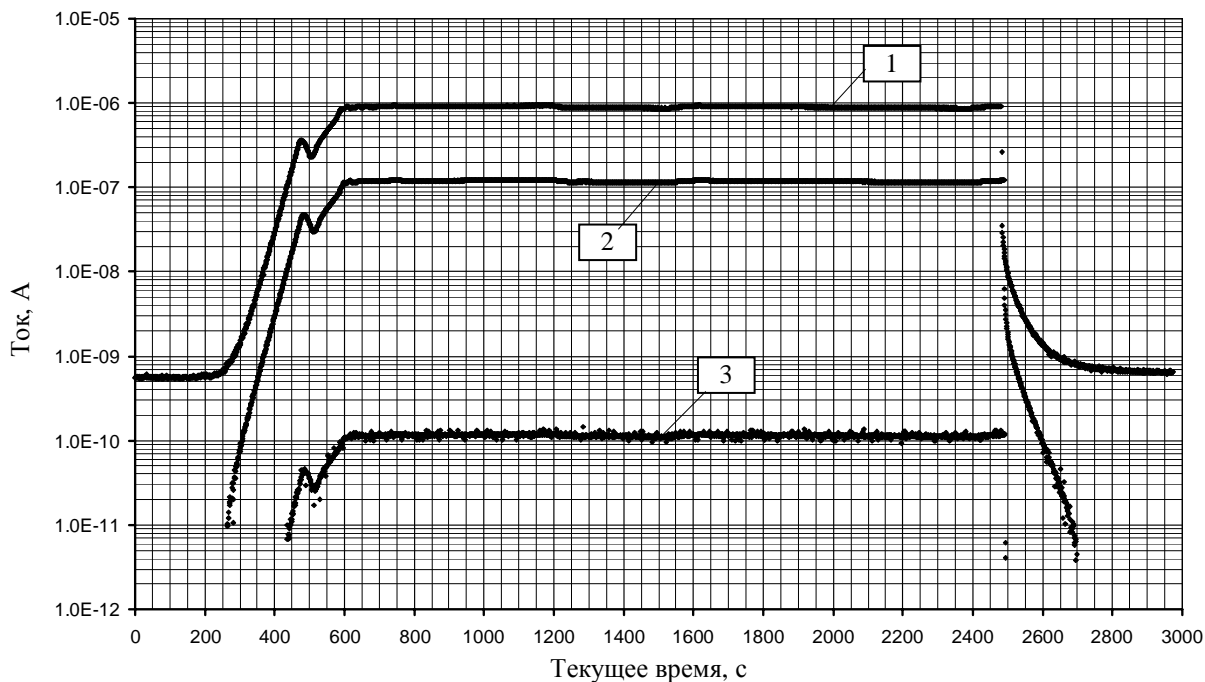


Рис. 6. Изменение секционных токов КНК-4 и разностного тока КНК-15 в энергопуске реактора ГИР-2 статического характера: 1 – разность секционных токов КНК-15, 2 – ток n -секции КНК-4, 3 – ток γ -секции КНК-4

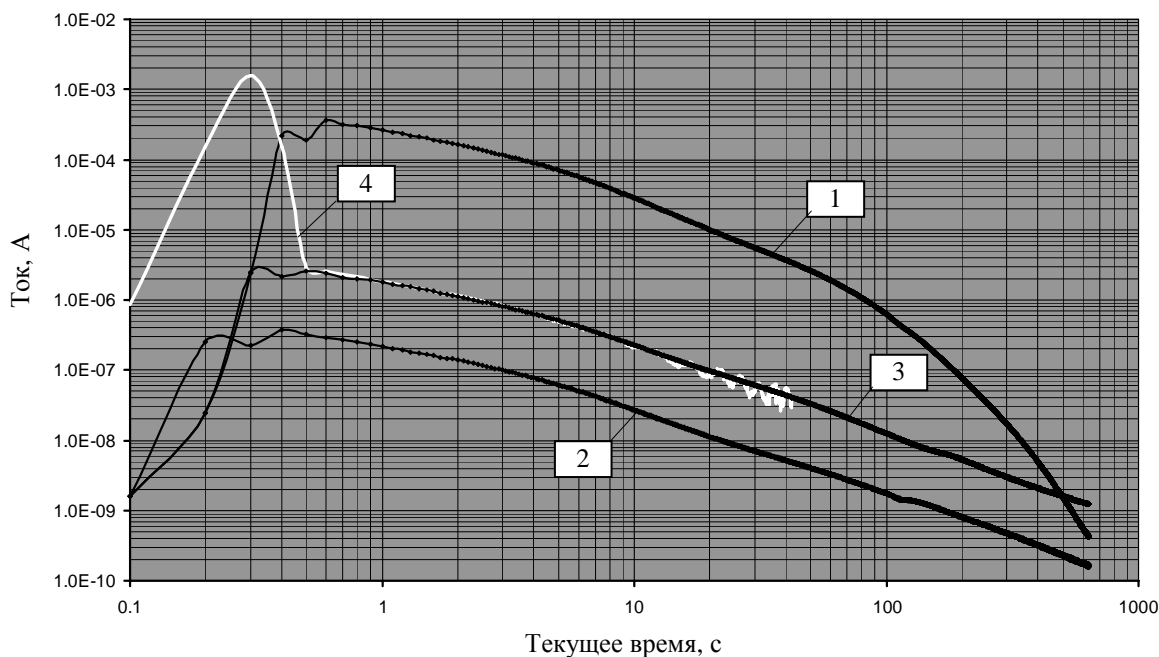


Рис. 7. Изменение секционных токов КНК-4, тока КГК-2 и тока батареи из шести ВЭД-2-03 при генерировании импульса делений на мгновенных нейтронах БР-1М: 1 – ток n -секции КНК-4, 2 – ток γ -секции КНК-4, 3 – ток КГК-2, 4 – ток батареи из шести ВЭД-2-03

тельство позволяет исключить из рассмотрения перегрузку детекторов ВЭД по току и имеющий место характер изменения токового сигнала 4 на рис. 7 отнести исключительно к реакции ИМТК на импульсный всплеск тока на его входе (макси-

мально зафиксированный ток, с учетом масштабного множителя, равен $\sim 3,2 \cdot 10^{-6}$ А).

Фактическое совпадение токовых откликов вакуумированного детектора ВЭД-2 и газонаполненного детектора КГК-2 через $\sim 0,7$ с после им-

пульса делений БР-1М можно рассматривать как экспериментальный факт, позволяющий утверждать, что не позже 1 с после импульса с практически максимально разрешенным для генерирования на БР-1М энерговыделением (установленное для планирования предельное значение $2,7 \cdot 10^{17}$ дел.АЗ) регистрационный тракт с газонаполненной ПИК КНК-4 и регистратором тока ИМТК завершил процесс релаксации и функционирует в режиме нормальной (неискаженной) регистрации.

Рис. 8 иллюстрирует изменение отношения секционных токов КНК-4 в формате текущего времени по мере уменьшения нейтронного выхода из АЗ, связанного с изменением (уменьшением) мощности источника запаздывающих нейтронов и изменением мощности γ -излучения, связанного как с уменьшением интенсивности делений на запаздывающих нейтронах, так и с уменьшением выхода запаздывающих γ -квантов деления.

На рис. 9 представлены результаты измерения разностного тока ПИК КНК-15, секционных токов ПИК КНК-4 и тока γ -детектора КГК-2, выполненных в импульсе на мгновенных нейтронах ГИР-2 с пиковой мощностью $\sim 4,9 \cdot 10^{20}$ дел.АЗ/с (~ 14 ГВт), полушириной 384 мкс и полным энерговыделением $\sim 2,1 \cdot 10^{17}$ дел.АЗ ($\sim 6,0$ МДж).

Генерирование импульса ГИР-2 осуществляется в режиме из стартового состояния с реактивностью выше критического состояния по запаздывающим нейтронам (с непосредственным контролем перед вводом импульсного блока по асимптотическому периоду разгона) и по достижению «стартового уровня» мощности реактора. Указан-

ные особенности предстартового функционирования реактора хорошо видны в интервале текущего времени до момента времени ~ 350 с, соответствующего импульсному всплеску мощности реактора и, соответственно, токовым сигналам детекторов излучений АЗ.

Характер изменения секционных токов КНК-4 и тока КГК-2 соответствует характеру изменения токовых откликов указанных детекторов как в импульсе на мгновенных нейтронах БР-1М, так и после сброса статической мощности в энергопусках БР-1М и ГИР-2. Также наблюдается выравнивание секционных токов КНК-4 через ~ 700 с по завершении процесса интенсивного энерговыделения и снижение сигнала n -секции КНК-4 до фонового уровня.

Однако в токовом сигнале ПИК КНК-15 через ~ 300 с после импульса реактора и далее наблюдается значимое различие в характере изменения токовых сигналов КНК-4 и КНК-15, выражающееся в незначительности изменения показаний КНК-15 при существенно большем изменении показаний КНК-4. Численная величина тока КНК-15 в области его относительной стабилизации многократно (в ~ 10 раз) превышает определенный ранее в статпусках реактора уровень α -тока $\sim 5 \cdot 10^{-10}$ А. Имеются данные, что даже через сутки после воздействия на КНК-15 излучений реактора в импульсе делений на мгновенных нейтронах с номинальным энерговыделением ($\sim 6,8$ МДж) регистрируемое значение тока превышает установленное для данной камеры в нормальных условиях значение α -тока.

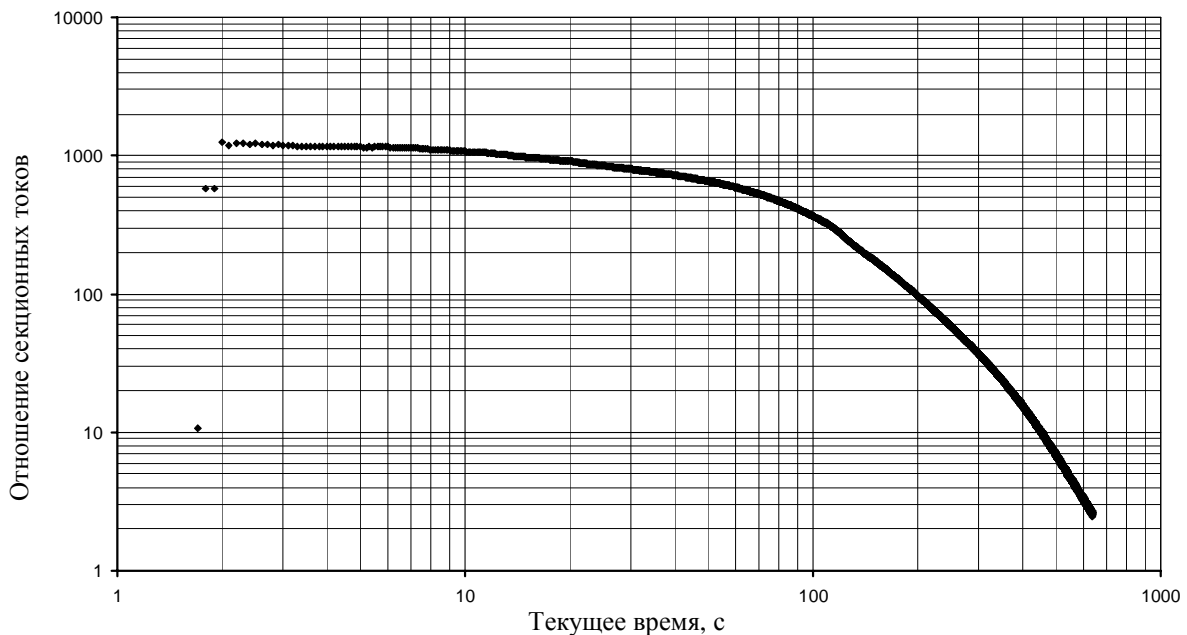


Рис. 8. Отношение тока n -секции к току γ -секции ПИК КНК-4 по завершении генерации импульса делений на мгновенных нейтронах БР-1М

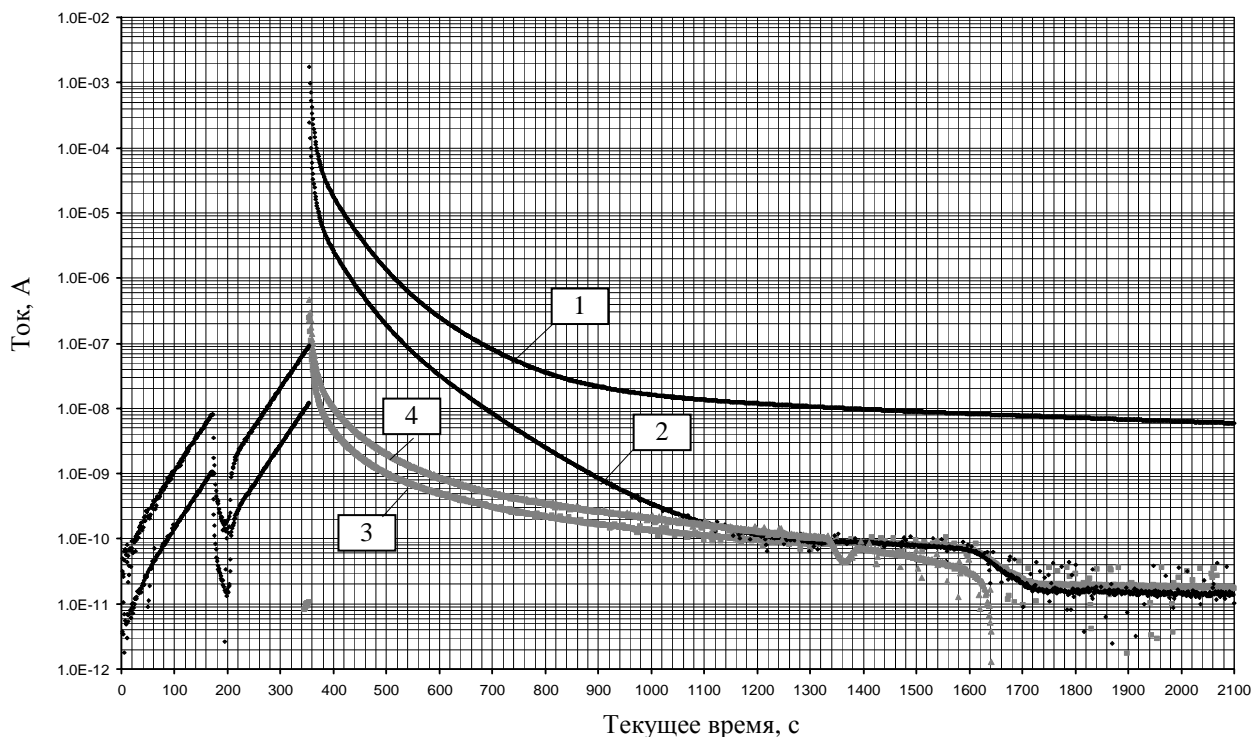


Рис. 9. Изменение тока КНК-15, секционных токов КНК-4 и тока КГК-2 в импульсе делений реактора ГИР-2: 1 – разностный ток КНК-15, 2 – ток *n*-секции КНК-4, 3 – ток γ -секции КНК-4, 4 – ток КГК-2

По мнению авторов, наиболее вероятная причина наблюдаемого эффекта – появление значимой сторонней составляющей тока *n*-секции КНК-15, обусловленной β -активностью осколков деления ^{235}U , образовавшихся в материале радиатора под воздействием значительного флюенса тепловых нейтронов, формируемого полиэтиленовым замедлителем вокруг детектора. В любом случае, при невозможности устранения выявленного эффекта, в значительный период времени после мощных импульсов на мгновенных нейтронах при использовании ПИК КНК-15 в контрольно-измерительных системах ИЯР необходимо учитывать особенности процесса релаксации детектора данного типа, не влияющие на его работоспособность в регистрационных трактах защитной ориентации, но однозначно влияющие на качество его работы в регистрационных трактах измерительной ориентации.

В целом, представленные в статье результаты свидетельствуют о перспективности использования практически всех серийно выпускаемых ПИК в контрольно-измерительных системах ИЯР с учетом основной функциональной направленности

таких реакторов на генерирование мощных импульсов делений на мгновенных нейтронах.

В то же время следует отметить явную недостаточность информационных данных, необходимых для эффективного использования серийных ПИК в качестве детекторов аппаратуры СУЗ ИЯР из-за различий в специфике их функционирования в составе СУЗ энергетических реакторов, являющихся предметом всестороннего освещения в научно-технической литературе, и в составе СУЗ ИЯР, о чем круг публикаций крайне ограничен. По мнению авторов, выявленные в процессе проведенных исследований различных серийных ПИК на ИЯР ВНИИЭФ БР-1М, БР-К1 и ГИР-2 особенности функционирования их как детекторов в составе контрольно-измерительных систем ИЯР однозначно свидетельствуют о необходимости организации исследований системного характера, направленных, в первую очередь, на выработку критериев предпочтительности использования ПИК конкретного типа в контрольно-измерительной системе конкретного назначения и установления сроков безотказной работы в реальных условиях их применения на ИЯР конкретного типа.

Список литературы

1. Мухачев С. В., Чередник П. Ф., Кушнарев А. Ф. и др. Система регистрации физических характеристик импульсного ядерного реактора // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1991, вып. 2, с. 51–54.

2. Овчинников М. А., Пикулина Г. Н., Богданов В. Н., Пичугин А. М. Автоматизированная система измерения физических характеристик реактора БИГР // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2011, вып. 3, с. 43–48.

3. Мингазов О. А. Модернизированная автоматизированная система контроля, управления и защиты ИЯР растворного типа // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2010, вып. 2, с. 83–88.

4. Дмитриев А. Б., Мальшев Е. К. Нейтронные ионизационные камеры для реакторной техники. – М.: Атомиздат, 1975.

5. Чукляев С. В., Грудский М. Я., Артемьев В. А. Вторично-эмиссионные детекторы ионизирующих излучений. – М.: Энергоатомиздат, 1995.

6. Одинцов Ю. М., Попов В. А., Кошелев А. С. и др. Исследование характеристик газонаполненных и вакуумированных камер деления типа КНК-15 в полях излучений с различным составом n -, γ -компонент // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1993, вып. 1–2, с. 3–8.

7. Одинцов Ю. М., Крыжановский А. А., Кошелев А. С. и др. Вакуумированные камеры КНК-15

для измерения потока нейтронов в поле излучения импульсного реактора // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1996, вып. 2, с. 65–71.

8. Виноградов Ю. И., Вьюшин А. Н., Овчинников М. А. и др. Измерение объемной активности в задачах радиометрии и радиохроматографии // Взаимодействие изотопов водорода с конструкционными материалами (ISISH-04). Сборник докладов Второго международного семинара. 12–17 апреля 2004 г. – Саров: РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2005. С. 468–471.

9. Колесов В. Ф., Кувшинов М. И., Воронцов С. В. и др. Критические стенды и импульсные реакторы РФЯЦ-ВНИИЭФ // 65 лет ВНИИЭФ. Физика и техника высоких плотностей энергии: В 2-х выпусках. – Саров: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 2011. Вып. 1. С. 136–164.

Контактная информация –

Кошелев Александр Сергеевич,
ведущий научный сотрудник ИЯРФ, РФЯЦ-ВНИИЭФ,
тел. (831 30) 3-06-87

Статья поступила в редакцию 31.08.2012.

Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2012, вып. 3, с. 51–59.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПЕРЕНОСА НЕЙТРОНОВ НИЗКИХ ЭНЕРГИЙ В ПРОГРАММЕ ПРИЗМА

Д. Г. Модестов

ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ», г. Снежинск

Работа посвящена описанию моделей переноса низкоэнергетических нейтронов, используемых в программе ПРИЗМА. Приводятся результаты некоторых расчетов, предназначенных для проверки выполнимости основных физических принципов и для сравнения с экспериментом. Также проводится сравнение с программой MCNP.

Ключевые слова: методы статистического моделирования, методы Монте-Карло, перенос нейтронов, сечение рассеяния, оцененные ядерные данные, ядерные реакторы.

SIMULATION OF LOW-ENERGY NEUTRON TRANSPORT IN THE PRIZMA CODE / D. G. MODESTOV //

The paper describes models which are used to simulate the transport of low-energy neutrons in PRIZMA, and calculations which were done to verify the basic physical principles and compare calculated results with experiment. Comparison with MCNP calculations is also provided.

Key words: methods of statistical modeling, Monte-Carlo method, neutron transfer, scatter cross-section, evaluated nuclear data, nuclear reactors.

Введение

Программа ПРИЗМА, краткое описание возможностей которой приведено в [1], предназначена для решения задач переноса частиц различной природы, в том числе и нейтронов, методом статистического моделирования. Достоинством данного метода является возможность проводить расчеты с использованием минимальных приближений, что, в свою очередь, требует построения как можно более точных моделей взаимодействия частиц с веществом. Одной из этих моделей, имеющих большое значение при расчете тепловых реакторов, является модель взаимодействий низкоэнергетических нейтронов, описанию которой посвящена настоящая работа.

Однако прежде всего необходимо отметить, в программе ПРИЗМА температура среды является функцией координат, что должно учитываться при моделировании. Кроме того, следует определить объекты, которые используются в этой программе для описания реакций частиц. Это два обязательных: интегральное сечение в табличном представлении и процедура выборки параметров

вторичных частиц; один необязательный – функция вычисления весового множителя и выборки значения энергии в зависимости от направления движения вторичной частицы. Отсутствие последнего объекта не влияет на аналоговое моделирование, но делает проблематичным использование весовых методов, применяемых для уменьшения дисперсии функционалов, связанных с детекторами малых размеров. Для всех типов угловых распределений нейтральных вторичных частиц, образующихся при взаимодействии нейтронов с неподвижным атомом, представляемых в формате ENDF [2], указанные функции реализованы. Соответственно, в задачах, где атомы можно считать неподвижными, имеется возможность применения методов понижения дисперсии. Это не всегда допустимо в тех случаях, когда необходим учет движения структурных элементов среды. Также следует отметить, что используемый в настоящее время алгоритм выборки угла вылета вторичной частицы предполагает существование плотности распределения вектора направления и потому не может быть использован для точечных распределений.

Общая схема

Для описания взаимодействий низкоэнергетических нейтронов в программе ПРИЗМА реализованы две модели. Наиболее простая из них основана на приближении максвелловского одноатомного идеального газа. Для моделирования переноса в ней используется метод «мажорирующего сечения», описанный в работе [3], с возможностью расчета в двух приближениях. Первое из них, заключающееся в отсутствии дополнительных приближений, не позволяет использовать методы уменьшения дисперсии при выборке параметров вторичных частиц на неупругих реакциях. Второе отличается тем, что при моделировании этих реакций атомы среды считаются покоящимися в лабораторной системе отсчета. Учитывая, что характерные энергии таких реакций намного превосходят энергию медленных нейтронов и температуру среды, это приближение можно считать не слишком грубым. В то же время оно дает возможность использовать методы понижения дисперсии, вычисляя весовой множитель для неупругих реакций в приближении покоящегося атома. Для упругого рассеяния весовой множитель рассчитывается в рамках любого приближения по методике, описанной в [4].

Другой моделью является модель учета химической связи в веществе. В настоящее время эта модель базируется на данных, представленных в формате FILE 7 ENDF [2]. В этом представлении влияние межатомных взаимодействий учитывается только в приложении к низкоэнергетической части упругого рассеяния нейтронов на свободных атомах. В формализме, используемом ENDF, эта часть определяется максимальной энергией ($E \leq E_{\max}$) и интервалом температур ($T \in [T_{\min}, T_{\max}]$) и рассматривается как комбинация упругого и неупругого рассеяния на всем веществе. Причем неупругое рассеяние обычно рассматривается в некогерентном приближении, а упругое, если его учет необходим, считается либо полностью когерентным, либо полностью некогерентным.

В соответствии с данными формата ENDF модель учета химической связи строится следующим образом: на диаграмме энергия–температура выделяется прямоугольник $E \leq E_{\max}$ и $T \leq T_{\max}$. Взаимодействия нейтронов вне прямоугольника описываются аналогично модели идеального газа. То же самое делается и для неупругих ядерных реакций внутри прямоугольника. А в качестве уп-

ругого рассеяния в этом прямоугольнике рассматриваются реакции, заданные в FILE 7 ENDF. Причем в случае $T < T_{\min}$ модель строится как при $T = T_{\min}$. Последнее приближение в общем случае является спорным. Оно оправдано при отсутствии фазовых переходов и тогда, когда тепловые колебания при $T = T_{\min}$ сравнимы с «нулевыми». Но оно необходимо для построения замкнутой модели и исходит из предположения полноты данных в библиотеке. Определение физичности используемого приближения полностью ложится на оператора. Впрочем, это же замечание касается и области $T > T_{\max}$, для которой модель может быть нефизичной по другим причинам.

Учитывая, что температура среды представляется функцией координат, как это было отмечено выше, в качестве интегрального сечения для этих реакций используется максимальное сечение по всем температурам в системе с добавлением реакции δ -рассеяния, зависящей от температуры. Далее рассматривается построение объектов, необходимых для программы ПРИЗМА. Будем использовать следующие обозначения: E_0 – энергия первичного нейтрона, E – энергия вторичного нейтрона, μ – косинус угла рассеяния, T – температура среды.

Когерентное упругое рассеяние

Этот тип рассеяния связан с интерференцией нейтронных волн, отраженных от кристаллических плоскостей. И, соответственно, оно характерно только для веществ, находящихся в кристаллическом состоянии. Особенности этого рассеяния описаны в [5] и [6]. Для моделирования переноса существенны два его свойства, которые связаны с необходимостью выполнения условия Брэгга – Вульфа. Во-первых, это условие приводит к тому, что рассеяние, при определенной энергии, может происходить только в дискретный набор углов. Во-вторых, его следствием является существование минимальной энергии нейтрона, определяемой из условия равенства длины волны удвоенному максимальному межплоскостному расстоянию, ниже которой рассеяния не происходит. Дифференциальное сечение когерентного упругого рассеяния в формате ENDF [2] можно представить в следующем виде:

$$\frac{\partial^2 \sigma}{\partial E \partial \mu} (E_0 \rightarrow E, \mu | T) =$$

$$= \frac{\delta(E - E_0)}{E_0} \sum_{i/E_i < E_0} \tilde{s}_i(T) \delta(\mu - \mu_i), \quad (1)$$

где E_i – брегговские энергии, $\tilde{s}_i(T)$ – соответствующие им структурные факторы, $\mu_i = 1 - \frac{2E_i}{E_0}$ – соответствующие косинусы углов рассеяния. Формат ENDF требует задания набора брегговских энергий E_i и соответствующих им величин $S_i(T)$, представляющих сумму структурных факторов $S_i(T) = \sum_{k=1}^i \tilde{s}_k(T)$. Выражение (1) легко интегрируется и дает зависимость сечения от энергии и температуры

$$\sigma(E_0 | T) = \frac{S_i(T)}{E_0}, \quad \text{где } i/E_0 \in [E_i, E_{i+1}). \quad (2)$$

Выборка косинуса угла рассеяния производится из дискретного распределения, получаемого из (1):

$$P(\mu = \mu_k | E_0, T) = \frac{\tilde{s}_k(T)}{S_i(T)}, \quad k \leq i,$$

где структурный фактор, стоящий в числителе, вычисляется следующим образом:

$$\tilde{s}_k(T) = \begin{cases} S_1(T) & , \quad k=1 \\ S_k(T) - S_{k-1}(T) & , \quad k>1 \end{cases}$$

а i – то же самое, что было определено при вычислении сечения (2). С учетом того, что рассеяние происходит на дискретные углы, процедура вычисления весового множителя в настоящее время не реализована.

Некогерентное упругое рассеяние

Дифференциальное сечение данной реакции, согласно [2], представляется в следующем виде:

$$\frac{\partial^2 \sigma}{\partial E \partial \mu}(E_0 \rightarrow E, \mu | T) = \frac{\sigma_b}{2} e^{-2EW(T)(1-\mu)} \delta(E_0 - E), \quad (3)$$

где σ_b – сечение связанного атома, а $W(T)$ – функция, пропорциональная фактору Дебая – Валлера. Интегрированием выражения (1) по всей области изменений переменных E и μ легко получается интегральное сечение

$$\sigma(E_0 | T) = \sigma_b \frac{1 - e^{-4E_0W(T)}}{4E_0W(T)}.$$

С учетом того, что функция $\frac{1 - e^{-x}}{x}$ является всюду убывающей, максимальное по температуре значение сечения находится в точке минимума $W(T)$. Исходя из физического смысла параметров модели [5, 6], можно сделать вывод, что σ_b имеет смысл интегрального сечения рассеяния на «замороженной» решетке, т. е. решетке, состоящей из неподвижных атомов, находящихся в положении равновесия. Фактор Дебая – Валлера вносит поправку на колебания решетки. При этом сам фактор пропорционален среднему квадрату смещения атома от равновесного положения. При $T < T_{\min}$, в соответствии с предположением полноты, используемой при построении модели в программе ПРИЗМА, считается, что значение $W(T_{\min})$ полностью определяется неидеальностью решетки и наличием «нулевых» колебаний, соответственно, в этом случае $W(T) = \text{const}$.

Согласно (3) единственным разыгрываемым параметром вторичной частицы является косинус угла рассеяния, который определяется по формуле

$$\mu = 1 + \frac{\ln(1 - \zeta(1 - e^{-4x}))}{2x},$$

где $x = E_0W(T)$, а ζ – случайное число, равномерно распределенное на интервале $(0,1)$. А в качестве весового множителя используется плотность функции распределения косинуса угла рассеяния, которая имеет вид

$$w = \frac{2E_0W(T)}{1 - e^{-4E_0W(T)}} e^{-2EW(T)(1-\mu)}.$$

Энергия при этом не меняется.

Некогерентное неупругое рассеяние

Наверное, не вызывает сомнения, что данная реакция является наиболее важной при описании нейтронных взаимодействий с учетом химической связи в веществе. Дифференциальное сечение в этом случае представляется как сумма сечений рассеяния на атомах вещества. При реализации в программе ПРИЗМА рассеяние на каждом атоме

моделируется независимо, поэтому удобнее всего рассмотреть реализацию этой реакции на отдельном атоме. В формате ENDF [2] ее дифференциальное сечение имеет вид

$$\frac{\partial^2 \sigma}{\partial E \partial \mu}(E_0 \rightarrow E, \mu | T) = \frac{\sigma_b}{2T} \sqrt{\frac{E}{E_0}} e^{-\frac{\beta}{2}} S(\alpha, \beta, T), \quad (4)$$

где σ_b – сечение связанного атома, A – атомный вес, $\alpha = \frac{E_0 + E - 2\mu\sqrt{E_0 E}}{A \cdot T}$ – квадрат приведенного

переданного импульса, $\beta = \frac{E - E_0}{T}$ – приведенная

переданная энергия, а $S(\alpha, \beta, T)$ – закон рассеяния, который является уникальным для каждого соединения. Формат ENDF предлагает 4 различных приближения для представления закона рассеяния: 3 аналитических (приближение максвелловского одноатомного идеального газа, диффузионное приближение, приближение мгновенного столкновения, short-collision-time) и одно табличное, которое, впрочем, включает приближение мгновенного столкновения для описания асимптотического поведения закона рассеяния. В программе ПРИЗМА для приближения идеального газа используется вышеописанная модель, основанная на алгоритмах, приведенных в работах [3] и [4]. Диффузионное приближение не реализовано, так как оно отсутствует в доступных библиотеках. Для приближения мгновенного столкновения используется несколько иное представление закона рассеяния, чем в руководстве [2], явный вид которого и его обоснование приводятся в [7]. Основные алгоритмы моделирования взаимодействий нейтронов в этом представлении описаны в работе [8]. Кроме того, в [8] приведены основные формулы для вычисления интегрального сечения в табличном представлении.

Здесь следует остановиться на вычислении весового множителя. При его вычислении в качестве энергии вторичного нейтрона используется энергия, полученная при аналоговой выборке. Соответственно, в качестве весового множителя выступает условная, при этой энергии, плотность функции распределения косинуса угла рассеяния. То есть для весового множителя используется следующее представление:

$$w(E_0, E, \mu, T) = \frac{\frac{\partial^2 \sigma}{\partial E \partial \mu}(E_0 \rightarrow E, \mu | T)}{\int_{-1}^1 d\mu \cdot \frac{\partial^2 \sigma}{\partial E \partial \mu}(E_0 \rightarrow E, \mu | T)}. \quad (5)$$

Для его вычисления удобно представить интегральное сечение так, как это сделано в работе [8]:

$$\sigma(E_0 | T) = \sigma_b \frac{A_n T}{4E_0} \int_{-\varepsilon}^{\infty} d\beta e^{-\frac{\beta}{2}} G(\beta, E_0, T), \quad (6)$$

где, в соответствии с (4), $\varepsilon = \frac{E_0}{T}$, $\alpha^{\pm} =$

$$= \frac{(\sqrt{\varepsilon + \beta} \pm \sqrt{\varepsilon})^2}{A} \text{ и}$$

$$G(\beta, E_0, T) = \int_{\alpha^-}^{\alpha^+} d\alpha S(\alpha, \beta, T). \quad (7)$$

Используя эти обозначения и принимая во внимание явный вид якобиана преобразования

$$\frac{\partial(E, \mu)}{\partial(\alpha, \beta)} = \frac{AT^2}{2\sqrt{E_0 E}}, \quad \text{выражение (5) приводим}$$

к виду

$$w(E_0, E, \mu, T) = \frac{2\sqrt{E_0 E}}{AT} \frac{S(\alpha, \beta, T)}{G(\beta, E_0, T)},$$

который и используется в программе ПРИЗМА.

Таким образом, для построения полной картины моделирования взаимодействий низкоэнергетических нейтронов остается описать выборку параметров рассеяния в случае табличного представления. Необходимая для построения этой выборки плотность функции распределения представляется, как и в [8], в виде произведения одномерных плотностей

$$f(\alpha, \beta) = f_{\beta}(\beta) f_{\alpha}(\alpha | \beta), \quad (8)$$

где с использованием (7) обозначено:

$$f_{\beta}(\beta) \sim e^{-\frac{\beta}{2}} G(\beta, E_0, T), \quad (9)$$

$$f_{\alpha}(\alpha | \beta) \sim S(\alpha, \beta, T). \quad (10)$$

Сам закон рассеяния в табличном представлении удобно записать следующим образом:

$$S(\alpha, \beta, T) = \begin{cases} S^T(\alpha, \beta, T), & (\alpha, \beta) \in [0, \alpha_{\max}] \times [\beta_{\min}, \beta_{\max}] \\ S^{SCT}(\alpha, \beta, T), & (\alpha, \beta) \notin [0, \alpha_{\max}] \times [\beta_{\min}, \beta_{\max}] \end{cases}, \quad (11)$$

где $S^T(\alpha, \beta, T)$ – некоторая двумерная табличная функция, а для граничных значений, которые в общем случае могут зависеть от температуры,

выполняются следующие условия: $\beta_{\min} < 0$, $\beta_{\max} > 0$, $\alpha_{\max} > 0$. Учитывая громоздкость (11), процедура выборки имеет такой же громоздкий вид. Поэтому она будет описана без излишних подробностей. Для ее построения в соответствии с (9) и (11) на этапе подготовки рассчитываются зависящие от E_0 и T вероятности того, что значение переданной энергии находится слева (P_-), внутри (P_0) и справа (P_+) относительно интервала $[\beta_{\min}, \beta_{\max}]$. Опуская нормировочный множитель, эти вероятности, в зависимости от ε , можно представить в следующем виде:

$$\varepsilon \leq -\beta_{\min} :$$

$$P_- \sim 0, \quad P_0 \sim I^T(-\varepsilon, \beta_{\max}, E_0, T),$$

$$P_+ \sim I_+^{SCT}(\beta_{\max}, E_0, T);$$

$$\varepsilon > -\beta_{\min} :$$

$$P_- \sim I_-^{SCT}(\beta_{\min}, E_0, T),$$

$$P_0 \sim I^T(\beta_{\min}, \beta_{\max}, E_0, T), \quad P_+ \sim I_+^{SCT}(\beta_{\max}, E_0, T).$$

Достаточно громоздкие выражения для I_{\pm}^{SCT} и I^T , являющиеся значениями интегралов вида $\int_{\beta_-}^{\beta_+} d\beta \cdot e^{-\frac{\beta}{2}} G(\beta, E_0, T)$, приведены в работе [8]. На

этапе моделирования по этим вероятностям определяется интервал, на котором находится β . В том случае, если этот интервал находится вне $[\beta_{\min}, \beta_{\max}]$, то параметры рассеяния (α , β) выбираются по алгоритмам, описанным в [8], для закона рассеяния в представлении мгновенного взаимодействия. В противном случае, согласно (9), производится выборка переданной энергии из произведения экспоненты на табличную функцию. Выборка второго параметра рассеяния α в этом случае, согласно (10) и (11), строится аналогично. То есть вычисляются вероятности попадания этого параметра в табличную область и область SCT -представления. В соответствии с вычисленными вероятностями выбирается интервал и производится розыгрыш значения α либо из табличного распределения, если $\alpha \leq \alpha_{\max}$, либо по алгоритмам, приведенным в [8], если $\alpha > \alpha_{\max}$. Здесь следует отметить, для наибольшей эффективности в табличном представлении используется линейно-линейная интерполяция, что требует перестройки сеток на этапе расчета начальных данных.

Построенная таким образом модель переноса низкоэнергетических нейтронов содержит ряд приближений, связанных как с представлением данных, так и с физической моделью. Поэтому требуется проверка, результаты которой представлены ниже.

Принцип детального равновесия

Как известно (см., например [9]), при достаточно общих предположениях, спектр нейтронов, находящихся в тепловом равновесии с веществом, с которым они взаимодействуют только упруго, является максвелловским, что, в свою очередь, является следствием выполнимости принципа детального равновесия. Можно также показать, что в том случае, когда присутствует и чистое поглощение, сечение которого обратно пропорционально скорости нейтрона, интегральный по времени и пространству поток нейтронов от максвелловского источника в бесконечной среде имеет энергетическое распределение:

$$f(E) = \frac{E}{T^2} e^{-\frac{E}{T}}. \quad (12)$$

Отклонение от него расчетного спектра может служить некоторым критерием нефизичности используемой модели.

В качестве вещества, с достаточно хорошей точностью удовлетворяющего указанным выше требованиям, может служить легкая вода, описание свойств которой к тому же важно и при расчете тепловых реакторов. Для проверки выполнимости принципа детального равновесия при моделировании взаимодействий нейтронов в воде было рассмотрено решение стационарного уравнения переноса с максвелловским источником в бесконечной среде с комнатной температурой 293,6 К (0,02530051611 эВ). В качестве результатов рассматривался относительный интегральный поток нейтронов, попадающий в десять равновероятных, с плотностью (12), энергетических интервалов. В качестве проверяемых моделей, кроме реализованных в программе ПРИЗМА моделей идеального газа и химической связи, рассматривались их аналоги из программы MCNP [10], а также модель для программы ПРИЗМА, основанная на преобразовании представления нейтронных данных через закон рассеяния в представление в виде интегрального сечения и энерго-углового распределе-

ния посредством программы NJOY [11]. При этом использовалась библиотека оцененных ядерных данных ENDF/B-VI, рекомендованная МАГАТЭ [12]. Результаты, имеющие относительную статистическую погрешность не более 10^{-4} , представлены в табл. 1. Как можно видеть из этой таблицы, идеальноегазовая модель программы ПРИЗМА дает результаты, совпадающие с теорией с точностью до статистики. Из этого, в частности, можно сделать вывод, что влияние отклонения сечения поглощения от закона обратных скоростей в рассматриваемой задаче пренебрежимо мало. У аналогичной модели MCNP согласие несколько хуже, а относительное отклонение достигает $2,5 \times 10^{-3}$, что, вероятно, обусловлено использованием дополнительных приближений при реализации данной модели. Чуть поменьше отличие, 2×10^{-3} , наблюдается для модели учета химической связи, реализованной в программе ПРИЗМА. Здесь отличие от теории связано с погрешностями таблично-го представления. При этом модель, построенная на данных, полученных с помощью программы NJOY, дает на порядок большую погрешность, $\sim 3 \times 10^{-2}$. И примерно такую же, $1,7 \times 10^{-2}$, дает мо-

дель учета химической связи, реализованная в MCNP, что, вероятно, определяется использованием NJOY при подготовке данных для MCNP.

Дополнительно к распределенным результатам в нижней строке табл. 1 приводится интегральное отклонение выборочной плотности от теоретической, вычисленное по формуле

$$\Delta f = \int_0^{\infty} dE \cdot |f(E) - \tilde{f}(E)|,$$

где $f(E)$ определено выражением (12), а $\tilde{f}(E)$ представляется в виде

$$\tilde{f}(E) = p(E) \cdot e^{-\frac{E}{T}},$$

с полиномом четвертой степени $p(E)$, который оценивался по методике, описанной в [13]. При этом результаты приводятся только для программы ПРИЗМА, так как в MCNP подобная оценка отсутствует. Сами оцененные полиномы для разных моделей приведены в табл. 2.

Таблица 1

Распределение потока нейтронов в воде при температуре 293,6 К по различным энергетическим интервалам

№	ПРИЗМА, идеальный газ	ПРИЗМА, хим. связь	ПРИЗМА, NJOY	MCNP, идеальный газ	MCNP, хим. связь
1	0,099999	0,099802	0,100438	0,09985	0,09967
2	0,100001	0,099961	0,100253	0,09988	0,09893
3	0,099999	0,099983	0,099867	0,09991	0,10059
4	0,100001	0,100000	0,099951	0,09993	0,10038
5	0,100001	0,100017	0,100504	0,09995	0,09994
6	0,099999	0,100027	0,100935	0,09998	0,09979
7	0,099998	0,100033	0,097154	0,10001	0,09831
8	0,100000	0,100037	0,100682	0,10006	0,09916
9	0,100000	0,100053	0,099972	0,10011	0,10176
10	0,099999	0,100086	0,100242	0,10025	0,10142
Δf	9×10^{-6}	5×10^{-4}	2×10^{-3}	–	–

Таблица 2

Полиномиальная часть оценки плотности функции распределения потока нейтронов в воде при температуре 293,6 К

Приближение	Зависимость функции распределения
Модель	$p(E)$
Теория	$1562,216566 \cdot E$
Идеальный газ	$0,000558112 + 1562,12 \cdot E + 3,54553 \cdot E^2 - 35,8491 \cdot E^3 + 103,354 \cdot E^4$
Хим. связь	$-0,0250413 + 1563,06 \cdot E - 2,5592 \cdot E^2 + 85,6085 \cdot E^3 - 216,382 \cdot E^4$
NJOY	$0,0835083 + 1559,65 \cdot E - 127,715 \cdot E^2 + 1766,3 \cdot E^3 - 2955 \cdot E^4$

Значения Δf , приведенные в табл. 1, подтверждающее сделанное выше утверждение о выполнимости принципа детального равновесия для газовой модели, несколько уменьшают различие между моделями, описывающими химическую связь в программах ПРИЗМА и NJOY. Однако это различие все равно остается существенным.

Сравнение с экспериментом

Кроме выполнимости основных физических принципов, важным критерием адекватности модели является воспроизведение экспериментальных данных. Для проведения сравнений с этими данными всюду при расчетах использовалась библиотека ENDF/B-VII, рекомендованная МАГАТЭ [12]. Экспериментальные данные, кроме оригинальных работ, можно найти в библиотеке EXFOR, ссылки на которую также имеются на сайте МАГАТЭ [12]. Если существуют оценки экспериментальных погрешностей, то при сравнении на графиках приводятся значения в трех средних квадратичных отклонениях.

Одним из важных замедлителей, используемых в ядерных реакторах, является легкая вода. Сравнение интегральных сечений для разных температур, используемых в программе ПРИЗМА и полученных в экспериментах, приводится на рис. 1 и 2. Согласие представляется достаточно хорошим для расчета реакторных задач. Также для этого вещества на рис. 3 и 4 приводятся распределения косинуса угла рассеяния, полученные

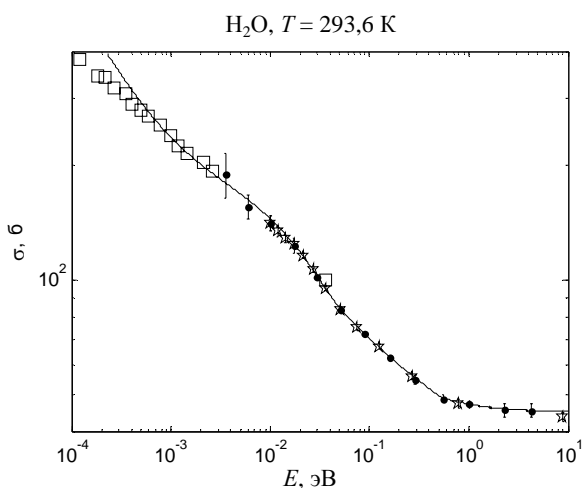


Рис. 1. Интегральное сечение рассеяния в легкой воде при комнатной температуре (— — расчет по алгоритмам [8], \square — экспериментальные данные из [14], \bullet — экспериментальные данные из [15], \star — экспериментальные данные из [16])

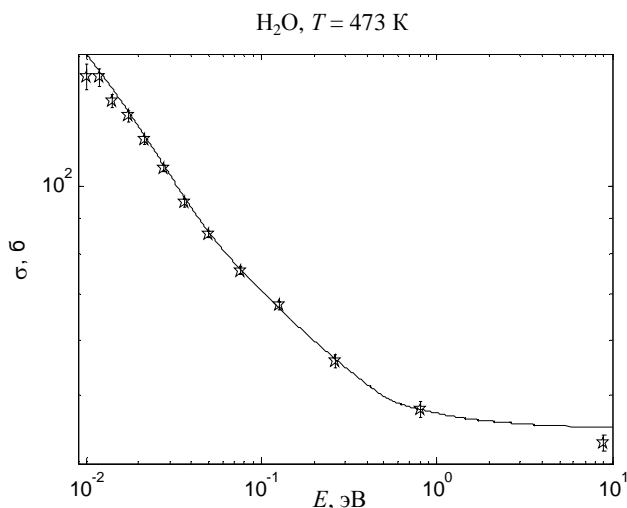


Рис. 2. Интегральное сечение рассеяния в легкой воде при температуре 473 К (— — расчет по алгоритмам [8], \star — экспериментальные данные из [16])

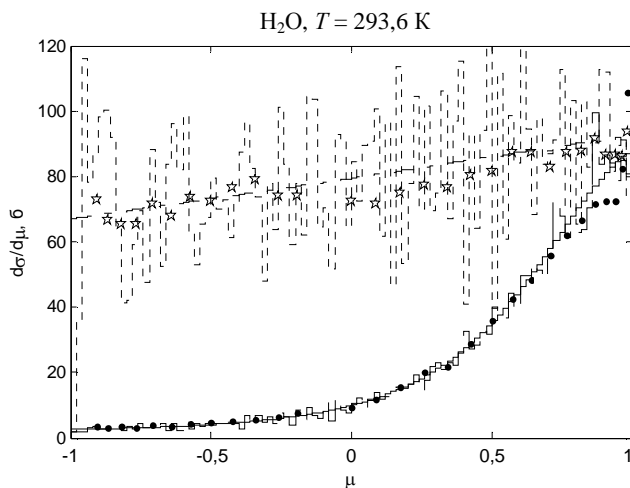


Рис. 3. Дифференциальное, по косинусу угла рассеяния, сечение в легкой воде при комнатной температуре (\star — экспериментальные данные из [17] для $E_0 = 0,0063$ эВ, $- \cdot -$ — расчет по алгоритмам из настоящей работы для $E_0 = 0,0063$ эВ, $- - -$ — расчет с использованием NJOY для $E_0 = 0,0063$ эВ, \bullet — экспериментальные данные из [17] для $E_0 = 2,2$ эВ, $- - -$ — расчет по алгоритмам из настоящей работы для $E_0 = 2,2$ эВ, $\cdot \cdot \cdot$ — расчет с использованием NJOY для $E_0 = 2,2$ эВ)

аналогично. Согласие тоже представляется приемлемым. Кроме того, на рис. 3 показано дифференциальное сечение, оцененное с помощью программы ПРИЗМА по данным, полученным по программе NJOY [11]. Видно, что при низких энергиях получается нефизичная «гребенка», которая определяется представлением выходных данных NJOY. При увеличении энергии амплитуда колебаний уменьшается. Здесь можно высказать пред-

Сравнение с программой MCNP

положение, что сильное рассогласование с принципом детального равновесия для программ NJOY и MCNP связано именно с этой нефизичностью углового распределения.

Еще более важным соединением, используемым в реакторах, является топливо, в частности, двуокись урана. Сравнение интегрального сечения используемого в программе ПРИЗМА, с экспериментальными данными для этого вещества приведено на рис. 5. Также видно неплохое согласие.

$H_2O, T = 200\text{ }^\circ\text{C}$

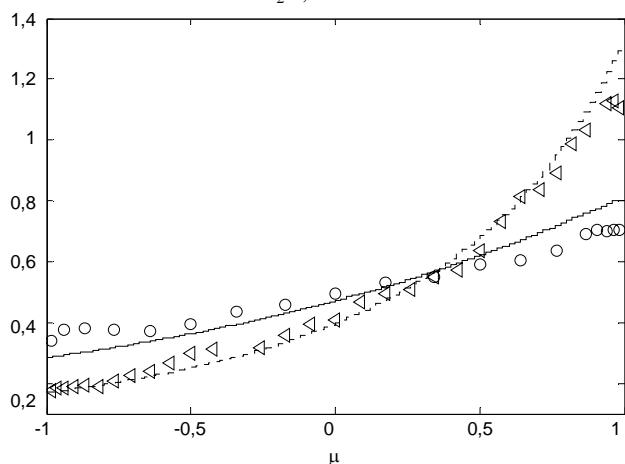


Рис. 4. Плотность распределения косинуса угла рассеяния в легкой воде при температуре $200\text{ }^\circ\text{C}$ (o – экспериментальные данные из [18] для $E_0 = 0,0225\text{ эВ}$, ∇ – экспериментальные данные из [18] для $E_0 = 0,105\text{ эВ}$, — – расчет по алгоритмам из настоящей работы для $E_0 = 0,0225\text{ эВ}$, - - - – расчет по алгоритмам из настоящей работы для $E_0 = 0,105\text{ эВ}$)

$UO_2, T = 293,6\text{ К}$

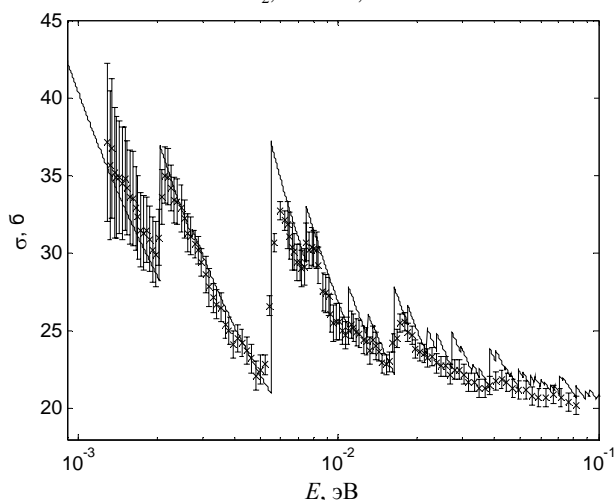


Рис. 5. Интегральное сечение рассеяния в двуокиси урана при комнатной температуре (— – расчет по алгоритмам [8], \times – экспериментальные данные из [19])

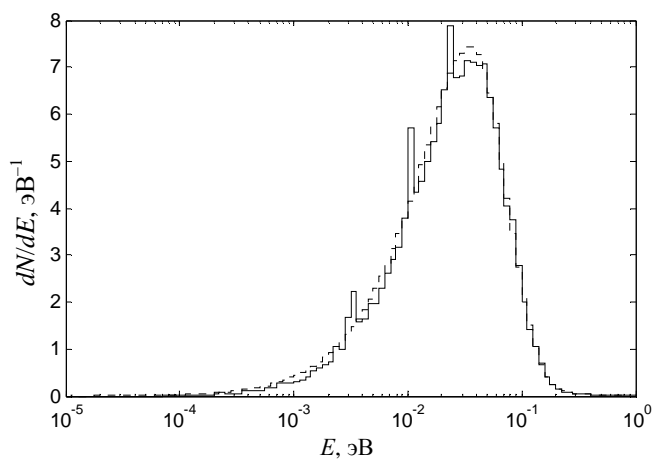


Рис. 6. Дифференциальный ток нейтронов через поверхность водяного шара, рассчитанный по программам ПРИЗМА (- - -) и MCNP (—) с учетом химической связи

Заключение

Реализованная в программе ПРИЗМА модель взаимодействий нейтронов низких энергий, с одной стороны, не противоречит рассмотренным экспериментальным данным, а с другой – удовлетворяет базовым физическим принципам, по крайней мере, не хуже MCNP, что, в частности, может служить некоторым обоснованием для использования этой модели при расчете реакторов на тепловых нейтронах. При этом дифференциальные характеристики нейтронного поля, полученные с помощью программы ПРИЗМА, выглядят более физичными, чем аналогичные величины, полученные по MCNP (см. рис. 3 и 6). Скорее всего, это связано с тем, что в программе MCNP, в отличие от алгоритма, представленного в настоящей работе, выборка параметров рассеянных частиц производится не из закона рассеяния, а из табличного энерго-углового распределения, полученного из этого закона, что, в свою очередь, приводит к дополнительным погрешностям представления.

Некоторым недостатком реализации модели переноса тепловых нейтронов в программе ПРИЗМА можно считать отсутствие процедуры вычисления весового множителя для когерентного упругого рассеяния, что связано с сингулярностью углового распределения этой реакции. Однако, учитывая, что данная реакция в большинстве прикладных задач не является ведущей, этот недостаток, не сильно теряя в эффективности, можно обойти с помощью более тяжелых методов типа расщепления и рулетки.

Таблица 3

Расчет коэффициента размножения для ВВЭР-1000

Модель	$K_{эф}$	Время
Идеальный газ	1,0021	1
Хим. связь в H ₂ O	1,0017	1,14
Хим. связь в H ₂ O и UO ₂	1,0015	1,18

В заключение хотелось бы оценить влияние учета химической связи при расчете реакторных задач. Так в табл. 3 приведены значения коэффициента размножения, оцененные с использованием разных моделей, для состояния 2 реактора ВВЭР-1000, описанного в [1]. В третьей колонке этой таблицы приведено время расчета задачи (статистика везде одинакова), отнесенное ко времени расчета модели идеального газа. Как видим, влияние модели на результат в этой системе

сравнительно невелико. Но что представляется интересным, учет химической связи только в воде, что обычно считается достаточным при расчете ВВЭР, дает эффект всего в два раза больший, чем добавочный учет данной связи в топливе. При этом время расчета с использованием более точного приближения увеличивается незначительно.

Список литературы

1. Зацепин О. В., Кандиев Я. З., Кашаева Е. А., Малышкин Г. Н., Модестов Д. Г. Расчеты методом Монте-Карло по программе ПРИЗМА нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора ВВЭР-1000 // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2011. Вып. 4. С. 64–73.
2. ENDF-102. Data Formats and Procedures for the Evaluated Nuclear Data Files, ENDF-6. BNL-NCS-44945-01/04-Rev., Informal Report, Revised April 2001, N.Y., 11973-5000.
3. Огибин В. Н., Орлов А. И. Применение метода «мажорирующего сечения» для моделирования прохождения нейтронов в движущейся среде // ВАНТ. Сер. Методики и программы численного решения задач математической физики, 1984. Вып. 2(16). С. 6–9.
4. Модестов Д. Г. Вычисление функции плотности распределения нейтронов при упругом рассеянии // ВАНТ. Сер. Математическое моделирование физических процессов, 2010. Вып. 1. С. 55–58.
5. Гуревич И. И., Тарасов Л. В. Физика нейтронов низких энергий. – М.: НАУКА, 1965.
6. Игелстафф П. Рассеяние тепловых нейтронов. – М.: АТОМИЗДАТ, 1970.
7. Модестов Д. Г. К вопросу об описании рассеяния медленных нейтронов в формате ENDF // ВАНТ. Сер. Математическое моделирование физических процессов, 2008. Вып. 3. С. 47–54.
8. Модестов Д. Г. Использование приближения мгновенного столкновения для моделирования переноса медленных нейтронов // ВАНТ. Сер. Математическое моделирование физических процессов, 2008. Вып. 3. С. 55–67.
9. Белл Д., Глесстон С. Теория ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1974.
10. X-5 Monte Carlo Team. MCNP – A General Monte Carlo N – Particle Code, Version 5. Los Alamos National Laboratory. LA-UR-03-1987. 2003.
11. MacFarlane R.E., Muir D.W. The NJOY Nuclear Data Processing System, version 9.1. Los Alamos National Laboratory, 1994.

12. IAEA Nuclear Data Centre, <http://www-nds.iaea.org>.

13. Модестов Д. Г., Хатунцев К. Е. Функциональные оценки в методах статистического моделирования // ВАИТ. Сер. Математическое моделирование физических процессов, 2009. Вып. 3. С. 34–44.

14. K. Heinloth. SCATTERING OF SUBTHERMAL NEUTRONS BY H₂O, CH₂O₂ AND C₆H₆. Zeitschrift fuer Physik; 1961. Vol. 163, p. 218.

15. Russell Jr J. L., Neill J. M., Brown J. R. TOTAL CROSS SECTION MEASUREMENTS IN H₂O. General Atomic Div. Reports; 1966. N 7581.

16. Dritsa M., Kostikas A. TOTAL CROSS-SECTION OF WATER AT ROOM TEMPERATURE AND 200 DEG C. Report from misc. OECD Countries to EANDC; 1967. N 63.

17. Beyster J. R. NEUTRON SCATTERING FROM LIGHT WATER. Nuclear Science and Engineering; 1968. Vol. 31, p. 254.

18. Lemmel H. D. Bestimmung der Diffusionskonstanten D(E,T) und D_v(T) thermischer Neutronen in H₂O, Phenylen, ZrH_{1,92} und D₂O durch Messung der Streuwinkelverteilungen $\frac{4\pi}{\sigma} \frac{d\sigma}{d\Omega}$, Teil I: H₂O, Nukleonik 7, 265 (1965).

19. Rodriguez C., Vinhas L. A., Herdade S. B., Amaral L. Q. Total cross-section of UO(2) versus lambda and thermal absorption cross-section. Inst. de Energia Atomica, Sao Paulo, Reports; 1967. N 152, p. 91.

Контактная информация –

Модестов Дмитрий Геннадьевич,
РФЯЦ-ВНИИТФ,
тел.: 8-35-146-5-47-30,
e-mail: d.g.modestov@vniitf.ru

Статья поступила в редакцию 31.08.2012.

Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2012, вып. 3, с. 60–69.

ВЕРИФИКАЦИЯ ПРОГРАММНОГО СРЕДСТВА PSG2/SERPENT ДЛЯ РАСЧЕТА $K_{эф}$ УРАН-ВОДНЫХ СИСТЕМ

А. А. Строганов, А. В. Курындин, А. Ю. Аникин, Д. К. Герасимов, К. Ю. Соколов

ФБУ «НТЦ ЯРБ», г. Москва

Расчет $K_{эф}$ с использованием различных программных средств (ПС) является неотъемлемой частью анализа безопасности любых систем, содержащих ядерные делящиеся материалы. Однако любое ПС характеризуется областью применения и погрешностью, которые обычно определяются путем сопоставления результатов, полученных с помощью данного ПС, с экспериментальными значениями.

В настоящей работе проведена верификация ПС PSG2/SERPENT для расчета $K_{эф}$ уран-водных систем в рамках ФЦП «Научные и научно-педагогические кадры инновационной России». Верификация выполнена на основе сопоставления с экспериментом на критическом стенде реактора ВВЭР, проведенном в НИЦ «Курчатовский институт». Полученные результаты демонстрируют высокую точность ПС PSG2/SERPENT и возможность его применения для расчета $K_{эф}$ уран-водных систем.

Ключевые слова: верификация, PSG2/SERPENT, ВВЭР.

VERIFICATION OF CRITICALITY CALCULATIONS OF URANIUM-WATER SYSTEMS USING PSG2/SERPENT CODE / A. A. STROGANOV, A. V. KURYNDIN, A. Y. ANIKIN, D. K. GERASIMOV, K. Y. SOKOLOV // Criticality calculations using different software codes (SC) are an integral part of safety analysis of any systems containing nuclear fissile materials. However, any SC is characterized by range of application and accuracy. These characteristics usually are estimated by comparison of results calculated by SC with experimentally measured values.

This paper represents results of PSG2/SERPENT verification for criticality calculations of uranium-water systems. Verification is based on comparison of K_{eff} values, calculated by PSG2/SERPENT, with experimental data measured on the VVER critical facility by NRC «KI». Results demonstrate the possibility of using PSG2/SERPENT for calculating of K_{eff} of uranium-water systems with high accuracy.

Key words: verification, PSG2/SERPENT, VVER.

Данная работа выполнена в рамках федеральной целевой программы «Научные и научно-педагогические кадры инновационной России» [1]. При выполнении данной НИР авторами в качестве основного инструментария для расчета критичности систем и процесса изменения нуклидного состава топлива в процессе облучения в реакторе был выбран программный комплекс PSG2/SERPENT [2].

PSG2/SERPENT представляет собой программное средство, реализующее метод Монте-Карло и позволяющее проводить расчеты изменения нуклидного состава ядерного топлива (ЯТ) в процессе облучения в реакторе, а также коэффициента размножения нейтронов $K_{эф}$ сколь угодно сложных систем, используя для их описания двух-

или трехмерную геометрию. Способность PSG2/SERPENT моделировать сложную геометрию позволяет проводить расчеты так называемых «full-core» систем, то есть моделировать загрузку целого реактора с возможностью описания каждого отдельного элемента, канала или ячейки активной зоны реактора.

В работе [3] представлены результаты верификации PSG2/SERPENT для расчетов $K_{эф}$ уран-водо-графитовых систем. В настоящей статье авторами представлены результаты верификационных расчетов $K_{эф}$ уран-водных систем с использованием PSG2/SERPENT. Для проведения верификации из сборника критмассовых экспериментов ICSBER [4] были выбраны эксперименты LCT-053, LCT-070, LCT-075, LCT-094, проведенные в На-

циональном исследовательском центре «Курчатовский институт» (НИЦ «КИ») на критической сборке ВВЭР (водо-водяной энергетический реактор). Помимо экспериментально измеренных значений $K_{эф}$ в [4] приведены результаты расчета $K_{эф}$, полученные с помощью кодов MCU-REA [5], KENO [6], APPOLO2 [7], ТВС-М [8], что, в свою очередь, позволяет оценить не только применимость и погрешность кода PSG2/SERPENT, но и сравнить его точность с аналогичными ПС.

Критическая сборка, использовавшаяся в экспериментах LCT-053, LCT-070, LCT-075 и LCT-094, состоит из активной зоны, помещенной в цилиндрический резервуар из нержавеющей стали. Критичность системы достигалась путем заполнения резервуара замедлителем (легкой водой) до определенного уровня.

Активная зона критической сборки состоит из твэлов реактора типа ВВЭР, закрепленных по треугольной решетке между верхней и нижней дистанционирующей плитой. Толщина слоя замедлителя под нижней дистанционирующей плитой составляет более 1600 мм. Нижняя и верхняя дистанционирующие плиты соединены между собой шестью стальными стержнями диаметром 20 мм. Высота топливного столба в твэле составляет 1250 ± 5 мм. При этом в экспериментах варьировалось размещение и количество твэлов. В рамках экспериментов LCT-053, LCT-070, LCT-075 и LCT-094 было измерено значение $K_{эф}$ для 43 различных конфигураций активной зоны критической сборки (пример конфигурации на рис. 1). Сводные данные по всем используемым в статье экспериментам приведены в табл. 1.

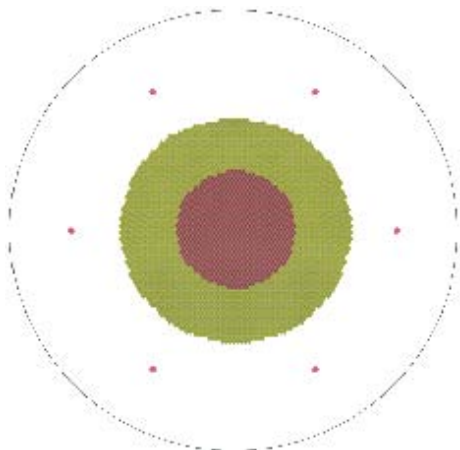


Рис. 1. Горизонтальное сечение модели эксперимента LCT-94, конфигурация 3

Построенные с использованием PSG2/SERPENT модели всех конфигураций экспериментов точно описывают все элементы системы. Исключением являются уплотняющая пружина и концевики твэла, которые в модели имеют более простую форму. Окружающий активную зону резервуар с водой в модели был заменен слоем воды толщиной 20 см, что не оказывает влияния на полученные значения $K_{эф}$. На рис. 2 представлена модель твэла, используемая в расчетах. В качестве библиотеки микроконстант использовалась библиотека ENDF/B-VI.8 [9]. Статистическая погрешность ПС PSG2/SERPENT при выбранных авторами параметрах расчета составляет 0,0003.

Таблица 1

Сводные данные по экспериментам

Номер эксперимента	Количество конфигураций	Количество твэлов	Шаг решетки, мм	Обогащение топлива, %
LCT-053	14	601 – 2683	12,7	4,4
LCT-070	12	1015 – 1201	11	4,4
LCT-075	6	1195	11	4,4
LCT-094	11	1285 – 3853	11	4,4/6,5

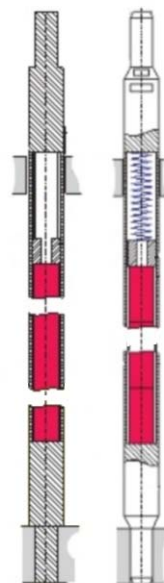


Рис. 2. Модель твэла, используемая в расчетах (слева), в сравнении с реальным твэлом (справа)

В табл. 2–5 представлены отклонения результатов расчета с помощью PSG2/SERPENT [2] от экспериментальных данных, а также приведены отклонения результатов, полученных с использованием других ПС, рассчитанные по формуле

$$D = \left(\frac{K_{\text{эф расч}}}{K_{\text{эф эксп}}} - 1 \right) 100 \% , \quad (1)$$

где $K_{\text{эф расч}}$ – расчетное значение эффективного коэффициента размножения нейтронов; $K_{\text{эф эксп}}$ – экспериментальное значение эффективного коэффициента размножения нейтронов.

Также в таблицах приведены значения погрешности определения экспериментального значения коэффициента размножения нейтронов с доверительным интервалом 3σ .

Результаты выполненных верификационных расчетов показали, что по точности расчета $K_{\text{эф}}$ уран-водных систем с ЯТ реакторов типа ВВЭР программное средство PSG2/SERPENT не уступает аналогичным общепризнанным реперным программным средствам, реализующим метод Монте-Карло. Среднее отклонение полученного с использованием PSG2/SERPENT значения $K_{\text{эф}}$ от экспериментально измеренного составляет $\sim 0,3\%$, а максимальное отклонение не превышает $0,43\%$.

При этом отклонение результатов расчета программного комплекса PSG2/SERPENT ни для одной из конфигураций не превышает погрешности определения экспериментального значения коэффициента размножения нейтронов, определенной с доверительным интервалом 3σ .

Таблица 2

Отклонения результатов расчета от данных эксперимента LCT-053

Конфигурация	PSG2/SERPENT	MCU	Погрешность эксперимента
1	-0,21 %	0,18 %	0,48 %
2	-0,29 %	-0,10 %	0,48 %
3	-0,14 %	-0,01 %	0,48 %
4	-0,23 %	-0,06 %	0,48 %
5	-0,25 %	-0,01 %	0,48 %
6	-0,32 %	-0,05 %	0,48 %
7	-0,12 %	0,10 %	0,48 %
8	-0,19 %	-0,08 %	0,48 %
9	-0,31 %	0,04 %	0,48 %
10	-0,41 %	-0,40 %	0,48 %
11	-0,24 %	-0,02 %	0,48 %
12	-0,24 %	0,07 %	0,48 %
13	-0,25 %	-0,39 %	0,48 %
14	-0,31 %	-0,10 %	0,48 %

Таблица 3

Отклонения результатов расчета от данных эксперимента LCT-070

Конфигурация	PSG2/SERPENT	MCU	Apollo2	KENO	Погрешность эксперимента
1	-0,24 %	0,25 %	0,73 %	0,25 %	0,51 %
2	-0,29 %	0,23 %	0,76 %	0,23 %	0,51 %
3	-0,24 %	0,06 %	0,79 %	0,06 %	0,51 %
4	-0,28 %	0,21 %	0,84 %	0,21 %	0,51 %
5	-0,30 %	0,20 %	0,94 %	0,20 %	0,51 %
6	-0,35 %	0,22 %	0,96 %	0,22 %	0,51 %
7	-0,32 %	0,19 %	0,96 %	0,19 %	0,51 %
8	-0,19 %	0,19 %	0,97 %	0,19 %	0,51 %
9	-0,41 %	0,13 %	0,86 %	0,13 %	0,51 %
10	-0,41 %	0,16 %	0,86 %	0,16 %	0,51 %
11	-0,44 %	0,04 %	0,74 %	0,04 %	0,51 %
12	-0,24 %	0,06 %	0,72 %	0,06 %	0,51 %

Таблица 4

Отклонения результатов расчета от данных эксперимента LCT-075

Конфигурация	PSG2/SERPENT	MCU	TBC-M	KENO	Погрешность эксперимента
1	-0,25 %	0,14 %	0,23 %	0,33 %	0,51 %
2	-0,26 %	0,01 %	0,13 %	0,38 %	0,51 %
3	-0,43 %	0,10 %	0,06 %	0,54 %	0,51 %
4	-0,28 %	0,14 %	0,32 %	0,17 %	0,51 %
5	-0,16 %	0,20 %	0,33 %	0,18 %	0,51 %
6	-0,18 %	0,11 %	0,35 %	0,19 %	0,51 %

Таблица 5

Отклонения результатов расчета
от данных эксперимента LCT-094

Конфигурация	PSG2/SERPENT	MCU	Погрешность эксперимента
1	-0,22 %	0,07 %	0,42 %
2	-0,15 %	0,23 %	0,42 %
3	-0,12 %	0,25 %	0,42 %
4	-0,33 %	0,19 %	0,42 %
5	-0,31 %	0,21 %	0,42 %
6	-0,14 %	0,19 %	0,42 %
7	-0,21 %	0,33 %	0,42 %
8	0,19 %	0,26 %	0,42 %
9	-0,36 %	0,14 %	0,42 %
10	-0,39 %	0,18 %	0,42 %
11	0,15 %	0,15 %	0,42 %

Список литературы

1. Приказ № 285 от 9 октября 2008 г. "Об утверждении положения об управлении реализацией федеральной целевой программы «Научные и научно-педагогические кадры инновационной России» на 2009–2013 годы". – М.: Минобрнауки России, 2008.

2. Jaakko Leppanen. PSG2/SERPENT – A Continuous Energy Monte-Karlo Reactor Physics Burnup Calculation Code. – Helsinki: VTT Technical Research Centre of Finland, 2012.

3. Строганов А. А., Курындин А. В., Аникин А. Ю., Герасимов Д. К. Использование кода PSG2/SERPENT для расчета K_{eff} уран-водографитовых систем // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 2011, вып. 3, с. 72–76.

4. International handbook of evaluated criticality safety benchmark experiments: NEA/NSC/DOC(95)03/I-VII: в 8 т., 4 том. – Issy-les-Moulineaux: OECD-NEA, 2009.

5. Гомин Е. А. Статус MCU-4 // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов. 2006, вып. 1, с. 6–32.

6. KENO V.a: an improved monte-carlo criticality program: ORNL/TM-2005/39, version 6, Vol. II, Sect F11 – Knoxville: ORNL, 2009.

7. Richard Sanchez. Apollo2 year 2010 // Nuclear engineering and technology. – № 42. Вып. 5. – October 2010, с. 474–499.

8. Курченко А. Ю., Большагин С. Н. Программа ТВС-М. Описание алгоритма и инструкция для пользователей: Отчет РНЦ «Курчатовский институт», № 32/1-18-203, Москва, 2003.

9. Victoria McLane. ENDF-201 ENDF/B-VI Summary Documentation Supplement I – Upton: National Nuclear Data Center, Brookhaven National Laboratory, 1996.

Контактная информация –

Герасимов Дмитрий Константинович,
младший научный сотрудник отдела общих проблем ядерной и радиационной безопасности,
ФБУ «НТЦ ЯРБ»,
e-mail: gerasimov@secnrgs.ru

Статья поступила в редакцию 31.08.2012.

Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2012, вып. 3, с. 70–73.

ПЕРВЫЙ ЭТАП ИСПЫТАНИЙ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК С НИЗКООБОГАЩЕННЫМ ТОПЛИВОМ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ РЕАКТОРА ВВР-К. РЕЗУЛЬТАТЫ И ВЫВОДЫ

Ф. М. Аринкин, Ш. Х. Гизатулин, С. Н. Колточник, Д. А. Накипов, П. В. Чакров,
Л. В. Чекушина, А. А. Шаймерденов

НЯЦ РК «Институт ядерной физики», Алматы, Казахстан

В работе приводится анализ первого этапа реакторных испытаний экспериментальных ТВС (ЭТВС) с низкообогащенным топливом в активной зоне реактора ВВР-К. Описываются экспериментальные устройства и методики, используемые при проведении испытаний, перечень контролируемых параметров. Показано, что в ходе первого этапа испытаний (142 дня) достигнуто среднее выгорание ^{235}U в ЭТВС – 22,1 %. Визуальный осмотр ЭТВС и анализ воды первого контура по активности реперного изотопа ^{137}Cs показал, что герметичность штатных ТВС и ЭТВС не нарушена.

Ключевые слова: реактор ВВР-К, испытание ТВС, выгорание ^{235}U .

FIRST STAGE OF THE LOW-ENRICHED FUEL LTA IRRADIATION TEST IN THE WWR-K REACTOR CORE. RESULTS AND CONCLUSIONS / F. M. ARINKIN, SH. H. GIZATULIN, S. N. KOLTOCHNIK, D. A. NAKIPOV, P. V. CHAKROV, L. V. CHEKUSHINA, A. A. SHAIMERDENOV // Brief analysis of the first stage is presented which was carried out before in-reactor test of the lead test assemblies (LTA) with low-enriched fuel in the WWR-K reactor core. Descriptions of experimental devices and techniques used in course of the test are given, as well as a list of controlled parameters. It is shown that the first stage of the test (142 days) reached an average burnup of uranium-235 in LTA is 22.1 %. LTA visual inspection and analysis of water from primary circuit in the benchmark of the isotopes activity against presence of cesium confirms LTA leakproofness.

Key words: reactor VWR-K, fuel assembly testing, ^{235}U burn-up.

Введение

В настоящее время жизненно важными являются вопросы, связанные с обеспечением режима нераспространения делящихся материалов высокообогащения. В связи с тем, что основными потребителями высокообогащенного урана в атомной отрасли являются исследовательские реакторы, их конверсия является неотложной задачей.

С 2003 г. по 2006 г. в Институте ядерной физики НЯЦ РК при финансовой поддержке NTI (США) велись исследовательские работы по выбору топливной композиции и конструкции топливной сборки для перевода реактора ВВР-К на топливо низкого обогащения [1–4] (в настоящее время на реакторе используются ТВС типа ВВР-Ц с топливной композицией на основе $\text{UO}_2\text{--Al}$

с обогащением 36 %). В процессе проведения расчетных исследований в качестве основы выбрана топливная композиция на основе UO_2 , диспергированного в алюминиевой матрице с плотностью урана $2,8 \text{ г/см}^3$ и обогащением по урану-235 19,7 %, и разработана наиболее оптимальная для реактора ВВР-К конструкция восьмитрубной ТВС с тонкостенными (1,6 мм) твэлами. При этом загрузка урана-235 составляет ~250 г, а площадь теплопередающей поверхности достигает $1,34 \text{ м}^2$.

Результаты расчетов нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора с топливом низкого обогащения показали, что с выбранной топливной композицией и конструкцией ТВС, с использованием бокового отражателя из бериллия, характеристики реактора, несмотря на снижение обогащения, удастся улучшить.

В соответствии с действующими нормативными документами в Республике Казахстан перед поставкой ТВС на производство обязательно проведение реакторных испытаний опытной партии ТВС для подтверждения их проектных характеристик. Специалистами ИЯФ с участием специалистов Аргоннской национальной лаборатории (США) и НИКИЭТ (РФ) разработаны обоснованная программа испытаний экспериментальных ТВС (ЭТВС) и обоснование безопасности испытаний в реакторе ВВР-К, включающее в себя анализ возможных переходных процессов. По согласованию с разработчиком ЭТВС (НИКИЭТ) принято решение о том, что испытания будут проводиться при работе ЭТВС в составе активной зоны с низкообогащенным топливом. Выполнен анализ стационарного состояния и теплогидравлический расчет активной зоны. Получено разрешение регуляторного органа на проведение испытаний. В феврале 2011 г. Новосибирским заводом химконцентратов (НЗХК) были изготовлены три ЭТВС, и в марте 2011 г. начаты их ресурсные испытания в активной зоне реактора ВВР-К. Испытания предполагается провести в три этапа – до достижения среднего выгорания в ЭТВС 20, 40 и 60 %; по окончании каждого из этапов предусматривается визуальный осмотр одной из ЭТВС.

Первый этап испытаний ЭТВС в активной зоне реактора ВВР-К

Нейтронно-физический расчет активной зоны реактора ВВР-К с топливом низкого обогащения показал, что мощность наиболее энергонапряженной ТВС составляет 360 кВт. Для того чтобы получить при испытаниях требуемые значения мощности, потребовалась коренная перестройка существующей активной зоны. Она, в первую очередь, была направлена на уменьшение ее объема с целью повышения удельных характеристик. Так, были извлечены ТВС из последнего ряда ячеек активной зоны, и на их место установлены 28 блоков бериллия, образующих боковой бериллиевый отражатель. Кроме того, в центре активной зоны вместо извлеченных семи ТВС было установлено облучательное устройство из бериллия, обеспечивающее установку трех ЭТВС с шагом 68,3 мм и гарантированный зазор между ЭТВС 2,0 мм для протока теплоносителя. Картограмма загрузки активной зоны, содержащая 38 штатных ТВС типа ВВР-Ц, 3 ЭТВС в облучательном устройстве и 28 блоков бериллиевого отражателя представлена на рис. 1.

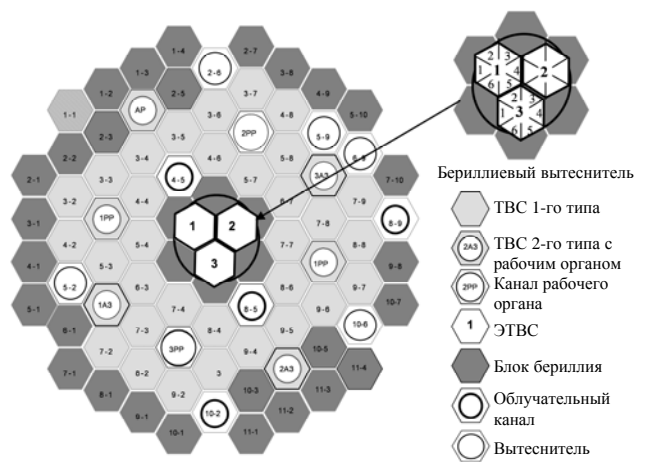


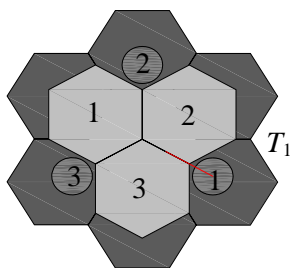
Рис. 1. Картограмма загрузки активной зоны реактора ВВР-К для испытаний ЭТВС

В ячейки активной зоны, занятые вытеснителями, впоследствии будут установлены блоки бериллия. Облучательное устройство оснащено дополнительными системами диагностики условий облучения ЭТВС. Для контроля относительной плотности потока нейтронов использовались два детектора прямого заряда (ДПЗ) с эмиттером из родия. Температура теплоносителя на входе T_1 и на выходе T_2 , T_3 облучательного устройства измерялась тремя термопарами (хромель-алюмель). Расположение ЭТВС, температурных датчиков и ДПЗ в облучательном устройстве показано на рис. 2. В канале 1 облучательного устройства располагались три термопары и ДПЗ-1, в канале 2 располагался ДПЗ-2.

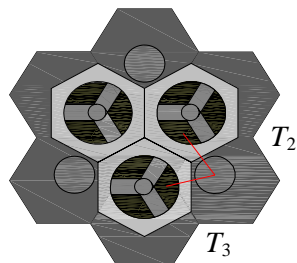
Сопровождение испытаний ЭТВС осуществлялось информационно-измерительной системой (ИИС), обеспечивающей он-лайн информацией операторов и экспериментаторов. В ИИС ежеминутно шла запись основных параметров испытаний: температуры на входе и выходе облучательного устройства и показания ДПЗ.

Перед началом первого цикла [5] были проведены измерения перепада давления в активной зоне в зависимости от расхода теплоносителя (количества работающих главных циркуляционных насосов, ГЦН) для подтверждения расчетных значений, использованных в теплогидравлических расчетах активной зоны. В таблице и на рис. 3 приведены результаты измерений.

С целью подтверждения адекватности используемой схемы расчета гидравлических параметров испытаний опытных ТВС проведено сравнение результатов, полученных при проведении гидравлических измерений на реакторе, и соответствующего гидравлического расчета.

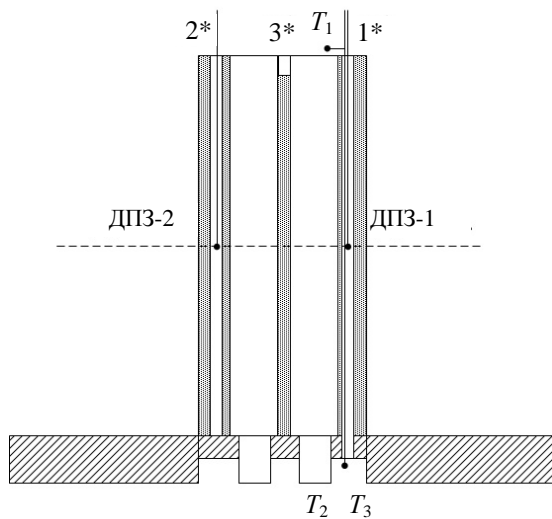


Верх облучательного устройства (1, 2, 3 по часовой стрелке – нумерация ЭТВС; 1, 2, 3 против часовой стрелки – нумерация измерительных каналов в бериллиевом облучательном устройстве)



Низ облучательного устройства (на уровне решетки)

а



б

Рис. 2. Схема облучательного устройства: а – горизонтальное сечение; б – вертикальное сечение (1, 2, 3 – нумерация измерительных каналов в бериллиевом облучательном устройстве)

Зависимость расхода воды в ЭТВС от перепада давления в активной зоне

Количество ГЦН	ΔP , МПа	Расход через ЭТВС, м ³ /ч	Расход через активную зону, м ³ /ч
1	0,0020	5,8	340 ± 24
2	0,0076	12,1	662 ± 24
3	0,0160	18,2	996 ± 24

Гидравлический расчет проводился по формулам, перечисленным ниже [6–8]:

- коэффициент местного сопротивления ξ для сжатия струи при переходе от широкого ($S_{\text{шир}}$) сечения к узкому ($S_{\text{узк}}$) определялся как $\xi = 0,5(1 - S_{\text{узк}}/S_{\text{шир}})$;

- коэффициент местного сопротивления ξ для расширения струи при переходе от узкого сечения к широкому вычислялся по формуле Бордо $\xi = (1 - S_{\text{узк}}/S_{\text{шир}})^2$;

- коэффициент местного сопротивления ξ для трения в межत्वальных зазорах определялся как $\lambda \cdot L/D$, где L и D – длина и гидравлический диаметр зазора соответственно, λ – коэффициент гидравлического трения;

- коэффициент гидравлического трения вычислялся по формуле Альтшуля для турбулентного потока: $\lambda = 0,11(\Delta/D + 68/Re)^{0,25}$, где Δ – размер

шероховатости (положен равным 0,001 мм), Re – число Рейнольдса, которое вычислялось по формуле $Re = wD/\nu$, где w – скорость теплоносителя, ν – кинематическая вязкость.

- перепад давления определялся по формуле Дарси – Вейсбаха (МПа): $\Delta p = \xi \cdot \rho \cdot w^2 / 2$.

По результатам гидравлического расчета и проведенных гидравлических измерений получена экспериментальная зависимость перепада давления на ЭТВС от расхода воды, проходящей через активную зону, которая в дальнейшем использовалась для определения тепловой мощности ЭТВС (рис. 3).

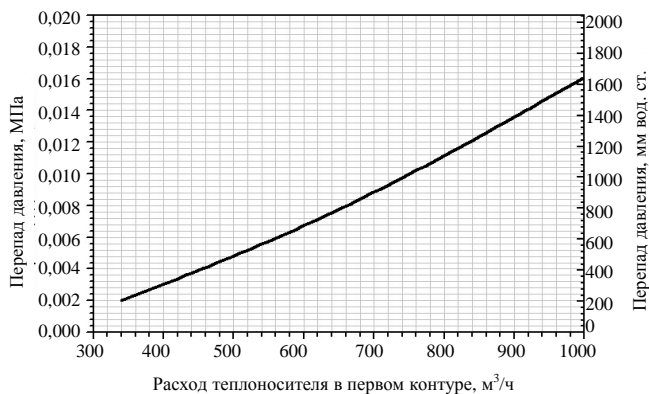


Рис. 3. Зависимость перепада давления от расхода теплоносителя в АЗ

Наличие в составе активной зоны большого количества бериллия (боковой отражатель, облучательное устройство) обусловило появление фото-нейтронов из реакции (γ, n) и нейтронов из реакции $(n, 2n)$. Их наличие значительно изменило показания приборов нейтронного контроля. Поэтому первый выход на проектный уровень мощности 6,0 МВт осуществлялся ступенями по 100 кВт с выдержкой 1 ч между ступенями для установления теплового равновесия в первом контуре охлаждения. При достижении разницы температуры теплоносителя на входе и выходе активной зоны 1,0 °С и далее, оценивалась тепловая мощность реактора, по значениям которой корректировались показания штатных нейтронных датчиков (ионизационных камер).

Ниже приводятся характерные зависимости основных параметров для первого этапа испытаний (142 дня). На рис. 4 показаны результаты мо-

ниторинга относительной плотности потока нейтронов. Следует отметить, что показания ДПЗ и тепловая мощность реактора хорошо коррелируют между собой.

Резкий спад в показаниях ДПЗ в пределах цикла обусловлен срабатыванием аварийной защиты; срабатывание, как правило, происходило при аварийном отключении электроэнергии. Разница в показаниях ДПЗ-1 и ДПЗ-2 обусловлена тем, что они имели разные нагрузочные сопротивления.

С учетом показаний термопар и значений расхода теплоносителя через ЭТВС (см. таблицу) максимальная мощность трех ЭТВС на начало первого цикла работы составила 1054 кВт; что соответствует рабочим параметрам; погрешность определения мощности – 10 %. На рис. 5 приведено изменение суммарной мощности ЭТВС в течение первого этапа испытаний.

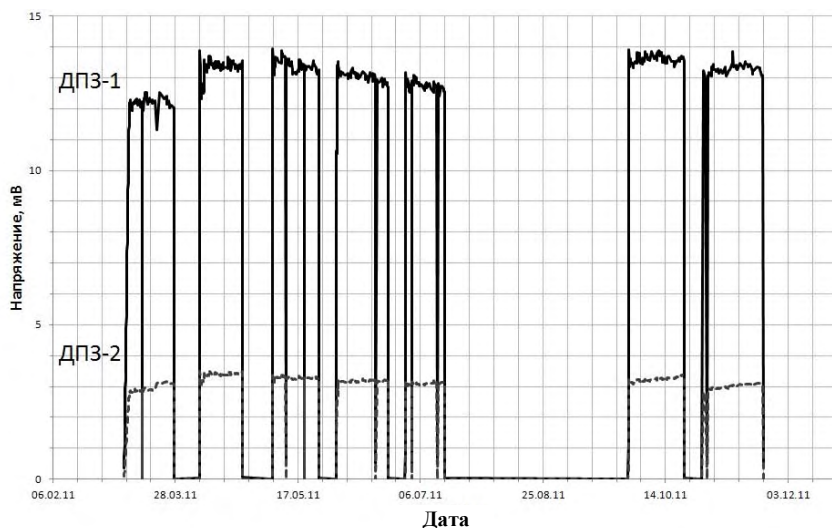


Рис. 4. Показания ДПЗ в ходе первого этапа испытаний

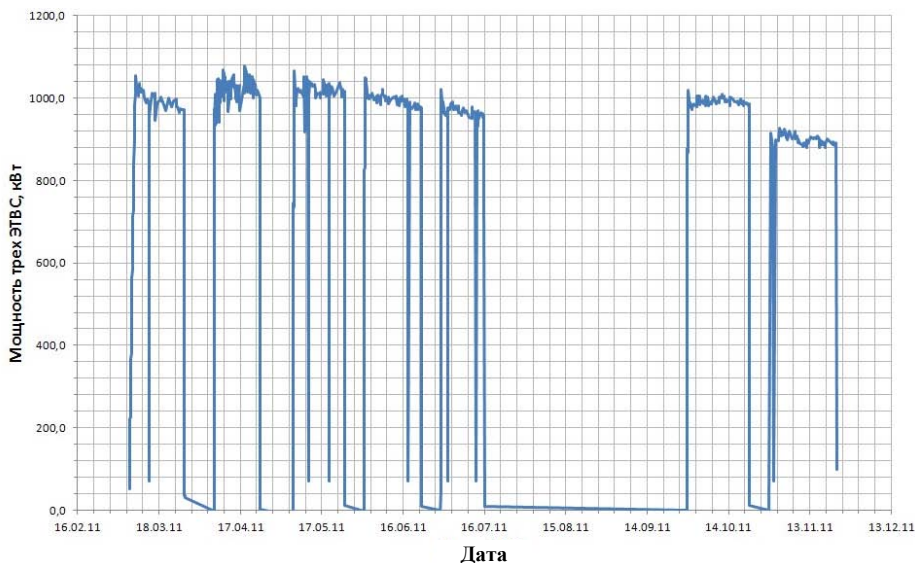


Рис. 5. Мощность ЭТВС в течение первого этапа испытаний

На рис. 6 представлено изменение запаса реактивности активной зоны от времени работы реактора.

На рисунке хорошо видно резкое уменьшение запаса реактивности в течение первых трех суток работы реактора, вызванное отравлением ксеноном. Далее изменение запаса реактивности обусловлено выгоранием топлива и составляет в среднем 0,07 % за сутки. Следует отметить, что характер изменения реактивности в течение цикла полностью совпадает с аналогичной расчетной зависимостью.

Зависимость средних значений мощности и выгорания в ЭТВС от времени работы реактора в течение первого этапа испытаний показана на рис. 7.

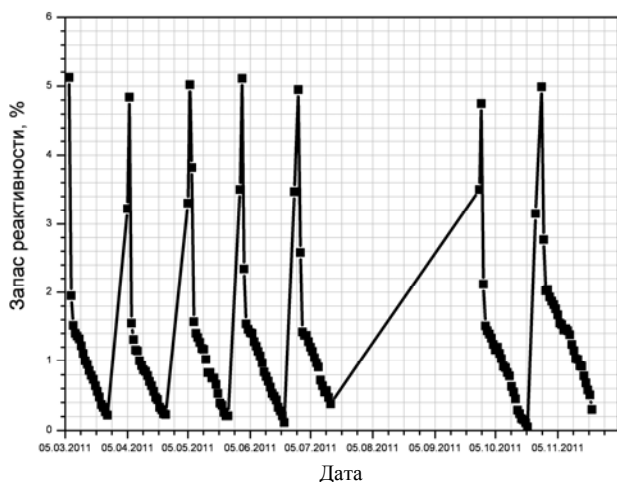


Рис. 6. Изменение запаса реактивности реактора в ходе первого этапа испытаний

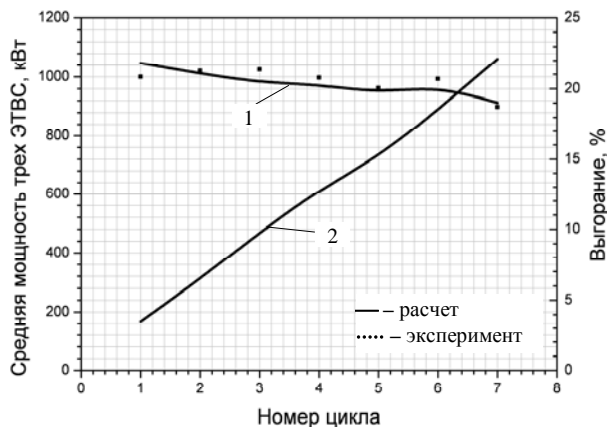


Рис. 7. Зависимость средней мощности трех ЭТВС (1) и выгорания (2) от времени работы реактора

Параллельно с контролем вышеуказанных параметров ежедневно брались пробы воды 1-го контура охлаждения и проводился их анализ на наличие Cs (реперный изотоп) и других осколков деления. Содержание в теплоносителе Cs не превышало 500 Бк/л (фоновое значение для реактора ВВР-К), что свидетельствует о герметичности ЭТВС до достижения среднего выгорания топлива 20 %.

Визуальный осмотр одной из ЭТВС показал, что поверхности двух граней наружного твэла имеют темную продольную полосу (см. отмеченную область на рис. 8). Далее фотографии были проанализированы специалистами завода-изготовителя (НЗХК г. Новосибирск), которые, сверяясь с технологической документацией на изготовление ЭТВС, пришли к мнению, что, по всей видимости, данная полоса является следом контакта с бериллиевым облучательным устройством. Контакт имел место при перегрузках ЭТВС при повороте на 60° после каждого нечетного цикла (поворот ЭТВС осуществлялся для обеспечения равномерного выгорания ЭТВС в целом). Данные следы на поверхности двух граней наружного (наиболее напряженного) твэла не являются следствием разрушения оболочки. Для сравнения на рис. 9 показана поверхность макета ЭТВС (технология обработки поверхности ЭТВС и макета ЭТВС одинакова).

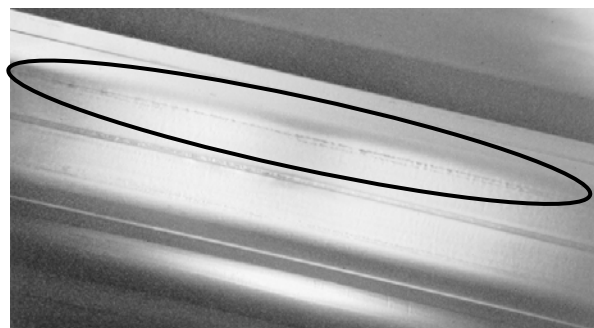


Рис. 8. Центральная часть по высоте 5-й грани ЭТВС3



Рис. 9. Центральная часть по высоте 2-й грани макета ЭТВС3

Выводы

Перестройка активной зоны увеличила энергонапряженность активной зоны, что обеспечило параметры испытаний ЭТВС, близкие к тем, в которых ЭТВС будет работать в активной зоне с низкообогащенным топливом.

Система диагностики позволила обеспечить непрерывный контроль основных параметров ЭТВС в процессе каждого цикла работы реактора.

Сравнение результатов расчета и измеренные экспериментально параметры ЭТВС показали их хорошее согласие.

В целом можно констатировать, что первый этап испытания ЭТВС завершен успешно, достигнуто среднее выгорание в ЭТВС3 $\approx 22,1\%$, визуальный осмотр ЭТВС и анализ воды первого контура по активности реперного изотопа ^{137}Cs показал, что герметичность ЭТВС не нарушена.

Испытания ЭТВС продолжаются.

В заключение авторы выражают глубокую благодарность специалистам из Аргоннской национальной лаборатории (США) Гарнер П., Ханан Н., Рогланс-Рибас Д. за активное участие в планировании и обсуждении результатов испытаний.

Список литературы

1. Arinkin F., Gizatulin Sh., Zhotabaev Zh., Kadyrzhanov K., Koltochnik S., Chakrov P., Chekushina L. Feasibility Study of the WWR-K Reactor // RERTR-2004 International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors. – Vienna, Austria, 2004. P. 5.

2. Arinkin F., Chakrov P., Chekushina L., Dobrikova I., Gizatulin Sh., Kadyrzhanov K., Koltochnik S., Nasonov V., Taliev A., Vatulin A., Zhotabaev Zh., Hanan N. Feasibility Analysis for Conversion of the WWR-K Reactor Using an Eight-Tube Uranium Dioxide Fuel Assembly // Abstract. Proceedings of the RERTR-2005 Meeting. – Boston, USA, 2005. P. 117.

3. Arinkin F., Chakrov P., Chekushina L., Dobrikova I., Gizatulin Sh., Kadyrzhanov K., Koltochnik S., Nasonov V., Taliev A., Vatulin A., Zhotabaev Zh. Comparative Study of the WWR-K Reactor Using Low-Enriched U-Mo Fuel Pin- and Tube-Type // Abstract. Proceedings of the RERTR-2005 Meeting. – Boston, USA. 2005. P. 122.

4. Arinkin F., Chakrov P., Chekushina L., Gizatulin Sh., Kadyrzhanov K., Kartashev E., Koltochnik S., Lukichev V., Nasonov V., Romanova N., Taliev A., Zhotabaev Zh. Characteristics of the WWR-R reactor core with low-enriched uranium dioxide fuel // Материалы Международной конференции RERTR-2006. – Cape Town, South Africa, 2006. P. 47.

5. Arinkin F., Chakrov P., Chekushina L., Gizatulin Sh., Koltochnik S., Nakipov D., Shaimerdenov A., Zhotabaev Zh., Hanan N., Garner P. and Roglans-Ribas J. Start of low-enriched fuel lead test assemblies in the WWR-K reactor core // Proceeding of the RERTR-2011 International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors. – Santiago, Chile, 2011. P. 82.

6. Шаймерденов А. А., Аринкин Ф. М., Колточник С. Н., Чекушина Л. В. Теплогидравлический анализ стационарного состояния активной зоны ИР ВВР-К при испытаниях опытных ТВС // Вестник НЯЦ РК. – Казахстан, 2010. Выпуск 4. С. 54–59.

7. Идельчик И. Е. Справочник по гидравлическим сопротивлениям. – М.: Машиностроение, 1975. 560 с.

8. Киселев П. Г. Справочник по гидравлическим расчетам. – М.: Энергия, 1972. 312 с.

Контактная информация –

Аринкин Федор Михайлович,
зав. лабораторией,
тел.: +7 727 3866866,
e-mail: arinkin@inp.kz

Статья поступила в редакцию 31.08.2012.

Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2012, вып. 3, с. 74–79.

$(\nu_e \rightarrow \tilde{\nu}_e)$ -КОНВЕРСИИ В ПОТОКЕ БЕРИЛЛИЕВЫХ СОЛНЕЧНЫХ НЕЙТРИНО**Ю. И. Романов**

ФГБОУ ВПО «Московский государственный университет дизайна и технологии», г. Москва

Рассмотрена возможность превращения электронного нейтрино в родственную античастицу при изменении его спиральности на примере бериллиевых солнечных нейтрино, рассеиваемых электроном-мишенью. Проанализированы электрослабые спектры и угловые распределения электронов отдачи для состояний с содержанием электронных нейтрино и примесной $\tilde{\nu}_e$ -компоненты, а также $\tilde{\nu}_\mu$ (ν_μ)- и $\tilde{\nu}_\tau$ -компонент в соотношениях, к которым приводят полные сечения с порогом регистрации электрона $T_{\min} = 0,25$ МэВ.

Ключевые слова: электронный нейтрино, спиральность частицы, солнечные нейтрино, электрослабые спектры.

ON THE $(\nu_e \rightarrow \tilde{\nu}_e)$ -CONVERSION IN THE SOLAR BERILLIUM NEUTRINO FLUX / YU. I. ROMANOV // The possibility of the transformation of electron neutrino into related antiparticle when the helicity changes is considered on example of beryllium solar neutrinos scattered by an electronic target. The electroweak spectra and angular distributions of recoil electrons are analyzed for the states with the content of electron neutrino and admixture component $\tilde{\nu}_e$ (and also $\tilde{\nu}_\mu$ (ν_μ)-, $\tilde{\nu}_\tau$ -components) in the ratios given by total cross sections with the detection threshold $T_{\min} = 0.25$ MeV.

Key words: electron neutrino, particle helicity, solar neutrino, electroweak spectra.

Экспериментальные данные указывают на проявление «дефицита» солнечных нейтрино, наличие в их потоке примесных компонент мюонных и тауонных нейтральных лептонов.

Если в рамках осцилляционного сценария спиральность сохраняется, то на основе концепции о левополяризованном («левом») нейтрино волновому пакету нейтральных лептонов соответствует состояние $\{\nu_e^L, \nu_\mu^L, \nu_\tau^L\}$, а в рамках представлений четырехкомпонентной теории $(\nu_\mu \equiv \nu_R, \tilde{\nu}_\mu \equiv \tilde{\nu}_L)$ – состояние $\{\nu_e^L, \tilde{\nu}_\mu^L, \nu_\tau^L\}$ в условиях $(\nu_e^L \rightarrow \tilde{\nu}_\mu^L)$ -перехода. При возможном изменении спиральности электронного нейтрино от Солнца под действием его магнитного поля возникающую правополяризованную частицу можно рассматривать как антинейтрино любого из трех известных семейств лептонов или как мюонное нейтрино при

реализации $(\nu_e^L \rightarrow \nu_\mu^R)$ -перехода. Этому случаю соответствуют состояния волнового (анти)нейтринного пакета $\{\nu_e^L, \tilde{\nu}_e^R, \tilde{\nu}_\mu^R, \tilde{\nu}_\tau^R\}$ и $\{\nu_e^L, \tilde{\nu}_e^R, \nu_\mu^R, \tilde{\nu}_\tau^R\}$ [1]. Особый интерес представляет поиск в потоке «солнечных посланцев» $\tilde{\nu}_e$ -компоненты. Ее обнаружение важно для проверки майорановской природы нейтрального лептона.

Регистрация солнечных нейтрино возможна на основе реакции их упругого рассеяния на электроны. Ее преимущество перед другими реакциями взаимодействия нейтрино заключается в чувствительности ко всем сортам нейтральных лептонов. В рамках проекта Борексина [2] ведутся работы по детектированию моноэнергетических бериллиевых нейтрино с энергией $E_\nu = 0,862$ МэВ, испускаемых в процессе захвата электрона из солнечной

плазмы ядром бериллия ${}^7\text{Be}(e^-, \nu_e){}^7\text{Li}$, и порогом $0,25 \text{ МэВ}$ по электронам отдачи.

Электрослабый (EW) спектр конечных электронов при $\nu_e e$ -рассеянии

$$\frac{d\sigma_{\nu_e}^{EW}}{dT} / \sigma_0^{EW} = g_L^2 + g_R^2 \left(\frac{E_\nu - T}{E_\nu} \right)^2 - g_L g_R \frac{m_e T}{E_\nu^2}, \quad (1)$$

(T и m_e – кинетическая энергия электрона и его масса, $g_L = \frac{1}{2} + \sin^2 \theta_W$, $g_R = \sin^2 \theta_W \cong 0,23$, θ_W – «электрослабый угол смешивания», σ_0^{EW} – параметр, равный $(2G^2 m_e) / \pi \cong 1,712 \cdot 10^{-48} \text{ м}^2 \cdot \text{МэВ}^{-1}$), довольно плоский (рис. 1, кривая 1). При вылете электрона по направлению импульса падающего бериллиевого нейтрино кинетической энергии $T_{\max} = 2E_\nu^2 / (2E_\nu + m_e)$ соответствует значение сечения (1), равное $0,461$ (здесь и ниже – в единицах σ_0^{EW}). С ее уменьшением предсказывается слабый рост сечения. В то же время EW -спектр при $\tilde{\nu}_e e$ -рассеянии (формула (1) при $g_L \leftrightarrow g_R$) характеризуется резким спадом с увеличением кинетической энергии электрона (рис. 1, кривая 3). При $T \rightarrow 0$ оба сечения (1) «выходят на константу», определяемую комбинацией $g_L^2 + g_R^2 \cong 0,590$. Различие спектров может способствовать успеху в поиске электронных антинейтрино среди частиц, рассеиваемых электроном-мишенью.

Начнем анализ превращения электронного нейтрино в родственную античастицу, рассматривая состояние $\{\nu_e^L, \tilde{\nu}_e^R\}$ как суммарный $\{\nu_e^L\} + \{\tilde{\nu}_e^R\}$ волновой пакет нейтральных (анти)лептонов. Вклады $\{\nu_e\}$ и $\{\tilde{\nu}_e\}$ в суммарный спектр (и ниже в суммарное угловое распределение) конечных электронов ($K_1 = 79,5\% (\nu_e e)$ и $K_2 = 20,5\% (\tilde{\nu}_e e)$) определяем на основе полных EW -сечений [3]

$$\begin{aligned} \sigma^{EW} = \sigma_0^{EW} \left\{ \left(g_L^2 + g_R^2 \right) (T_{\max} - T_{\min}) - \right. \\ \left. - \frac{1}{E_\nu^2} \left(g_R^2 E_\nu + g_L g_R \frac{m_e}{2} \right) \cdot (T_{\max}^2 - T_{\min}^2) + \right. \\ \left. + g_R^2 \frac{1}{3E_\nu^2} (T_{\max}^3 - T_{\min}^3) \right\}. \quad (2) \end{aligned}$$

Они равны $0,206(\nu_e e)$ и $0,053(\tilde{\nu}_e e)$ и отвечают порогу регистрации электрона $T_{\min} = 0,25 \text{ МэВ}$. Для сравнения отметим, что беспороговые ($T_{\min} = 0$) полные сечения оказываются равными $0,346(\nu_e e)$ и $0,162(\tilde{\nu}_e e)$.

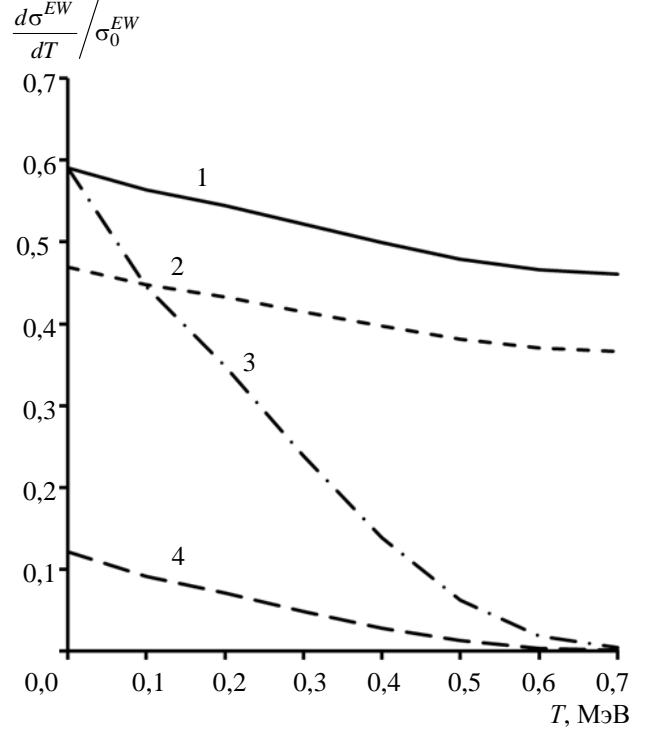


Рис. 1. Энергетические спектры конечных электронов, отвечающие $(\nu_e \rightarrow \tilde{\nu}_e)$ -переходу: 1 – $[\nu_e^L]$, 2 – $\{\nu_e^L\}$, 3 – $[\tilde{\nu}_e^R]$, 4 – $\{\tilde{\nu}_e^R\}$

На рис. 1 представлены результаты сравнения дифференциальных по кинетической энергии электронов отдачи сечений, характеризующих состояния $\{\nu_e\}$ и $\{\tilde{\nu}_e\}$ (и обозначаемых здесь и ниже теми же символами), с сечениями, соответствующими состояниям $[\nu_e]$ – «благополучному приземлению» бериллиевых нейтрино и $[\tilde{\nu}_e]$ – крайнему гипотетическому случаю превращения всего их потока в «свои» антинейтрино.

Нейтринно-электронное рассеяние характеризуется узкой диаграммой направленности электронов отдачи. Дифференциальное по углу вылета электрона (α) EW -сечение

$$\frac{d\sigma^{EW}}{d \cos \alpha \cdot \sigma_0^{EW}} = \frac{4\omega_0^2 \cos \alpha}{(\omega_0^2 - \cos^2 \alpha)^2} \times$$

$$\times \left\{ g_L^2 + g_R^2 \left[\frac{\omega_0^2 - \frac{\omega+2}{\omega} \cos^2 \alpha}{\omega_0^2 - \cos^2 \alpha} \right]^2 - g_L g_R \frac{2 \cos^2 \alpha}{\omega^2 (\omega_0^2 - \cos^2 \alpha)} \right\}, \quad (3)$$

где $\omega = E_\nu / m_e$, $\omega_0 = (\omega + 1) / \omega$, $\sigma_{0e}^{EW} = \sigma_0^{EW} m_e$, имеет пик в направлении импульса начального нейтрино ($\alpha = 0^\circ$). Оно монотонно возрастает при увеличении ω и убывает с ростом α . Кинематически разрешенные углы α определяются сегментом $[0^\circ; 90^\circ]$, и на его верхней границе сечение обращается в нуль. При рассеянии бериллиевых нейтрино (рис. 2, кривая 1) максимальное значение сечения ($\alpha = 0^\circ$) равно 1,98 (здесь и ниже – в единицах σ_{0e}^{EW}). Угловое распределение электронов при $\tilde{\nu}_e e$ -рассеянии имеет максимум, в области малой энергии начального антинейтрино значительно отстоящий от направления его движения. С увеличением энергии он смещается в сторону меньших углов вылета электрона. В рассматриваемом случае ($E_{\tilde{\nu}} = 0,862$ МэВ) при угле $\alpha = 0^\circ$ сечение принимает значение 1,08 и с увеличением α от 0° до 90° имеет плавный подъем, достигая максимума при $\alpha \cong 45^\circ$ и затем спадая до нуля (рис. 2, кривая 3).

Сечения, соответствующие обсуждаемым состояниям электронных (анти)нейтрино, иллюстрирует рис. 2.

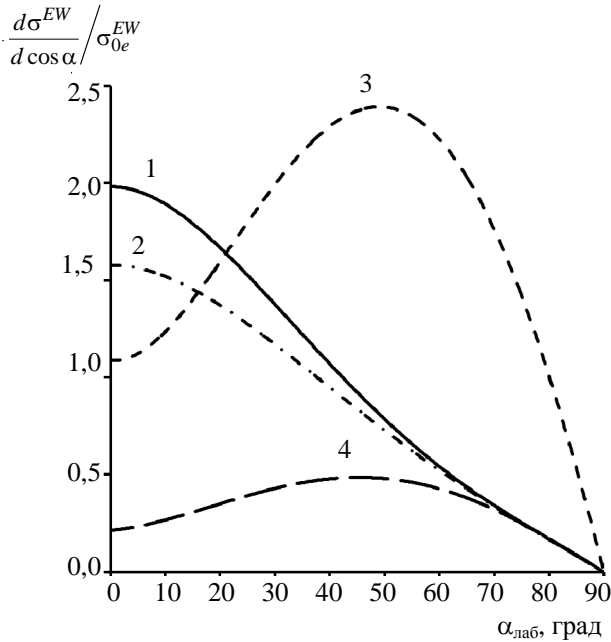


Рис. 2. Угловые распределения электронов отдачи при $(\nu_e \rightarrow \tilde{\nu}_e)$ -переходе: 1 – $[\nu_e^L]$, 2 – $\{\nu_e^L\}$, 3 – $[\tilde{\nu}_e^R]$, 4 – $\{\tilde{\nu}_e^R\}$

Воспринимая состояние $\{\nu_e^L, \tilde{\nu}_e^R\}$ как смешанный волновой пакет $\{\nu_e^L + \tilde{\nu}_e^R\}$, для описания обсуждаемых дифференциальных сечений введем линейную комбинацию констант связи $g_{L(R)}^* = \overbrace{K_1 g_{L(R)}}^{\nu_e} + \overbrace{K_2 g_{L(R)}}^{\tilde{\nu}_e}$: $g_L^* = 0,630$, $g_R^* = 0,335$. Сравнение смешанных и суммарных спектров электронов отдачи демонстрирует рис. 3.

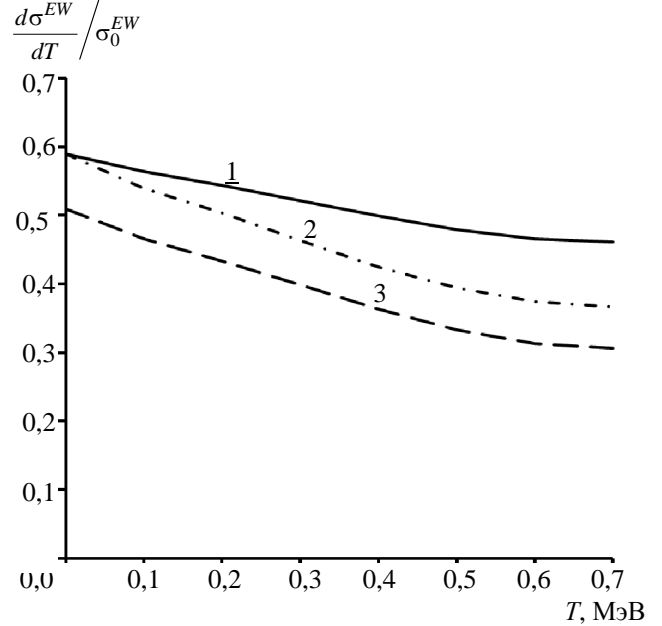


Рис. 3. Суммарный и смешанный спектры конечных электронов при $(\nu_e \rightarrow \tilde{\nu}_e)$ -переходе: 1 – $[\nu_e^L]$, 2 – $\{\nu_e^L\} + \{\tilde{\nu}_e^R\}$, 3 – $\{\nu_e^L + \tilde{\nu}_e^R\}$

Рассмотрим далее вклады электронных (анти)нейтрино в «реальные» суммарные дифференциальные сечения $\{\nu_e^L\} + \{\tilde{\nu}_e^R\} + \{\tilde{\nu}_\mu^R\} + \{\tilde{\nu}_\tau^R\}$ и $\{\nu_e^L\} + \{\tilde{\nu}_e^R\} + \{\nu_\mu^R\} + \{\tilde{\nu}_\tau^R\}$, в которых при изменении спиральности солнечных нейтрино учтем возможность рассеяния электроном-мишенью и других достигающих ее «правых» нейтральных (анти)лептонов: $\tilde{\nu}_\mu^R$ или ν_μ^R , $\tilde{\nu}_\tau^R$. Расчеты на основе полных EW -сечений $\nu_e(\tilde{\nu}_e)$ -рассеяния, указанных выше, а также (анти)нейтринно-мюонного и тауонного рассеяний, равных, согласно (2), $0,043(\nu_{\mu,\tau} e)$ и $0,038(\tilde{\nu}_{\mu,\tau} e)$, приводят к выводу, что в случаях $(\nu_e^L \rightarrow \tilde{\nu}_\mu^R)$ - (рис. 4) и $(\nu_e^L \rightarrow \nu_\mu^R)$ -

конверсий вклады составляют соответственно 61,49 % и 60,59 % для состояния $\{\nu_e\}$, 15,82 % и 15,59 % для состояния $\{\tilde{\nu}_e\}$.

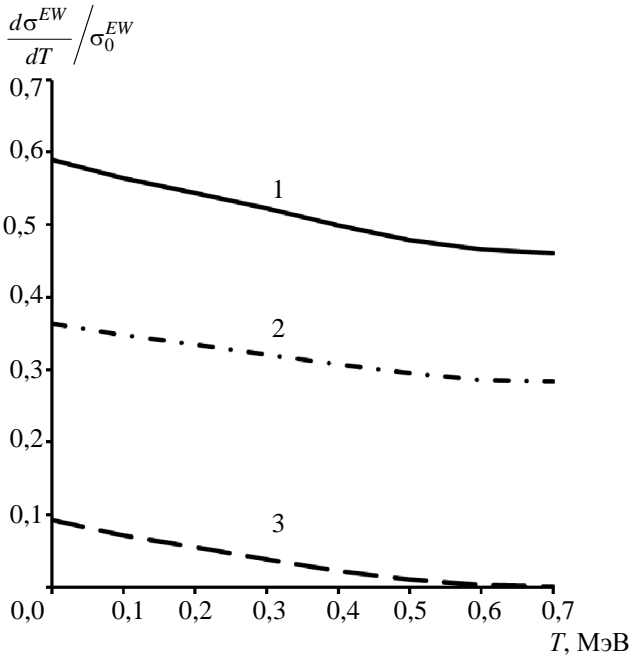


Рис. 4. Вклады нейтральных лептонов электронного семейства в суммарный спектр $\{\nu_e^L\} + \{\tilde{\nu}_e^R\} + \{\tilde{\nu}_\mu^R\} + \{\tilde{\nu}_\tau^R\}$ (1 – $[\nu_e]$, 2 – $\{\nu_e\}$, 3 – $\{\tilde{\nu}_e\}$)

Для описания смешанных дифференциальных сечений, отвечающих состояниям $\{\nu_e^L + \tilde{\nu}_e^R + \tilde{\nu}_\mu^R + \tilde{\nu}_\tau^R\}$ и $\{\nu_e^L + \tilde{\nu}_e^R + \nu_\mu^R + \tilde{\nu}_\tau^R\}$, вводим линей-

ные комбинации констант $g_{L(R)}^{(1)} = \overbrace{k_1 g_{L(R)}}^{\nu_e^L} + \overbrace{k_2 g_{L(R)}}^{\tilde{\nu}_e^R} + \overbrace{2k_3 g_{L(R)}}^{\tilde{\nu}_{\mu,\tau}^R}$ и $g_{L(R)}^{(2)} = \overbrace{k_4 g_{L(R)}}^{\nu_e^L} + \overbrace{k_5 g_{L(R)}}^{\tilde{\nu}_e^R} + \overbrace{k_6 g_{L(R)}}^{\nu_\mu^R} + \overbrace{k_7 g_{L(R)}}^{\tilde{\nu}_\tau^R}$. Коэффициенты $k_1 - k_7$ определяются вкладами каждого рассеиваемого лептона в совокупности полных EW -сечений, соответствующих обсуждаемым смешанным состояниям, а стандартные электрослабые константы $g_{L(R)}$ фиксированы: $g_R = \sin^2 \theta_W$ для всех нейтрино, $g_L = \sin^2 \theta_W \pm \frac{1}{2}$ для электронного (и соответственно знаку) мюонного или таунонного нейтрино. Смешанным дифференциальным сечениям с уча-

стием «правых» мюонных антинейтрино и нейтрино соответствуют $g_L^{(1)} = 0,537$, $g_R^{(1)} = 0,196$ и $g_L^{(2)} = 0,504$, $g_R^{(2)} = 0,252$.

Электронные спектры, включающие вклады «правых» мюонных (анти)нейтрино, демонстрирует таблица, из которой видно различие между смешанными спектрами в сотых, а между суммарными – лишь в тысячных долях, различие же между самими «реальными» смешанными и суммарными спектрами предсказывается в десятых долях (рис. 5).

Смешанные и суммарные спектры конечных электронов при рассеянии бериллиевых нейтрино с учетом их конверсии в нейтральные (анти)лептоны других семейств

$[\nu_e]$	$\{\nu_e^L + \tilde{\nu}_e^R + \tilde{\nu}_\mu^R(\nu_\mu^R) + \tilde{\nu}_\tau^R\}$	$\{\nu_e^L\} + \{\tilde{\nu}_e^R\} + \{\tilde{\nu}_\mu^R\}(\{\nu_\mu^R\}) + \{\tilde{\nu}_\tau^R\}$
0,461	0,242 (0,199)	0,304 (0,303)
0,466	0,245 (0,203)	0,309 (0,308)
0,479	0,254 (0,215)	0,325 (0,323)
0,499	0,260 (0,223)	0,349 (0,348)
0,522	0,282 (0,253)	0,381 (0,368)
0,544	0,297 (0,274)	0,414 (0,410)
0,563	0,309 (0,292)	0,444 (0,439)
0,578	0,319 (0,313)	0,466 (0,460)
0,587	0,325 (0,315)	0,480 (0,474)
0,590	0,327 (0,318)	0,484 (0,479)

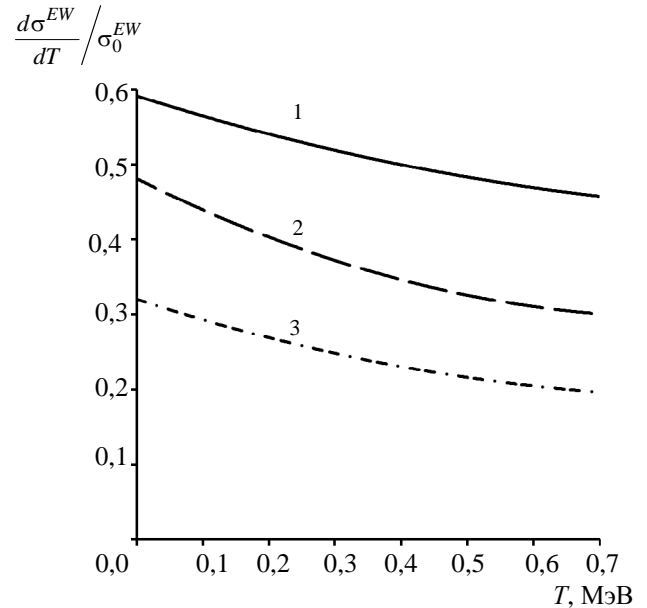


Рис. 5. Сравнение суммарных и смешанных электронных спектров, включающих «правое» мюонное нейтрино ν_μ^R : 1 – $[\nu_e]$, 2 – $\{\nu_e^L\} + \{\tilde{\nu}_e^R\} + \{\nu_\mu^R\} + \{\tilde{\nu}_\tau^R\}$, 3 – $\{\nu_e^L + \tilde{\nu}_e^R + \nu_\mu^R + \tilde{\nu}_\tau^R\}$

Каждое из дифференциальных по кинетической энергии электронов отдачи сечений в составе представленных спектров определяется десятью их значениями, которые соответствуют углам вылета электрона от 0° до 90° ($h = 10^\circ$).

Прецизионное измерение спектра электронов при рассеянии ^7Be -нейтрино позволит осуществить наглядную проверку теории нейтринных осцилляций, сделать важный шаг за пределы стандартной модели электрослабого взаимодействия.

Выражаю глубокую благодарность Е. Ю. Струневич за помощь в этой работе.

Список литературы

1. Романов Ю. И. Слабое взаимодействие лептонов. Избранное. – М.: МГУДТ, 2011. Гл. V. С. 226.

2. Arpesella C. et al. Collab.: BOREXINO. First real time detection of ^7Be solar neutrinos by BOREXINO // *Physics Letters B*. 2008. Vol. 658, N 4. P. 101–108.

3. Романов Ю. И. Поиск магнитного момента нейтрино в упругом ν_e -рассеянии // *Известия РАН. Серия физическая*. 2008. Т. 72. № 6. С. 841–844.

Контактная информация –

Романов Юрий Иванович,
117997, Москва, ул. Садовническая, д. 33,
e-mail: romanov.yu.i@mail.ru,
тел. (495)9533891,
факс: 8(495)9595376

Статья поступила в редакцию 31.08.2012.

Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2012, вып. 3, с. 80–84.

СОДЕРЖАНИЕ

Воинов М. А., Воронцов С. В., Девяткин А. А., Колесов В. Ф., Кувшинов М. И., Кукушкина О. П., Майорников В. С., Нарожный А. Т., Никитин И. А., Панин А. В., Пикулев А. А. Исследовательские ядерные установки РФЯЦ-ВНИИЭФ (основные характеристики, аспекты совершенствования СУЗ, элементов конструкции и правил эксплуатации)	3
Колесов В. Ф., Хоружий В. Х., Воронцов С. В., Девяткин А. А., Кувшинов М. И., Сажнов В. В. Принципиальная конструкция и нейтронные параметры реакторной установки «БИГР + УФН-П»	17
Кошелев А. С., Хоружий В. Х. Спектральный фактор в гамма-диагностике полей излучений реакторных установок ВНИИЭФ	31
Кошелев А. С., Довбыш Л. Е., Хоружий В. Х., Чукляев С. В. Детектор мощности гамма-излучения типа КГК-2 для диагностики полей излучений ядерных реакторов в диапазоне от 1 мкГр/с до 100 Гр/с	43
Кошелев А. С., Овчинников М. А., Пикulina Г. Н. Особенности функционирования промышленных ионизационных камер в качестве детекторов контрольно-измерительной аппаратуры импульсных ядерных реакторов	51
Модестов Д. Г. Моделирование переноса нейтронов низких энергий в программе ПРИЗМА	60
Строганов А. А., Курьиндин А. В., Аникин А. Ю., Герасимов Д. К., Соколов К. Ю. Верификация программного средства PSG2/SERPENT для расчета $K_{эф}$ уран-водных систем	70

CONTENTS

Voinov M. A., Vorontsov S. V., Devyatkin A. A., Kolesov V. F., Kuvshinov M. I., Kukushkina O. P., Mayornikov V. S., Narozhny A. T., Nikitin I. A., Panin A. V., Pikulev A. A. Research nuclear installations of RFNC-VNIEEF (basic characteristics, advancing aspects for a system of control and protection, design elements and operating rules)	3
Kolesov V. F., Khoruzhy V. Kh., Vorontsov S. V., Devyatkin A. A., Kuvshinov M. I., Sazhnov V. V. Principle design and neutron parameters of reactor installation «BIGR + UFN-P»	17
Koshelev A. S., Khoruzhy V. Kh. Spectral factor in gamma-diagnostics of radiation fields in VNIIEF reactor facilities	31
Koshelev A. S., Dovbysh L. Ye., Khoruzhy V. Kh., Chuklyaev S. V. KGK-2 type detector of gamma-radiation power for diagnosis of nuclear reactor radiation fields within the range from 1 μ Gy/s to 100 Gy/s	43
Koshelev A. S., Ovchinnikov M. A., Pikulina G. N. Functioning peculiarities of ion chambers operation as detectors of control measuring hardware for pulse reactors	51
Modestov D. G. Simulation of low-energy neutron transport in the PRIZMA code	60
Stroganov A. A., Kuryndin A. V., Anikin A. Y., Gerasimov D. K., Sokolov K. Y. Verification of criticality calculations of uranium-water systems using PSG2/SERPENT code	70

Аринкин Ф. М., Гизатулин Ш. Х., Колточник С. Н., Накипов Д. А., Чакров П. В., Чекушина Л. В., Шаймерденов А. А. Первый этап испытаний экспериментальных тепловыделяющих сборок с низкообогащенным топливом в активной зоне реактора ВВР-К. Результаты и выводы	74	Arinkin F. M., Gizatulin SH. H., Koltch-nik S. N., Nakipov D. A., Chakrov P. V., Chekushina L. V., Shaimerdenov A. A. First stage of the low-enriched fuel LTA irradiation test in the WWR-K reactor core – results and conclusions	74
Романов Ю. И. О $(\nu_e \rightarrow \tilde{\nu}_e)$ -конверсии в потоке бериллиевых солнечных нейтрино	80	Romanov Yu. I. On the $(\nu_e \rightarrow \tilde{\nu}_e)$ -conversion in the solar berillium neutrino flux	80

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

Серия: Физика ядерных реакторов

Выпуск 3

Ответственный за выпуск В. Ф. Колесов

Редактор *Е. А. Мясоедова*. Корректор *Е. А. Мясоедова*.
Компьютерная подготовка оригинала-макета *Н. А. Лештаева*

Подписано в печать 11.12.2012.	Формат 60 × 84/8
Офсетн. печ. Усл. печ. л. ~ 10	Уч.-изд. л. ~ 11
Тираж 150 экз. Зак. тип. 1760-2012.	9 статей

Отпечатано в ИПК ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ»
607188, г. Саров Нижегородской области

РЕФЕРАТЫ

УДК 621.039.573

ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ ЯДЕРНЫЕ УСТАНОВКИ РФЯЦ-ВНИИЭФ (ОСНОВНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ, АСПЕКТЫ УСОВЕРШЕНСТВОВАНИЯ СУЗ, ЭЛЕМЕНТОВ КОНСТРУКЦИИ И ПРАВИЛ ЭКСПЛУАТАЦИИ) / М. А. Воинов, С. В. Воронцов, А. А. Девяткин, В. Ф. Колесов, М. И. Кувшинов, О. П. Кукушкина, В. С. Майорников, А. Т. Нарожный, И. А. Никитин, А. В. Панин, А. А. Пикулев – Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2012, вып. 3, с. 3–16.

Приведено описание импульсных реакторов и критических стендов, разработанных во ВНИИЭФ и действующих в настоящее время. Даны рекомендации по повышению безопасности их эксплуатации. Представлены основные результаты работ, направленных на совершенствование этого парка ядерно-физических установок и на пересмотр нормативных документов, регулирующих порядок эксплуатации установок и проведения на них физических и испытательных исследований (рис. 35, список лит. – 10 назв.).

УДК 621.039.573

ПРИНЦИПИАЛЬНАЯ КОНСТРУКЦИЯ И НЕЙТРОННЫЕ ПАРАМЕТРЫ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ «БИГР + УФН-П» / В. Ф. Колесов, В. Х. Хоружий, С. В. Воронцов, А. А. Девяткин, М. И. Кувшинов, В. В. Сажнов – Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2012, вып. 3, с. 17–30.

Разработана принципиальная конструкция и выполнена серия расчетов статических и динамических нейтронных параметров двухсекционной импульсной установки «БИГР + УФН-П», намечаемой в качестве основного узла облучательной системы с многофункциональным петлевым контуром и предназначенной для испытаний топлива АЭС с различными теплоносителями в нештатных условиях. В результате выполненной работы получено обоснование возможности создания требуемой лабораторной облучательной установки с флюенсом нейтронов до $1,3 \cdot 10^{16} \text{ см}^{-2}$ и длительностью ≥ 90 мс в полости диаметром 15 см и высотой 100 см, с показателем радиальной неравномерности флюенса, не превышающим 10 % (рис. 7, табл. 8, список лит. – 19 назв.).

УДК 621.019.039.571:539.1.084

СПЕКТРАЛЬНЫЙ ФАКТОР В ГАММА-ДИАГНОСТИКЕ ПОЛЕЙ ИЗЛУЧЕНИЙ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК ВНИИЭФ / А. С. Кошелев, В. Х. Хоружий – Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2012, вып. 3, с. 31–42.

В расчетной форме, с использованием методики С-007 решения методом Монте-Карло связанных линейных уравнений переноса нейтронов, гамма-квантов, электронов и позитронов, определены многогрупповые (преимущественно 23-групповые) спектральные представления γ -составляющей 12 полей излучений реакторных установок ВНИИЭФ (БР-К1, БР-1М, ГИР-2), сформированных как их собственными γ -квантами, так и γ -квантами нейтронных взаимодействий с материалами специализированных n - γ -трансформеров и фоновыми γ -квантами бетонных оболочек реакторных залов.

С использованием полученных спектральных решений определены поглощенные дозы для четырех дозиметров практического применения: ДТС, ИС-7, КГК-2 и ВЭД-2.

Исследована функция фильтрации свинцовой оболочки толщиной 0,15 мм в плане ее использования в качестве корректирующего фильтра. Выборка данных для реакторных γ -спектров дополнена сравнительными расчетами для изотопных источников ^{60}Co и ^{137}Cs (рис. 11, табл. 3, список лит. – 7 назв.).

УДК 539.1.074.8(088.8):621.039.571

ДЕТЕКТОР МОЩНОСТИ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ ТИПА КГК-2 ДЛЯ ДИАГНОСТИКИ ПОЛЕЙ ИЗЛУЧЕНИЙ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ В ДИАПАЗОНЕ ОТ 1 мкГр/с ДО 100 Гр/с / А. С. Кошелев, Л. Е. Довбыш, В. Х. Хоружий, С. В. Чукляев – Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2012, вып. 3, с. 43–50.

Представлены результаты изучения диагностических возможностей детектора мощности γ -излучений типа КГК-2 в полях излучений реакторных установок ВНИИЭФ. Дано краткое описание конструкции детектора.

Конкретизированы и проанализированы экспериментальные данные, полученные в двух энергопусках реакторов БР-К1 и БР-1М, реализованных в форме импульсов на запаздывающих нейтронах, и в одном энергопуске реактора БР-1М, реализованном в форме импульса делений на мгновенных нейтронах (рис. 5, список лит. – 9 назв.).

УДК 621.039.571

ОСОБЕННОСТИ ФУНКЦИОНИРОВАНИЯ ПРОМЫШЛЕННЫХ ИОНИЗАЦИОННЫХ КАМЕР В КАЧЕСТВЕ ДЕТЕКТОРОВ КОНТРОЛЬНО-ИЗМЕРИТЕЛЬНОЙ АППАРАТУРЫ ИМПУЛЬСНЫХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ / А. С. Кошелев, М. А. Овчинников, Г. Н. Пиккулина – Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2012, вып. 3, с. 51–59.

В трех энергопусках статического характера на реакторных установках ВНИИЭФ БР-К1, БР-1М и ГИР-2 и в двух энергопусках БР-1М и ГИР-2 в форме импульсов делений на мгновенных нейтронах исследованы особенности формирования секционных и разностных токов газонаполненных ионизационных камер типа КНК-4, КНК-53М и КНК-15, серийно выпускаемых предприятиями «Росатома».

Для регистрации токовых сигналов указанных камер использовался регистрационный компьютеризированный комплекс со специализированным программным обеспечением в составе четырех измерительных модулей освидетельствованного типа ИМТК разработки специалистов ВНИИЭФ (рис. 9, список лит. – 9 назв.).

УДК 621.039

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПЕРЕНОСА НЕЙТРОНОВ НИЗКИХ ЭНЕРГИЙ В ПРОГРАММЕ ПРИЗМА / Д. Г. Модестов – Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2012, вып. 3, с. 60–69.

Программа ПРИЗМА предназначена для решения задач переноса частиц различной природы, в том числе и нейтронов, методом статистического моделирования. При этом одной из этих моделей, имеющей большое значение при расчете тепловых реакторов, является модель взаимодействий низкоэнергетических нейтронов, описанию которой посвящена настоящая работа. Данная модель включает два приближения: идеального газа и учета химической связи. Приводятся результаты некоторых расчетов, предназначенных для проверки выполнимости основных физических принципов и для сравнения с экспериментом. Также производится сравнение с программой MCNP (рис. 6, табл. 3, список лит. – 19 назв.).

УДК 519.245

ВЕРИФИКАЦИЯ ПРОГРАММНОГО СРЕДСТВА PSG2/SERPENT ДЛЯ РАСЧЕТА $K_{эф}$ УРАН-ВОДНЫХ СИСТЕМ / А. А. Строганов, А. В. Курьиндин, А. Ю. Аникин, Д. К. Герасимов, К. Ю. Соколов – Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2012, вып. 3, с. 70–73.

Расчет $K_{эф}$ с использованием различных программных средств (ПС) является неотъемлемой частью анализа безопасности любых систем, содержащих ядерные делящиеся материалы. Однако любое ПС характеризуется областью применения и погрешностью, которые обычно определяются путем сопоставления результатов, полученных с помощью данного ПС, с экспериментальными значениями.

В настоящей работе проведена верификация ПС PSG2/SERPENT для расчета $K_{эф}$ уран-водных систем в рамках ФЦП «Научные и научно-педагогические кадры инновационной России». Верификация выполнена на основе сопоставления с экспериментом на критическом стенде реактора ВВЭР, проведенном в НИЦ «Курчатовский институт». Полученные результаты демонстрируют высокую точность ПС PSG2/SERPENT и возможность его применения для расчета $K_{эф}$ уран-водных систем (рис. 2, табл. 5, список лит. – 9 назв.).

УДК 621.039

ПЕРВЫЙ ЭТАП ИСПЫТАНИЙ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ТЕПЛО-ВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК С НИЗКООБОГАЩЕННЫМ ТОПЛИВОМ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ РЕАКТОРА ВВР-К. РЕЗУЛЬТАТЫ И ВЫВОДЫ / Ф. М. Аринкин, Ш. Х. Гизатулин, С. Н. Колточник, Д. А. Накипов, П. В. Чакров, Л. В. Чекушина, А. А. Шаймерденов – Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2012, вып. 3, с. 74–79.

В работе приводится анализ первого этапа реакторных испытаний экспериментальных ТВС (ЭТВС) с низкообогащенным топливом в активной зоне реактора ВВР-К. Описываются экспериментальные устройства и методики, используемые при проведении испытаний, перечень контролируемых параметров. Показано, что в ходе первого этапа испытаний (142 дня) достигнуто среднее выгорание ^{235}U в ЭТВС – 22,1%. Визуальный осмотр ЭТВС и анализ воды первого контура по активности реперного изотопа ^{137}Cs показал, что герметичность штатных ТВС и ЭТВС не нарушена.

УДК 539.124.17

О $(\nu_e \rightarrow \tilde{\nu}_e)$ -КОНВЕРСИИ В ПОТОКЕ БЕРИЛЛИЕВЫХ СОЛНЕЧНЫХ НЕЙТРИНО / Ю. И. Романов – Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2012, вып. 3, с. 80–84.

Рассмотрена возможность превращения электронного нейтрино в родственную античастицу при изменении его спиральности на примере бериллиевых солнечных нейтрино, рассеиваемых электроном-мишенью. Проанализированы электрослабые спектры и угловые распределения электронов отдачи для состояний с содержанием электронных нейтрино и примесной $\tilde{\nu}_e$ -компоненты, а также $\tilde{\nu}_\mu$ (ν_μ) - и $\tilde{\nu}_\tau$ -компонент в соотношениях, к которым приводят полные сечения с порогом регистрации электрона $T_{\min} = 0,25$ МэВ (рис. 5, табл. 1, список лит. – 3 назв.).