

УДК 621.039.573

**ОБЗОР РЕЗУЛЬТАТОВ ИССЛЕДОВАНИЙ
ИМПУЛЬСНОГО РЕАКТОРА ИГР**

Н.В. Горин (1), Я.З. Кандиев (1), А.Н. Щербина (1), А.Д. Вурим (2),
В.А. Гайдайчук (2), Н.А. Демко (2), А.П. Васильев (3),
В.А. Павшук (4), В.М. Талызин (4)
e-mail: n.v.gorin@vniitf.ru (1)

(1) ФГУП РЯЦ — ВНИИТФ, Всероссийский НИИ технической физики
им. академика Е.И. Забабахина, г. Снежинск, Россия

(2) Институт атомной энергии Национального ядерного центра Республики Казахстан,
г. Курчатов

(3) Международный центр экологической безопасности Минатома России, г. Москва

(4) Российский научный центр «Курчатовский институт», г. Москва, Россия

Статья поступила 29 февраля 2004 г.

Введение

В мире существуют только два импульсных уран–графитовых реактора на тепловых нейтронах — первым был запущен TREAT [1] (США, ANL, Аргоннская Национальная Лаборатория, 1958), а затем достиг критичности ИГР [2] (СССР, 1960). Реактор ИГР был построен на Семипалатинском полигоне по инициативе И.В.Курчатова специалистами предприятий бывшего СССР, в основном, РНЦ «Курчатовский институт» и НИКИЭТ. Режимы работы ИГР — генерирование программируемых импульсов мощности и вспышек делений. Энерговыделение и флюенс нейтронов ИГР были на порядок выше, чем в TREAT за счет смелого конструкторского решения, позволившего существенно повысить температуру разогрева кладки активной зоны — отказ от стальных чехлов для топливных блоков и изготовление стержней и активной зоны только из графитовых и уран–графитовых деталей.

Задачи, решаемые на ИГР, охватывали физику реакторов, реакторную технологию, испытания топлива и реакторных материалов в критических тепловых режимах, радиационную стойкость материалов, поведение элементов активной зоны из графитовых блоков с гомогенно распределенным ядерным горючим при высоких температурах, исследование безопасности импульсных реакторов при быстром введении больших реактивностей и многое другое. За десятилетия эксплуатации получено огромное количество экспериментальной информации, накоплен опыт эксплуатации реактора, петлевых установок и стендового оборудования.

ИГР был реконструирован в 1966—1967 гг и до сих пор имеет рекордные характеристики пуска — среди импульсных реакторов большой интегральной мощности он обладает самым высоким флюенсом тепловых нейтронов $\sim 3,7 \cdot 10^{16}$ см⁻² и интегральной дозой гамма–излучения — $4,78 \cdot 10^7$ рад. Такие характеристики достигнуты в центре экспериментальной полости диаметром 228 мм и полной высотой 3825 мм. Благодаря этому ИГР наилучшим образом

подходит для изучения поведения макетов ТВЭЛ и ТВС при моделировании тяжелых реактивных аварий.

Работы в интересах исследования тяжелых аварий проводят специалисты ВНИИТФ, РНЦ «Курчатовский институт», НИКИЭТ и Национального ядерного центра Казахстана. Исследования показали, что целесообразно создание нового уран–графитового реактора МИГР [3] с годоскопом [1,4], для которого ИГР был бы реактором–прототипом. Эти задачи — проведение исследований по безопасности энергетических ядерных реакторов и создание МИГР с предельными характеристиками, оснащенного годоскопом и удовлетворяющего современным критериям безопасности — требуют изучения физических особенностей ИГР. При этом речь идет не о какой–либо отдельной физической характеристике реактора или особенности его режима эксплуатации, а обо всей их совокупности с учетом всех взаимосвязей и, одновременно, с созданием и верификацией расчетных методик, позволяющих прогнозировать результаты характеристик реактора и облучаемых объектов в пусках. Исследования ИГР были начаты (1994) при поддержке Минатома РФ и по контрактам «lab to lab» с ANL, а затем (1999) продолжены при поддержке РФФИ.

Цель обзора — анализ и оценка значимости имеющейся информации, систематизация имеющихся и выявление недостающих знаний, определение направлений дальнейших исследований.

1. Анализ открытой информации по импульсным реакторам

Парк импульсных исследовательских реакторов был сосредоточен, главным образом, в США и СССР. Основное их применение связано с решением оборонных задач и поэтому объем открытых публикаций о конструкции, физических характеристиках, особенностях управления, безопасности и, тем более, о тематике проводимых исследований и полученных результатах был ограничен. Если в США иногда публиковалась информация об импульсных реакторах, то в СССР открытых публикаций по этой тематике не было.

Одной из первых в СССР (1964) была издана книга [5] А.Я. Крамерова и Я.В. Шевелева «Инженерные расчеты ядерных реакторов», в которой излагалась разработанная Я.В. Шевелевым теория нейтронных вспышек реактора ИГР, хотя его название по тексту не упоминалось. Спустя два года (1966) в сборнике статей МИФИ [6] была опубликована статья Лавреникова В.Д. «Регулирование мощности импульсного реактора ИГР», где был рассмотрен алгоритм работы первого автоматического регулятора этого реактора. Однако, это были разрозненные публикации, из которых было невозможно составить цельное знание об импульсном уран–графитовом реакторе.

Спустя десятилетие (1976) была издана книга Е.П. Шабалина «Импульсные реакторы на быстрых нейтронах» [7]. В ней был обобщен материал теоретического и экспериментального характера, накопленный к моменту ее издания, но, главным образом, на примере импульсных реакторов США. Из многочисленных импульсных реакторов, существовавших в то время в СССР, только упоминались некоторые (например, ИГР, ИИН, ВИР–1), а подробно рассматривались лишь реакторы периодического действия (пульсирующие).

Затем в открытых журналах начали публиковаться статьи по импульсным реакторам, была издана книга [8] (1984), где кратко описаны импульсные реакторы РФЯЦ — ВНИИЭФ. В книге [9] (1990) были кратко рассмотрены импульсные реакторы СССР — ИГР, БИР, БР–1, БИГР, ТИБР, ВИР–2М. Издана книга [10] (2002) с подробным анализом реакторной базы РФЯЦ — ВНИИТФ, вышла книга [11] (1999), где рассмотрены все существующие в мире импульсные исследовательские реакторы и подобрана наиболее полная библиография. Таким образом, к настоящему времени подробно описаны практически все импульсные реакторы, за исключением уран–графитовых на тепловых нейтронах.

Так, ИГР рассмотрен очень кратко, причем большая часть информации связана с анализом результатов исследований на реакторе, а физические процессы, происходящие в активной зоне,

и их особенности не анализировались. Описание конструкции и характеристик приведены по статье И.В. Курчатова и С.М. Фейнберга [2] (1964), тогда как в 1968 году ИГР был модернизирован, но результаты модернизации не публиковались. Все это объясняется тем, что основные усилия были направлены на изучение процессов в облучаемых объектах, а исследованиям самого ИГР уделялось меньшее внимание. Основной объем знаний физики ИГР находится в памяти немногих специалистов, а большая часть документов рассеяна по архивам российских научных центров.

Источников информации о характеристиках TREAT, как и ИГР, немного, около полутора десятков публикаций в доступных изданиях. Большая их часть посвящена результатам исследования на TREAT, а не его физическим характеристикам. Наиболее часто российские специалисты ссылаются на обзорную статью [1] (1958), где описана конструкция реактора, цели его создания, решаемые задачи и приведены наиболее важные характеристики. На совместном российско–американском семинаре по годоскопу TREAT (ANL, 1997) авторам была предоставлена информация по результатам исследований физических характеристик модернизированного TREAT. Следует отметить интересную особенность — первые несколько отчетов ANL 1958...1962 гг посвящены, главным образом, исследованиям самого TREAT, а все остальные отчеты — результатам экспериментов, например, с топливом энергетических реакторов. К физическим характеристикам TREAT в ANL вернулись спустя ~20 лет при его модернизации. Положение дел примерно такое же, как и у ИГР — опубликовано меньше, чем известно и часть знаний хранится в памяти людей. Таким образом, имеет место недостаток информации по физике импульсных уран–графитовых реакторов на тепловых нейтронах, по крайней мере, в открытой печати и в этой связи целесообразно написание монографии о реакторах ИГР и TREAT.

СССР и США, где в течение полувека были сосредоточены основные научные силы в области импульсных реакторов и в течение десятилетий проводились их исследования, имели и эксплуатировали уникальные реакторы ИГР и TREAT. В настоящее время единственный действующий ИГР оказался в Казахстане. Создавшие его российские специалисты давно выехали в Россию и сейчас они либо пенсионеры, либо продолжают работать в других областях науки. Если еще учесть и малый объем публикаций, то все это вместе может привести к потере знаний по физике импульсных уран–графитовых реакторов на тепловых нейтронах. Понимая это, специалисты ИГР совместно с коллегами из России продолжают исследования его физических характеристик и публикацию результатов.

2. Конструкция и основные характеристики ИГР

Основным материалом активной зоны ИГР является графит — хороший замедлитель с большой теплоемкостью, стойкий при высоких температурах и термических ударах, он хорошо отводит и поглощает тепло от урановых частиц топлива. Эти свойства графита позволили обойтись без принудительного охлаждения и достичь высокой рабочей температуры активной зоны.

Конструктивно реактор представляет собой кладку из графитовых и уран–графитовых (пропитанных ураном) блоков, собранных в колонны. Кладка размещена в стальном цилиндрическом корпусе с гелиевой средой, который помещен в бак с охлаждающей водой. Реактор имеет центральный (ЦЭК) и боковой (БЭК) экспериментальные каналы, которые оснащены петлевыми водоохлаждаемыми устройствами. Рабочими органами управления и защиты реактора являются 16 графитовых стержней с поглотителем из окиси гадолиния.

Форма активной зоны близка к кубу и в сечении имеет размеры 1400×1400 мм (рис. 1). Кладка реактора разделяется на подвижную (ПЧК), размерами 800×800 мм, и неподвижную (НЧК) части. Высота неподвижной части 1330 мм, подвижной — 1463 мм. Всего в активной зоне имеется 147 колонн с блоками, пропитанными ураном, и 21 непропитанная колонна. Внешний вид блока представлен на рис. 2. Весовая концентрация урана в графите, обогащенного до 90 %

по изотопу U^{235} , составляет в пропитанных блоках $\sim 3,1$ г на 1 кг графита. Топливо — уранилнитрат с 90 % содержанием изотопа U^{235} . Всего в активной зоне содержится $(9,0 \pm 0,2)$ кг U^{235} .

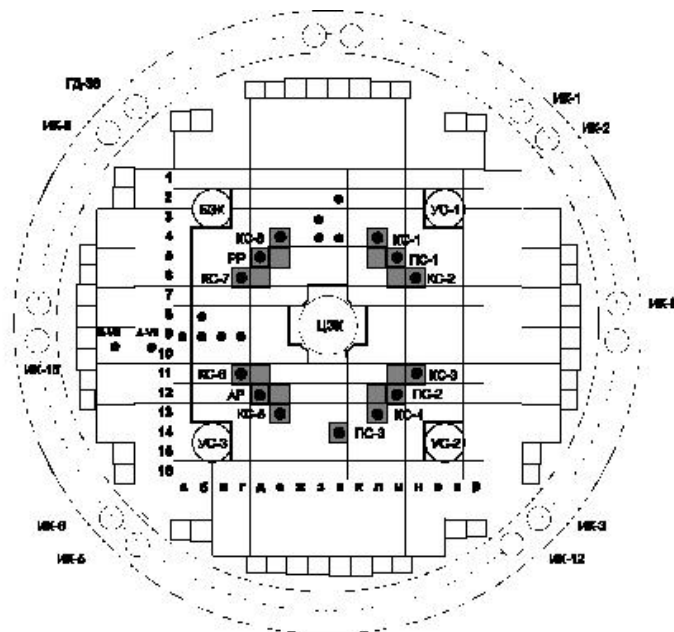


Рис. 1. Горизонтальное сечение АЗ ИГР

Показана маркировка колонн кладки положение колонн со стержнями управления и термомпарами, размещение ионизационных камер в водяном баке

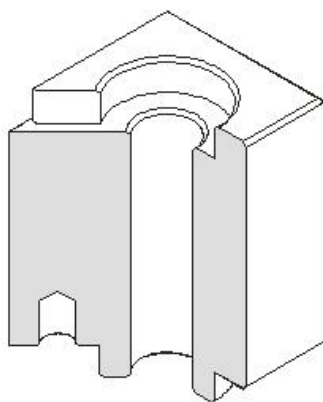


Рис. 2. Топливный блок

Центральный экспериментальный канал образован графитовой втулкой крестообразного сечения, установленной по оси подвижной части кладки.

В активной зоне имеются 13 каналов для регулирующих стержней, 6 каналов для термомпар (показания термомпары в колонне «г–9» наиболее часто используются в эксплуатационной и отчетной документации ИГР), канал для источника нейтронов и канал для физических измерений в колонне «б–8».

Три пусковых стержня (ПС1–ПС3) переводят реактор в состояние с требуемой надкритичностью при производстве вспышки, восемь компенсирующих стержней (КС1—КС8), как правило, синхронно перемещаются при производстве регулируемого импульса и компенсируют потерю реактивности из-за разогрева топлива, с помощью стержней автоматического (АР) и ручного (РР) регулирования осуществляют точную подборку реактивности. Два пусковых стержня, все компенсирующие и оба регулятора скомпонованы в четыре тройки (рис. 1), которые расположены на диагоналях кладки. В трех углах кладки (рис. 1) расположены три уравнивающих стержня (УС1—УС3), предназначенные для компенсации реактивности от облучаемых образцов.

В большинстве пусков они не используются и всегда введены в активную зону. В четвертом углу кладки размещен БЭК.

Активная зона со всех сторон окружена графитовым отражателем (рис. 3).

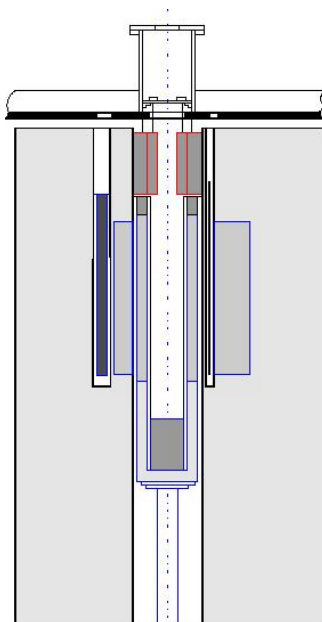


Рис. 3. Вертикальное сечение ИГР:

1 — подвижная часть кладки; 2 — неподвижная часть кладки; 3 — ЦЭК; 4 — БЭК; 5 — один из стержней реактора

Основными режимами работы реактора являются режим самогасящейся нейтронной вспышки и регулируемый режим. Для генерации самогасящейся вспышки реактору сообщают избыточную реактивность, которая определяет форму, амплитуду и полуширину вспышки, ее гашение происходит вследствие отрицательного температурного эффекта реактивности. Регулируемый режим осуществляется перемещением стержней управления, компенсирующих отрицательный температурный эффект реактивности по заданному закону. Форма, уровень мощности и длительность регулируемого режима могут быть самыми разными и определяются задачами испытаний.

Основные характеристики ИГР представлены в таблице 1.

Таблица 1

Основные характеристики реактора ИГР

Параметр	Величина
Максимальное энерговыделение, ГДж	5,2
Температура АЗ, °К	1400
Минимальная полуширина, с	0,12
Максимальный флюенс, н/см ² :	
–тепловых нейтронов	$3,7 \times 10^{16}$
–быстрых нейтронов	$1,1 \times 10^{15}$
Запас реактивности, %	21,6
Эффективность стержней управления, %	24
Максимальная скорость ввода реактивности, β/с	3,4
Отношение С:U	8040
Элемент АЗ (рис.2):	
–горизонтальное сечение, мм	98×98
–высота, мм	133
Отражатель:	Графит
–толщина сбоку / снизу / вверху, м	0,5 / 2,275 / 0,79
–предельная реактивность, вносимая образцами, β	3,5

3. Особенности физических характеристик ИГР

Исследования ИГР проводились дважды, впервые (1968) при проведении физического пуска модернизированного реактора, тогда были исследованы критические конфигурации, прокаблированы стержни, измерен температурный эффект реактивности, сняты распределения флюенса нейтронов по экспериментальным каналам, определена дозиметрическая обстановка, проведены пуски реактора, исследованы зависимости их характеристик от реактивности и обоснованы предельные параметры. Было исследовано распределение урана по объему некоторых блоков и определена их стойкость к импульсным тепловым нагрузкам. Уточнение характеристик проведено через ~25 лет (1991).

За десятилетия эксплуатации не требовались и поэтому не исследовались некоторые особенности характеристик и режимов работы. Расчетно-экспериментальные работы 1995—2003 гг. [12—22] частично восполнили это. Полученные знания необходимы как для модернизации ИГР и проведения на нем достаточно «тонких» экспериментов, так и для создания нового уран-графитового реактора.

Ниже описаны эксперименты, исследующие важнейшие физические характеристики импульсного реактора — температурное поле, поведение функций распределения, температурное гашение реактивности, спектр и время жизни нейтронов, представлены полученные результаты и проведено их сравнение с расчетами. Показано, что совпадение результатов расчетов с экспериментом, в основном, не хуже ~10 %.

3.1. Температурное поле кладки ИГР

Температурное поле кладки — одна из важнейших характеристик, определяющая предельное энерговыделение, ресурс работоспособности топливных элементов, самогашение реактивности и, следовательно, «веса» стержней управления и уровень безопасности реактора. Оно определяется, в основном, двумя процессами — мгновенным тепловыделением, которое зависит от распределения числа делений по объему активной зоны и неравномерностью пропитки топливных блоков ураном и, во вторых, теплопередачей между элементами кладки реактора, которая зависит от особенностей конструкции. Неравномерность пропитки ураном по объему блока достигает коэффициента ~2...3 и, следовательно, такую же неравномерность будет иметь мгновенное тепловыделение. За время формирования короткой вспышки выравнивания температуры по объему топливного блока не произойдет и неравномерность разогрева будет достигать того же самого коэффициента 2...3, но средний нагрев в максимальной вспышке всего ~300 градусов и поэтому эффектами неравномерности можно пренебречь. Именно по этой причине средний нагрев блока за вспышку был ограничен величиной 300 С. В регулируемых импульсах нагрев блоков существенно больше, но существенно больше и длительность импульса — десятки секунд, за которые происходит перераспределение тепла по объему блока и выравнивание температуры, поэтому эффектами неравномерности опять же можно пренебречь.

Конструкции для измерения температуры состоят из циркониевой трубки с таблетками из уран-графитового топлива с термопарами и расположены в каналах на оси топливных колонн (рис.1). Такие конструкции обеспечивали, во первых, надежность и долговечность, так как переборка активной зоны для ремонта термопар весьма трудоемкая операция и, во вторых, приемлемую точность измерения температуры в медленно изменяющемся температурном поле. Для исследования процессов с характерными временами ~ 1 с они не предназначены. Однако информация о температурном поле необходима и она получена расчетным путем [12].

Для этого была разработана трехмерная программа расчета температурного поля, в которой каждый блок кладки представлен точкой и для него решено уравнение баланса тепла. Заданы зазоры между колоннами и реальные краевые условия. При соответствующих краевых условиях программа позволяет рассчитывать температурное поле при соприкосновении топливных блоков в соседних колоннах или при разрыве контакта между блоками в одной колонне.

Расчетами показано:

Характерное время выравнивания температурного поля по объему топливного блока, вызванное локальным возмущением температуры, составляет ~10—15 с.

Характерное время выравнивания температурного поля по высоте колонны, вызванное локальным возмущением температуры, составляет $\sim 0,5$ ч.

Среднеобъемная температура кладки в первом приближении соответствует показаниям термопары, расположенной в середине колонны «б–9». Величина этой среднеобъемной температуры хорошо согласуется с величиной энерговыделения в реакторе.

При производстве пуска с максимальным энерговыделением $\sim 5,2$ ГДж расчетная максимальная температура ~ 1300 °С реализуется в подвижной части кладки в центрах внутреннего слоя колонн, расчетный радиационный разогрев графита в центре ЦЭК составляет ~ 110 °С, а материала термопары в центре ЦЭК составляет ~ 650 °С, в подвижной части кладки температура АЗ выше на ~ 10 – 20 %, чем в самой «горячей» колонне неподвижной части.

Сравнение экспериментальных и расчетных зависимостей температуры от времени в одном из пусков ИГР представлено на рис. 4. Результаты сравнения дают основание считать, что созданная программа позволяет рассчитывать температурное поле кладки в активной зоне и отражателе с погрешностью не более 10 %.

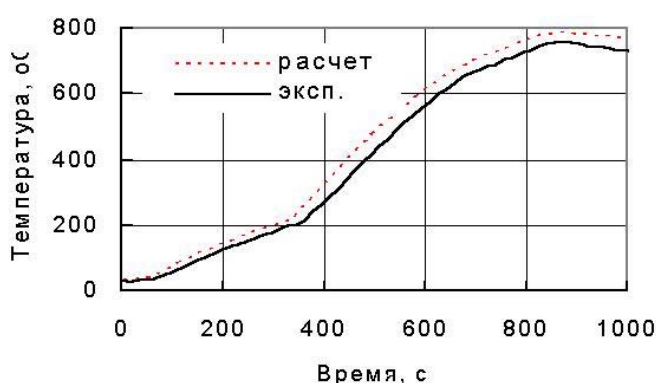


Рис. 4. Расчетная и экспериментальная зависимости температуры топливной колонны

В настоящее время имеющихся знаний достаточно для эксплуатации реактора и исследований на нем тяжелых аварий, но недостаточно для разработки нового реактора или модернизации действующего ИГР. Поэтому целесообразно провести эксперимент с образцом размером ~ 1 см из уран–графитового топлива ИГР. На нем необходимо установить термопары, детекторы флюенса нейтронов и дозы гамма–излучения. Конструкцию следует облучить в ЦЭК вспышкой с энерговыделением ~ 1 ГДж и при этом образец топлива будет разогрет до температуры $\sim (150...200)$ °С. Несколько облучений в разных местах ЦЭК и БЭК могут дать информацию о распределении температуры по высоте колонн, примыкающих к ЦЭК и БЭК. В результате будет получена связь между содержанием U^{235} , флюенсом нейтронов и температурой, что позволит верифицировать расчетные методики и, в конечном счете, уточнить характеристики температурного поля.

С температурным полем тесно связано термонапряженное состояние уран–графитового блока при его нейтронном разогреве, которое определяет ресурс работоспособности блоков и предельные параметры пуска — энерговыделение и полуширину. Необходимо создать методику расчета термонапряженного состояния топливного блока с учетом его неравномерного разогрева. На основании расчетов могут быть оптимизированы размеры блоков нового реактора и обоснованы требования к неравномерности пропитки ураном. Для верификации методики необходимы эксперименты по измерению температуры, деформаций и перемещения поверхностей топливного элемента.

3.2. Распределение числа делений по объему активной зоны

Измерение распределения нейтронного потока по высоте ЦЭК в полномасштабном импульсе выполнено в [13] с помощью 5–секционного комптоновского эмиссионного детектора нейтронов с эмиттером из оксида гадолиния с длиной каждой чувствительной секции 260 мм и расстоянием между секциями 20 мм. Детектор безинерционен, его сигнал пропорционален

плотности потока тепловых нейтронов. Суммарная длина почти полностью перекрывает высоту активной зоны. Детектор установлен вдоль вертикальной оси ЦЭК таким образом, что центральная секция располагается симметрично относительно центральной горизонтальной плоскости реактора. Чувствительные секции детектора пронумерованы от № 1 до 5 в направлении сверху — вниз.

Основное достоинство эксперимента — непрерывность регистрации тока всех чувствительных секций детектора и положения всех стержней в течение пуска и, следовательно, возможность непрерывного наблюдения за поведением потока тепловых нейтронов по высоте экспериментального канала во всем диапазоне изменения температуры топлива и положений стержней.

Экспериментальная осциллограмма тока чувствительных секций представлена на рис. 5. В табл. 2 приведены относительные токи чувствительных секций, зарегистрированные для трех характерных конфигураций — в исходном состоянии, когда стержни управления максимально глубоко введены в активную зону, введены наполовину и в конце пуска, когда максимально выведены. За единицу принят ток секции №3 при комнатной температуре топлива в начале эксперимента. В результаты таблицы 1 внесены поправки на чувствительность секций при их расположении на уровне центра активной зоны, полная относительная погрешность представленных экспериментальных результатов оценивается авторами на уровне 2...2,5 %.

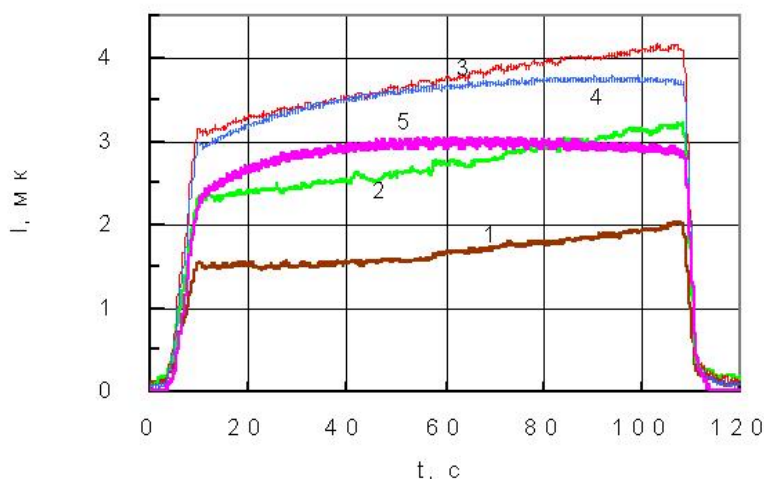


Рис. 5. Осциллограмма токов секций детектора в регулируемом импульсе

Таблица 2

Экспериментальный (числитель) и расчетный ток (знаменатель) чувствительных секций детектора при разных положениях стержней и температуре топлива

Секция	Температура топлива по термопаре колонны «г-9», К		
	300	550	1400
	Положение группы КС1—КС8, мм		
	1240	700	~100
I_1 , секция № 1, верх	0,51 / 0,54	0,54 / 0,54	0,71 / 0,80
I_2 , секция № 2	0,79 / 0,83	0,88 / 0,86	1,08 / 1,13
I_3 , секция № 3, середина	1 / 1	1,11 / 1,10	1,28 / 1,27
I_4 , секция № 4	1,02 / 1,04	1,21 / 1,20	1,27 / 1,27
I_5 , секция № 5, низ	0,87 / 0,91	1,04 / 1,10	1,04 / 1,12

Из анализа результатов табл. 2 видно, что по мере разогрева уран–графитового топлива возрастает ток от каждой секции, что объясняется эффектом просветления графита [14], но возрастание тока в течение пуска неравномерно. В исходном и конечном состояниях при температуре 300 и 1400 К максимальный ток регистрирует центральная секция и соотношения токов между соответствующими секциями в этих конфигурациях примерно одинаково. При температуре 550 К и наполовину выведенных стержнях соотношение между токами секций нарушается. Ток верхней секции остался почти таким же, как и при 300 К, максимальное значение тока достигнуто уже не в секции № 3, а в секции № 4, при дальнейшем разогреве начинает возрастать ток секции № 1 и почти перестает изменяться ток секции № 5. Все это может быть объяснено следующим образом.

В начале пуска при комнатной температуре топлива группа стержней КС1—КС8 находится в положении 1240 мм и поглощающий материал присутствует как в нижней, так и в верхней половине активной зоны, в конце пуска при ~ 1400К группа КС1—КС8 выведена из активной зоны и поглощающего материала почти нет ни в нижней, ни в верхней части. Поэтому в начале и в конце пуска обе половины активной зоны симметричны и соответственно токи $I_1—I_5$ в начале и конце пуска подобны. При 550 К стержни КС1—КС8 наполовину выведены из активной зоны и поглощающий материал имеется только в верхней половине активной зоны. В этой конфигурации происходит наиболее сильное возмущение поля нейтронов, что находит свое отражение в изменении соотношений токов. Анализ показывает, что максимум распределения при 550 К действительно должен сместиться вниз примерно на 15...20 см, соизмеримые с длиной чувствительной секции детектора.

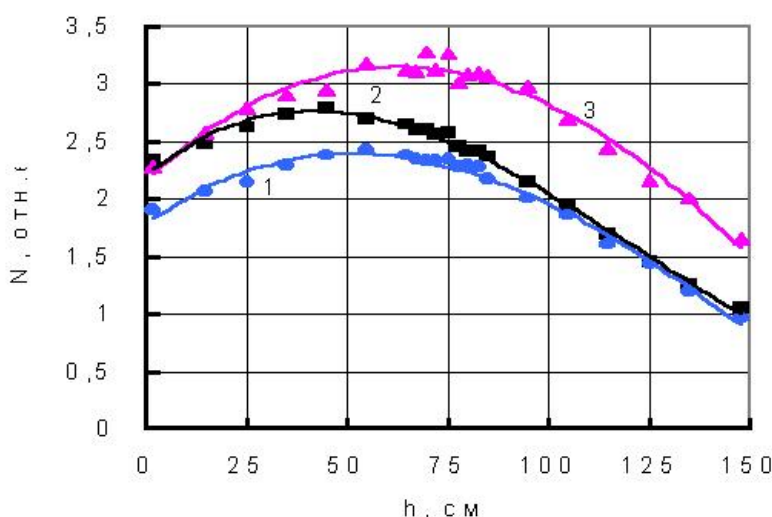


Рис. 6. Расчетное распределение потока тепловых нейтронов по высоте канала:

отсчет высоты от нижнего торца АЗ. 1 — 300 К; 2 — 550 К; 3 — 1400 К

По программе ПРИЗМА.Д [23] с системой констант БАС [24] рассчитано распределение потока тепловых нейтронов по высоте ЦЭК для положений стержней при температуре 300, 550 и 1400 К. (При 550 К нижние торцы стержней КС1—КС8 находятся на полувысоте активной зоны и в ее нижней части практически нет поглощающего материала). Погрешность расчета каждой точки составляет ~1 %. Результаты расчета представлены на рис.6. Видно, что если в исходном и конечном состоянии при 300 и 1400 К максимум распределения расположен ниже уровня центра примерно на 10 см, то при 550 К — ниже уровня центра примерно на 30 см.

Судя по публикациям о TREAT, исследованиям температурного поля и функции распределения уделяли достаточно внимания. Отмечено, что на температуру топлива оказывает влияние положение стержней, распределения числа делений имеют «провалы» вблизи стержней, температура в нижней части АЗ выше, чем в верхней и так далее. Аналогичные эффекты существуют и на ИГР.

Так, в эксперименте [21] в пусках серии 133Ф определено соотношение между сигналами штатных нейтронных детекторов, расположенных в ЦЭК и в БЭК при производстве небольших

по энерговыделению вспышек для различных положениях тройки стержней — КС7, КС8 и РР, которые является своеобразным «поглощающим экраном» между ЦЭК и БЭК. В одной вспышке стержни были введены полностью, во второй — наполовину и в третьей — на треть хода и вычислено изменение токов детектора БЭК относительно токов детектора ЦЭК при производстве вспышек. Отношение измеренного в экспериментах максимального тока нейтронного детектора ЦЭК к максимальному току детектора БЭК, при различных положениях этой тройки стержней сравнивается с отношением вычисленных по программам ПРИЗМА.Д и MCNP чисел делений в индикаторах из U^{235} , расположенных в ЦЭК и в БЭК, то есть в местах расположения нейтронных детекторов. Эти отношения, поправленные на различные чувствительности нейтронных детекторов, должны быть одинаковы, если эксперимент проведен корректно и расчетные методики считают правильно.

В таблице 3 приведены результаты сравнения расчетных и экспериментальных отношений. Расчеты проведены по программе ПРИЗМА.Д для топлива при комнатной температуре. Для удобства анализа в таблице приведены следующие величины:

$$\frac{\left[\frac{I_{\text{БЭК}}}{I_{\text{ЦЭК}}} \right]_{133\Phi-i}}{\left[\frac{I_{\text{БЭК}}}{I_{\text{ЦЭК}}} \right]_{133\Phi-6}}, \quad \frac{\left[\frac{N_{\text{БЭК}}}{N_{\text{ЦЭК}}} \right]_{133\Phi-i}}{\left[\frac{N_{\text{БЭК}}}{N_{\text{ЦЭК}}} \right]_{133\Phi-6}},$$

где $i=6, 7, 8$; $I_{\text{БЭК}}$, $I_{\text{ЦЭК}}$ — экспериментальные токи детекторов ЦЭК и БЭК, соответственно; $N_{\text{БЭК}}$, $N_{\text{ЦЭК}}$ — расчетные числа делений в индикаторах из урана-235, расположенных в ЦЭК и БЭК, соответственно.

Таблица 3

Расчетные и экспериментальные отношения

Индекс пуска	Положения КС7, КС8 и РР.	Эксперимент	Расчет
133Ф–6	Введены полностью, 1400 мм	1	1
133Ф–7	Введены наполовину, 700 мм	1,32	1,45
133Ф–8	Введены на треть хода, 550 мм	1,57	1,59

В настоящее время имеющихся знаний по функции распределения достаточно для эксплуатации реактора, но недостаточно для исследований тяжелых аварий и разработки нового или модернизации действующего реактора. В дальнейшем следует провести исследования функции распределения с помощью малогабаритных активационных детекторов, которые позволяют измерять поток нейтронов «в точке».

3.3. Эффект просветления

В 1994 году во ВНИИТФ расчетным путем было показано, а затем подтверждено экспериментами [14], что отношение флюенса тепловых нейтронов в центральном экспериментальном канале ИГР к энерговыделению возрастает примерно на 30...40 % при разогреве активной зоны от 300 до ~1200 К. Этот эффект, для краткости названный «просветлением» графита, вызван уменьшением эффективных сечений захвата и деления при увеличении энергии тепловых нейтронов в результате их термализации в графите с более высокой температурой. Благодаря просветлению при разогреве топлива не только отмечается нелинейная связь между энерговыделением и флюенсом, но и увеличивается длина свободного пробега тепловых нейтронов и, следовательно, их утечка из активной зоны, что обуславливает гашение реактивности и определяет динамику реактора, параметры вспышек, необходимую эффективность стержней, вводимую избыточную реактивность и последствия аварийных ситуаций.

Расчетные и экспериментальные точки зависимости коэффициента просветления представлены на рис. 7. Под «коэффициентом просветления» будем понимать отношение флюенсов нейтронов, измеренных при разных температурах топлива (по термопаре колонны «Г–9») и при одинаковых энерговыделениях в пуске.

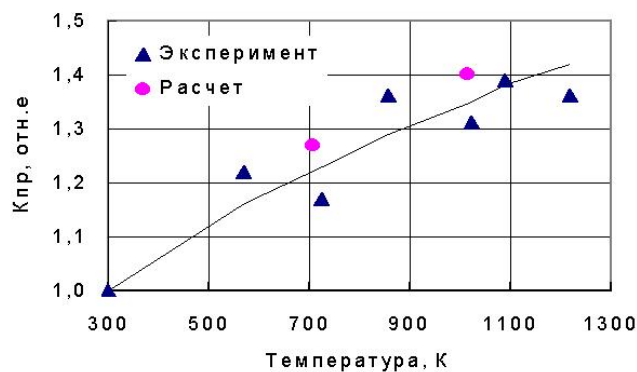


Рис. 7. Зависимость коэффициента просветления от температуры топлива вблизи ЦЭК

При облучении образцов в ЦЭК будет иметь место нелинейный ввод энергии при постоянной мощности реактора, эффект просветления будет максимальным на уровне центра активной зоны и минимальным вблизи ее торцов, где температура топлива минимальна и рядом находится холодный графит отражателя.

Степень совпадения расчетных результатов с экспериментальными величинами на эффекте просветления (рис. 7) позволяют оценить точность расчетов температурных эффектов реактивности и нейтронно–физических характеристик уран–графитового реактора.

В материалах по TREAT отмечено, что по мере нагрева топлива повышается энергия тепловых нейтронов и увеличивается длина свободного пробега, обуславливая отрицательный температурный коэффициент. По сути дела это тот же самый эффект просветления, но количественных измерений или не проводили, или результаты не опубликованы.

3.4. Радиационный разогрев конструкционных материалов

Информация о радиационном разогреве необходима для подготовки экспериментов, при которых возможно изменение базовых размеров из–за различного нагрева элементов конструкций в исследуемой сборке, а также для обоснования конструкции годоскопа реактора МИГР. За десятилетия работы накоплена информация по величинам разогрева некоторых материалов, но целенаправленных измерений, когда в одном пуске измерялась температура разогрева многих материалов, не проводилось.

Проведен эксперимент [16] по измерению в экспериментальном канале ИГР температуры радиационного разогрева химически чистых образцов W, Ta, Mo, Cr, Cu, Zr, Ni, Fe, C, Ti, Sn, Pb, Ag, Zn, H₂O, (CH₂)_n, а также сплава алюминия АМг–6 и свободных термопар (ВР, ХК и ХА). Измерено, что для тантала и вольфрама температура разогрева велика и в максимальном пуске ИГР может достигать 2500...3000 °С.

Облучение проведено вспышкой с полным энерговыделением ~0,85 ГДж и полушириной 0,17 с. Одна из осциллограмм представлена на рис. 8. В табл. 4 представлены экспериментальные результаты измерения температуры разогрева. Погрешности измерения температуры не превышают ~2 %.

Измерено, что сильно разогреваются свинец и олово, поэтому размещение паяных соединений в канале реактора недопустимо при пуске с большим энерговыделением. Остальные материалы разогреваются слабее, например, стальная конструкция будет нагреваться на 300 °С, и это необходимо учитывать при постановке экспериментов. Слабее всего разогревается сплав алюминия — на ~120 °С в пуске с максимальным энерговыделением.

Известно, что данные по образованию фотонов в нейтронных реакциях гораздо менее точны, чем сами сечения этих реакций. Для хорошо изученных элементов сечения известны с точностью порядка одного процента, а гамма–образование известно с точностью до десятков процентов. Для многих материалов имеются только теоретические оценки гамма–образования, отличающиеся для различных моделей в несколько раз. Результаты измерения температуры радиационного разогрева материалов в измеренном нейтронном и рассчитанном фотонном полях исследовательского реактора могут быть использованы для проверки данных по образованию фотонов в нейтронных реакциях.

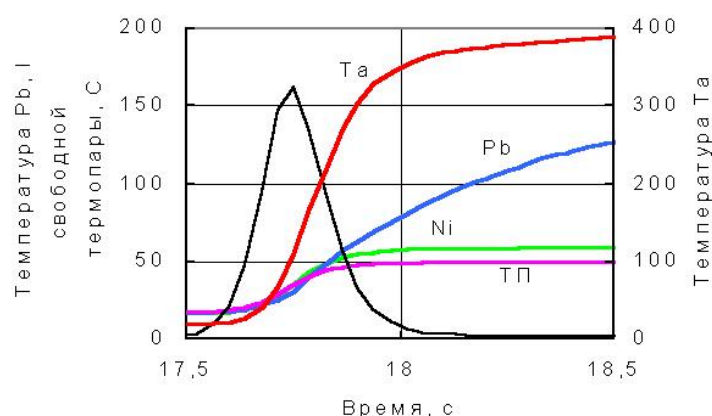


Рис. 8. Форма колокола вспышки и осциллограммы разогрева Та, Рв, Ni и свободной термодпары

Таблица 4

Температура разогрева образца во вспышке ИГР

Материал	Приращение температуры, °С	Материал	Приращение температуры, °С	Материал	Приращение температуры, °С
W	398	Fe	49	Zr	66
Ta	461	C	29	Ni	57
Mo	95	Ti	47	Pb	166
Cr	58	Al	22	(CH ₂) _n	32
Cu	75	Sn	87		

Обработка результатов экспериментов [17] позволила вычислить изменение температурного поля образца при его облучении с учетом потерь тепла и определить наиболее подходящие библиотеки ядерных данных для расчета разогрева для каждого из исследуемых материалов. Вначале решают задачу о свободном остывании образца на воздухе и подбирают параметры краевого условия, при которых результаты расчетов наилучшим образом совпадают со специально проведенным экспериментом. Затем с подобранными параметрами рассчитывают температурное поле образца при его разогреве излучением реактора и одновременном перераспределении тепла и остывании. Ввод энергии на акт деления в ИГР вычисляют по программам ПРИЗМА.Д или MCNP с ядерными данными одной из библиотек и по совпадению расчетных и экспериментальных результатов проводят интегральную оценку библиотеки в целом применительно к расчетам радиационного разогрева. Результат сравнения расчета с экспериментом для образца молибдена представлен на рис. 9. Видно, что совпадение хорошее, хотя для других материалов и библиотек расхождение между расчетом и экспериментом гораздо значительнее.

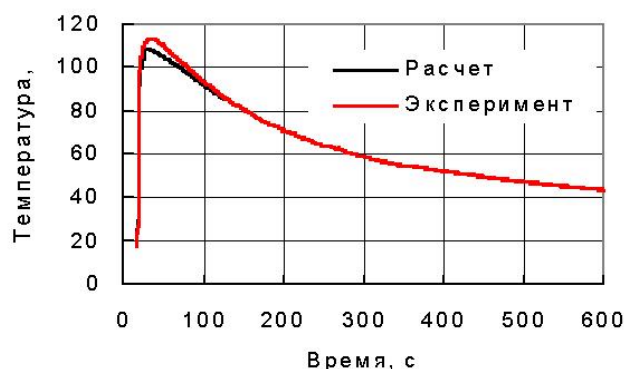


Рис. 9. Экспериментальная и расчетная зависимость температуры Мо в эксперименте на ИГР

3.5. Особенности времени жизни нейтронов

При управлении ИГР и проведении расчетно–экспериментальных исследований в большинстве случаев рассматривают его активную зону в точечном приближении с постоянным временем жизни мгновенных нейтронов. Однако для особо точных экспериментов и расчетов это допущение нуждается в уточнении. Так, разное и переменное количество поглощающего материала в нижней и верхней части активной зоны ИГР — окиси гадолиния, который находится в стержнях управления, влияет на поведение нейтронов, в том числе на их время жизни. Наиболее слабое влияние будет в самой нижней части активной зоны вблизи нижнего отражателя, где поглощающего материала меньше всего, следствием чего должны быть особенности во временах жизни нейтронов. Эти особенности должны усиливаться за счет влияния на спектр нейтронов холодного графита торцевых отражателей [15].

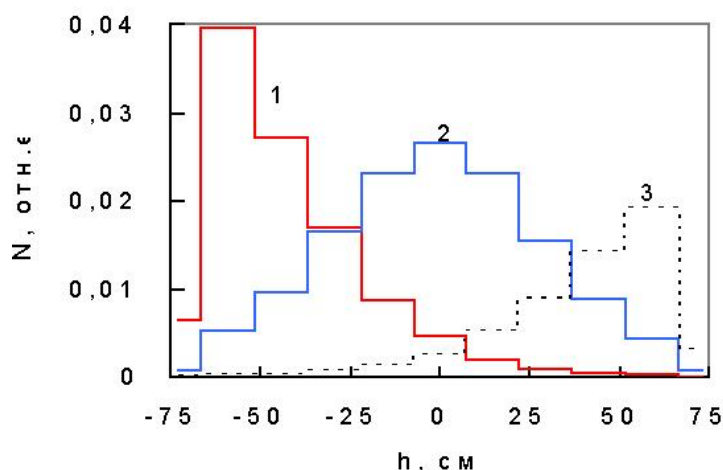


Рис. 10. Распределение числа делений по слоям в АЗ ИГР

Расчетами показано [18], что время жизни нейтрона ИГР зависит от места его рождения в активной зоне и на его величину сильное влияние оказывает поглощающий материал стержней и торцевые отражатели. В расчетах по программе ПРИЗМА.Д с системой констант БАС задано, что все стержни КС1—КС8 расположены на уровне 1240 мм, стержни УС1—УС3 полностью введены, стержни АР и ПС2 полностью выведены, а ПС1 и ПС3 выведены примерно наполовину. В такой конфигурации активная зона находится в критическом состоянии при комнатной температуре и расчетным путем исследованы характеристики нейтронов, родившихся в различных ее частях. В расчетах активная зона была разделена по высоте на 11 слоев, 9 слоев толщиной по 14,8 см и 2 самых крайних слоя (нижний и верхний) по 6,55 см. Границы слоев и результаты расчета времени жизни представлены в табл. 5. В скобках приведена погрешность расчета (1σ , %). При таком разбиении в нижнем торцевом отражателе и самой нижней зоне № 1 нет поглощающего материала, а в зоне № 2 его меньше, чем в вышележащих зонах. Во всех остальных зонах разбиения и в верхнем торцевом отражателе поглощающий материал присутствует.

Вычислено число делений в i -ом слое ($i = 1-11$) от нейтронов, родившихся в j -ом слое ($j = 1-11$). На рис.10 представлено распределение числа делений по слоям от нейтронов, родившихся в слое № 2 (линия 1) в нижней части активной зоны, в среднем слое № 6 (линия 2) и в слое № 10 (линия 3) в верхней части активной зоны. Видно, что нейтроны, в основном, вызывают акты деления либо в том слое, где они родились, либо в соседнем. Вклад нейтронов, родившихся в одинаковых по толщине слоях № 2, № 6 и № 10 в общее число делений в объеме активной зоны составляет 10,7 %, 13,4 % и 5,5 %, соответственно. Эта асимметрия обусловлена как положением стержней, так и неравномерным распределением урана по высоте активной зоны. По мере удаления от места рождения вклад нейтрона в общее число делений заметно уменьшается. Отсюда следует, что нейтроны при замедлении и миграции в активной зоне смещаются от места рождения в пределах 20—30 см.

Таблица 5

Расчетное время жизни нейтронов,
родившихся в разных слоях активной зоны
(№ 1 — нижний слой, № 11 — верхний)

№ слоя	Размеры слоя по высоте, см	Со всеми стержнями	Без 13 стержней
1	-73,15...-66,6	1,308 (5,6)	1,372 (12)
2	-66,6...-51,8	1,193 (2,4)	1,229 (4,2)
3	-51,8...-37	0,920 (2,4)	0,983 (4)
4	-37...-22,2	0,801 (2,3)	0,843 (3,7)
5	-22,2...-7,4	0,737 (2,2)	0,838 (3,5)
6	-7,4...7,4	0,707 (2,2)	0,814 (3,4)
7	7,4...22,2	0,717 (2,2)	0,821 (3,5)
8	22,2...37	0,720 (2,4)	0,858 (3,7)
9	37...51,8	0,768 (2,7)	0,954 (4,2)
10	51,8...66,6	0,876 (3)	1,151 (4,9)
11	66,6...73,15	0,877 (7,5)	1,262 (12)
Среднее время жизни, мс		0,83 (0,5)	0,93 (0,9)

Одновременно проведен расчет времени жизни нейтронов, родившихся в каждом из 11 слоев и результирующее время жизни. Для сравнения проведен аналогичный расчет для той же самой конфигурации активной зоны, с тремя введенными стержнями УС1—УС3 в углах кладки, но без остальных 13 стержней управления. Сравнение результатов расчетов для двух конфигураций — со всеми стержнями и без 13 стержней (т.е. практически без поглощающего материала), позволяет выявить влияние на время жизни нейтронов поглотителя, находящегося в стержнях. Видно, что время жизни нейтронов для реальной конфигурации с полным комплектом поглощающих стержней на ~10% меньше, чем для гипотетической конфигурации без стержней. В реальной конфигурации время жизни минимально и практически одинаково (в пределах погрешности расчета) для нейтронов, родившихся во внутренних слоях № 4—№ 9 активной зоны и возрастает для нейтронов, родившихся на ее краях. Время жизни нейтронов в самом нижнем слое активной зоны примерно на 70—80 % выше, чем во внутренних слоях. Причина такого различия между краями связана с захватом нейтронов материалом стержней, что приводит к уменьшению времени жизни. Поглощающий материал стержней при пуске реактора всегда присутствуют в крайнем верхнем слое активной зоны и прилегающем к нему слое отражателя, но поглотителя практически нет в крайнем нижнем слое.

Следует отметить влияние торцевых отражателей на время жизни нейтронов. По результатам таблицы 5 видно, что время жизни нейтронов, родившихся и прошедших свой жизненный цикл в крайних слоях реактора (№ 1, 2, 10 и 11) и близлежащем графите отражателя без урана заметно больше, чем для нейтронов внутренних слоев.

Расчеты показывают, что отражатель и вода бака вносят существенный вклад в формирование времени жизни нейтронов. Так, «средний» нейтрон ИГР большую часть времени проводит в отражателе, три—четыре раза перелетая из активной зоны в отражатель и обратно. По результатам расчетов можно проследить, как увеличение толщины графитового отражателя затягивает время жизни нейтронов, увеличивает число их перелетов из активной зоны в отражатель и обратно, увеличивает величину $K_{эфф}$ и как обрывает эти процессы вода водяного бака.

3.6. Особенности спектра нейтронов

Впервые (1964) экспериментальные данные о спектральном составе поля нейтронов в активной зоне ИГР были получены в процессе исследований его физических характеристик. В 1998 году были проведены более тщательные измерения спектра [15] следующим набором детекторов:

– активационные детекторы тепловых и резонансных нейтронов — $^{176}\text{Lu}(n, \gamma)^{177}\text{Lu}$, $^{151}\text{Eu}(n, \gamma)^{152}\text{Eu}$, $^{197}\text{Au}(n, \gamma)^{198}\text{Au}$, $^{152}\text{Sm}(n, \gamma)^{153}\text{Sm}$, $^{186}\text{W}(n, \gamma)^{187}\text{W}$, $^{139}\text{La}(n, \gamma)^{140}\text{La}$, $^{59}\text{Co}(n, \gamma)^{60}\text{Co}$, $^{63}\text{Cu}(n, \gamma)^{64}\text{Cu}$, $^{23}\text{Na}(n, \gamma)^{24}\text{Na}$, $^{50}\text{Cr}(n, \gamma)^{51}\text{Cr}$, $^{45}\text{Sc}(n, \gamma)^{46}\text{Sc}$.

– активационные и делительные детекторы быстрых нейтронов — $^{237}\text{Np}(n, f)$, $^{239}\text{Pu}(n, f)$, $^{235}\text{U}(n, f)$, $^{238}\text{U}(n, f)$, $^{47}\text{Ti}(n, p)^{47}\text{Sc}$, $^{58}\text{Ni}(n, p)^{58+58\text{m}}\text{Co}$, $^{64}\text{Zn}(n, p)^{64}\text{Cu}$, $^{32}\text{S}(n, p)^{32}\text{P}$, $^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$, $^{24}\text{Mg}(n, p)^{24}\text{Na}$, $^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$, $^{203}\text{Tl}(n, 2n)^{202}\text{Tl}$, $^{93}\text{Nb}(n, 2n)^{92}\text{Nb}$, $^{90}\text{Zr}(n, 2n)^{89}\text{Zr}$.

Измерения были проведены в центре и на уровне торца центрального канала и в центре бокового канала. Результаты восстановления спектров нейтронов методом направленных расхождений в центре центрального канала в 50–групповом представлении, начиная с энергий 0,5 эВ, представлены в табл. 6.

Таблица 6

Спектр нейтронов в центре ЦЭК ИГР

n	E_k , МэВ	E_{k+1} , МэВ	$\varphi(E)$	$\varphi(E) \times E$	$N(E)$	$\Phi > E_k$
1	0	5E-7	0	0	0	1,00
2	5E-7	1E-6	9,83E+4	9,83E-2	4,91E-2	1,00
3	1E-6	3E-6	4,86E+4	0,146	9,71E-2	0,945
4	3E-6	1E-5	9,94E+3	9,94E-2	6,96E-2	0,848
5	1E-5	3E-5	3,13E+3	9,38E-2	6,25E-2	0,778
6	3E-5	1E-4	621	6,21E-2	4,35E-2	0,715
7	1E-4	2E-4	572	0,114	5,72E-2	0,672
8	2E-4	5E-4	112	5,59E-2	3,35E-2	0,615
9	5E-4	0,001	54,1	5,41E-2	2,71E-2	0,581
10	0,001	0,002	29,3	5,86E-2	2,93E-2	0,554
11	0,002	0,005	25,7	0,128	0,077	0,525
12	0,005	0,01	7,54	7,54E-2	3,77E-2	0,448
13	0,01	0,02	2,27	4,53E-2	2,27E-2	0,41
14	0,02	0,04	1,6	0,064	0,032	0,388
15	0,04	0,06	1,09	6,54E-2	2,18E-2	0,355
16	0,06	0,1	0,54	0,054	2,16E-2	0,334
17	0,1	0,2	0,359	7,18E-2	3,59E-2	0,312
18	0,2	0,3	0,243	7,29E-2	2,43E-2	0,276
19	0,3	0,4	0,278	0,111	2,78E-2	0,252
20	0,4	0,5	0,292	0,146	2,92E-2	0,224
21	0,5	0,6	0,266	0,16	2,66E-2	0,195
22	0,6	0,8	0,216	0,173	4,32E-2	0,168
23	0,8	1	0,166	0,166	3,32E-2	0,125
24	1	1,2	9,99E-2	0,12	0,02	9,19E-2
25	1,2	1,4	7,11E-2	9,96E-2	1,42E-2	7,19E-2
26	1,4	1,7	4,77E-2	8,11E-2	1,43E-2	5,77E-2
27	1,7	2	3,33E-2	6,65E-2	9,98E-3	4,34E-2
28	2	2,3	2,51E-2	5,78E-2	7,54E-3	3,34E-2
29	2,3	2,6	1,96E-2	5,09E-2	5,87E-3	2,58E-2
30	2,6	3	1,25E-2	3,75E-2	0,005	0,02
31	3	3,5	7,64E-3	2,67E-2	3,82E-3	0,015
32	3,5	4	6,08E-3	2,43E-2	3,04E-3	1,11E-2

Окончание таблицы 6

33	4	4,5	4,24E-3	1,91E-2	2,12E-3	8,1E-3
34	4,5	5	3,4E-3	0,017	1,7E-3	5,98E-3
35	5	5,5	2,41E-3	1,33E-2	1,21E-3	4,28E-3
36	5,5	6	1,99E-3	1,19E-2	9,94E-4	3,08E-3
37	6	6,5	1,38E-3	8,96E-3	6,89E-4	2,08E-3
38	6,5	7	1,08E-3	7,58E-3	5,41E-4	1,39E-3
39	7	7,5	5,93E-4	4,45E-3	2,97E-4	8,53E-4
40	7,5	8	4,11E-4	3,29E-3	2,05E-4	5,56E-4
41	8	8,5	2,22E-4	1,89E-3	1,11E-4	3,51E-4
42	8,5	9	1,56E-4	1,41E-3	7,81E-5	2,4E-4
43	9	10	8,39E-5	8,39E-4	8,39E-5	1,62E-4
44	10	11	4E-5	4,4E-4	4E-5	7,77E-5
45	11	12	2E-5	2,4E-4	2E-5	3,77E-5
46	12	13	9,35E-6	1,22E-4	9,35E-6	1,77E-5
47	13	14,5	3,61E-6	5,24E-5	5,42E-6	8,36E-6
48	14,5	16	1,38E-6	2,2E-5	2,06E-6	2,95E-6
49	16	17,5	4,1E-7	7,17E-6	6,15E-7	8,83E-7
50	17,5	19	1,79E-7	3,4E-6	2,69E-7	2,69E-7

Видно, что ~40 % нейтронов ИГР — тепловые, находящиеся в тепловом равновесии с уран–графитовым топливом, их энергия определяется температурой топлива. В максимальном пуске температура топлива вблизи центрального экспериментального канала, там, где располагаются облучаемые объекты, будет изменяться от 300 до 1700 К, следовательно, энергия тепловых нейтронов в начале и конце одного и того же пуска будет существенно различаться. Отличается и доля тепловых нейтронов в спектре в центре и на периферии центрального канала, там, где к активной зоне примыкает масса холодного графита отражателя. Это проверено в эксперименте [15] и показано, что на границе активной зоны, где расположена большая масса чистого графита, доля тепловых нейтронов увеличивается.

3.7. Достоверность некоторых характеристик ИГР

За многолетнюю эксплуатацию накоплены параметры вспышек (энерговыведение, максимальная интенсивность, полуширина и время наступления вспышки от начала движения пусковых стержней) для случаев введения одного и того же «скачка» избыточной реактивности или при наличии такого намерения. Массивы экспериментальных точек напоминают «млечный путь» и параметры некоторых вспышек заметно отклоняются от «средних» значений. Так, максимальная интенсивность может быть меньше «средней» на ~50 %, а полуширина малых вспышек может вдвое превышать значение «средней» кривой. Все это может быть обусловлено многими причинами — например, разной загрузкой экспериментальных каналов, разной начальной температурой активной зоны и разным исходным положением стержней регулирования, что при неопределенности интерференционной картины неизбежно приводит к ошибкам в определении физического «веса» пусковых стержней. Это может быть связано с неопределенностью момента инициирования максимальных вспышек и, конечно, с погрешностями регистрации. Все перечисленные особенности желательнее исследовать и, по возможности, найти более точный алгоритм прогноза параметров пусков.

В процессе проводимых на реакторе испытаний основное внимание обращалось на измерение флюенса нейтронов, падающих на образец, то есть на ввод энергии в образец, тогда как измерению энерговыведения в активной зоне (АЗ) в пуске уделяли меньшее внимание. Для оценки энерговыведения с самого начала эксплуатации была введена, так называемая, «условная единица» равная 250 МВт — одна из важнейших характеристик, позволяющая связать

результаты относительных измерений потоков нейтронов ионизационными камерами с абсолютными величинами энерговыделения и максимальной интенсивности во вспышке. Принято, что при работе на постоянной мощности $1 \text{ у.е.} = 250 \text{ МВт}$ в течение 21 секунды полное энерговыделение составляет 5,2 ГДж, температура АЗ по термопаре колонны «г–9» достигает $1100 \text{ }^\circ\text{C}$, что соответствует среднеобъемной температуре АЗ $908 \text{ }^\circ\text{C}$. Для нагрева графита на $908 \text{ }^\circ\text{C}$ необходима удельная энергия $1,33 \times 10^3 \text{ Дж/г}$, а для нагрева АЗ массой 3232 кг на $908 \text{ }^\circ\text{C}$ необходима энергия 4,296 ГДж, что заметно ($\sim 20 \%$) расходится с величиной 5,2 ГДж. Поэтому ее величина, постоянство и смысл нуждаются в корректировке как с учетом отмеченных выше особенностей, так и с учетом температурного поля АЗ — например, перетеканием тепла из активной зоны в отражатель и охлаждаемые ампулы ЦЭК и БЭК за время пуска.

Скорее всего, из-за некорректности в понятии условной единицы имеются противоречия в ТКР. Его измерения проводились дважды (1968 и 1991). Экспериментальные точки совмещены на рис. 11 и видно, что результаты измерений отличаются друг от друга — они близки при небольших энерговыделениях ($2 \dots 3 \text{ у.е.}\cdot\text{с}$) и расходятся до $\sim 1,5$ раз при больших ($16 \dots 22 \text{ у.е.}\cdot\text{с}$).

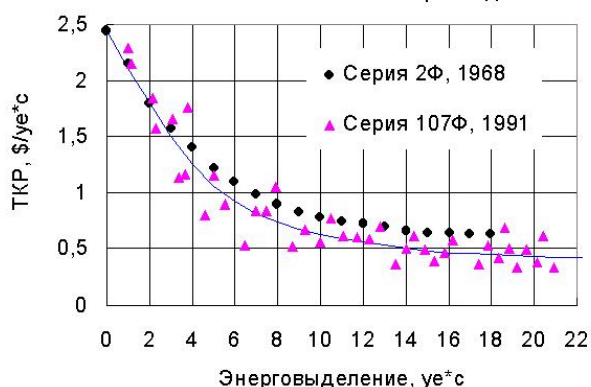


Рис. 11. Зависимость ТКР от энерговыделения

При эксплуатации ИГР используются как тепловой $[\beta/(\text{у.е.}\cdot\text{с})]$, рис. 11], так и температурный $[\beta/\text{градус}]$, рис. 12] коэффициенты реактивности. Это одна и та же физическая величина, но выраженная в разных единицах и при корректном пересчете единиц измерения эти коэффициенты должны переходить один в другой. Из рис. 11 и 12 видно, что при комнатной температуре равенство $2,5\beta/(\text{у.е.}\cdot\text{с}) = 0,04\beta/\text{градус}$ может быть выполнено при условии, что энерговыделение в $1 \text{ у.е.}\cdot\text{с}$ разогревает кладку ИГР на ~ 60 градусов по термопаре колонны «г–9». Постановка эксперимента такова, что температура была выровнена по объему активной зоны. С другой стороны, расчет со справочными значениями теплоемкости графита показывает, что энерговыделение в $1 \text{ у.е.}\cdot\text{с}$, равномерно распределенное по объему АЗ, разогревает ее сильнее — на 100 градусов. Сравнение двух ТКР при $\sim 800 \text{ }^\circ\text{C}$ показывает, что они соответствуют друг другу. В РИЦ «Курчатовский институт» высказано предположение, что на теплоемкость графита при комнатной температуре может влиять уран, которым пропитаны топливные блоки или может существовать скрытый эффект увеличения теплоемкости (за счет эффекта Вигнера при замедлении осколков деления в графите).

Первое и единственное измерение времени жизни нейтронов проведено в одной псевдовспышке 2Ф–8 (1968). За десятилетия эксплуатации накоплены результаты, позволившие его уточнить. Так, из зависимости обратного периода разгона от избыточной реактивности (рис. 13) в области выше мгновенной критичности можно вычислить величину $\alpha_R = \beta/l$ и, следовательно, уточнить время жизни нейтронов $0,925 \text{ мс}$, тогда как до сих пор было принято $0,96 \text{ мс}$. Измерение из зависимости $1/T=f(\rho_0)$ более точно, чем из параметров псевдовспышки, на которые оказывали заметное влияние запаздывающие нейтроны.

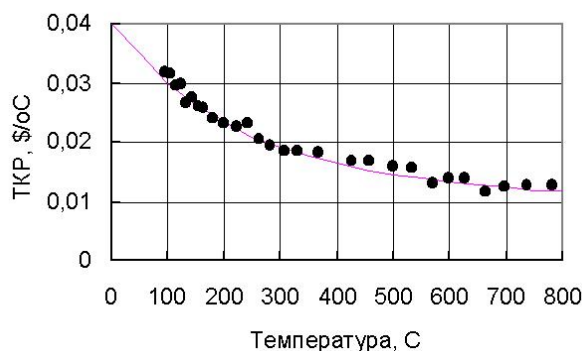


Рис. 12. Зависимость ТКР от температуры

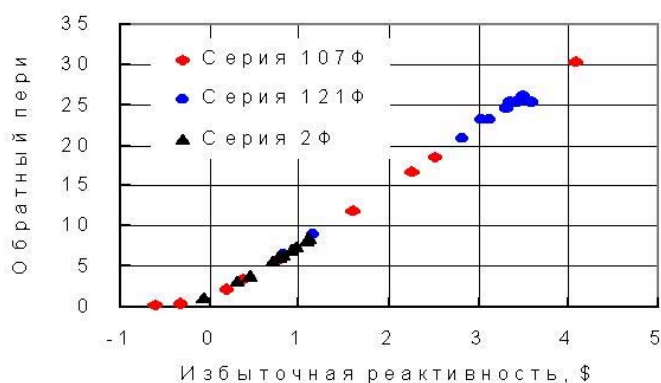


Рис. 13. Зависимость обратного периода разгона от избыточной реактивности 1968—1990 гг.

4. Работа ИГР в условиях сильного внутреннего источника нейтронов

Авария на импульсном реакторе обусловлена вводом и реализацией слишком большой «избыточной реактивности» — реактивности выше мгновенной критичности. Известно, что ограничить ее реализацию можно лишь при наличии сильного внутреннего источника нейтронов, который своевременно подключает защитный механизм — тепловое самогашение, что снижает тяжесть аварийной ситуации и повышает самозащищенность реактора [25]. Внутренний источник состоит, в основном, из нейтронов, появляющихся при распаде ядер-предшественников запаздывающих нейтронов, нейтронов спонтанного деления урана и нейтронов от внешнего источника, вызвавших акты деления в активной зоне. Сильным считают источник, для которого выполняется условие — $S_e l > 1$ [26, 27], где S_e — величина внутреннего источника нейтронов, а l — время жизни мгновенных нейтронов. Он обеспечивает 100% вероятность инициирования устойчивой цепи делений даже в состоянии ниже мгновенной критичности. При слабом внутреннем источнике $S_e l \ll 1$ момент начала теплового самогашения будет определяться вероятностными процессами и может начаться поздно, когда аварийная реактивность уже введена [26, 27].

Из опыта эксплуатации импульсных реакторов известно, что его безопасность и последствия аварийных ситуаций сильно зависят от режима работы. Наиболее безопасен режим «с мощности», когда вначале иницируется устойчивая цепь делений, а затем в реактор вводится избыточная реактивность с определенной скоростью и вспышка формируется при вводе реактивности. В этом режиме в реакторе всегда имеется сильный внутренний источник нейтронов. Оценки показывают, что на момент начала движения пусковых стержней в активной зоне ИГР имеется концентрация предшественников запаздывающих нейтронов, распад которых обеспечивает сильный внутренний источник нейтронов и реактор защищен от реализации в одной вспышке всей аварийной реактивности. Однако защита может быть снята при ошибочных (целенаправленных) действиях персонала и в АЗ будет уже слабый внутренний источник

нейтронов. В пределе его величина будет определяться лишь нейтронами, появляющимися при спонтанном делении урана и для ~9 кг урана в топливе ИГР (90 % U^{235} и 10 % U^{238}) будет составлять ~20 н/с. В этом случае возникает наиболее благоприятная ситуация для реализации в одной вспышке всей аварийной реактивности.

Для повышения ядерной безопасности следует внедрить на ИГР режим с гарантированным сильным внутренним источником. Специалисты США первыми исследовали работу реактора в условиях слабого внутреннего источника [26, 27] и показали опасности этого режима, но на TREAT, по крайней мере, по имеющейся информации, такой режим не изучался.

5. Особенности расчетно–экспериментальных методик

При подготовке экспериментов, анализе полученных результатов, а особенно при разработке нового реактора экспериментаторам бывает необходимо проводить дополнительные исследования, что требует пусков реактора и материальных затрат. В этой связи гораздо выгоднее проводить математическое моделирование эксперимента с помощью верифицированных расчетных методик и только периодически проверять результаты расчетов экспериментами. В распоряжении группы специалистов, проводящих исследования на ИГР, имеются методики расчета трехмерного температурного поля кладки ИГР, оценки параметров пусков реактора [19] и расчета нейтронно–физических характеристик по методу Монте–Карло.

5.1. Методика расчета нейтронно–физических характеристик ИГР

Возможны два способа постановки расчетных исследований нейтронно–физических характеристик реактора ИГР, например, изменение сигналов делительных камер в ЦЭК по мере перемещения в канале делящегося или поглощающего нейтроны материала. Можно проводить несколько десятков независимых расчетов, каждый из которых соответствовал бы только одной расчетной конфигурации, например, одному положению образца материала в канале реактора. При таком способе необходимо получать результаты с высокой точностью, что требует больших затрат времени счета. В другом способе можно провести только один расчет и получить в нем коррелированные результаты для всех вариантов задачи, то есть для всех форм, положений и материалов. Второй путь более предпочтителен.

Приведем один из результатов [20], иллюстрирующий способность методики прогнозировать физические эффекты и обнаруживать небольшие изменения в характеристиках реактора. В эксперименте сливали водный раствор борной кислоты из ампулы, расположенной в центральном канале с одновременным поддержанием реактора на постоянной мощности. Экспериментально измеряли ток нескольких малогабаритных детекторов тепловых нейтронов, расположенных вдоль поверхности ампулы, которые давали информацию об изменении нейтронного поля в центральном канале. На рис. 14 представлена осциллограмма изменения тока одного детектора при сливе раствора и расчетные точки. Они нанесены на экспериментальные осциллограммы в предположении, что раствор равномерно сливался из ампулы в течение эксперимента, с учетом паспортной чувствительности детектора и мощности реактора. Совпадение расчетов с экспериментом хорошее и направление работ по математическому моделированию экспериментов на ИГР весьма перспективно.

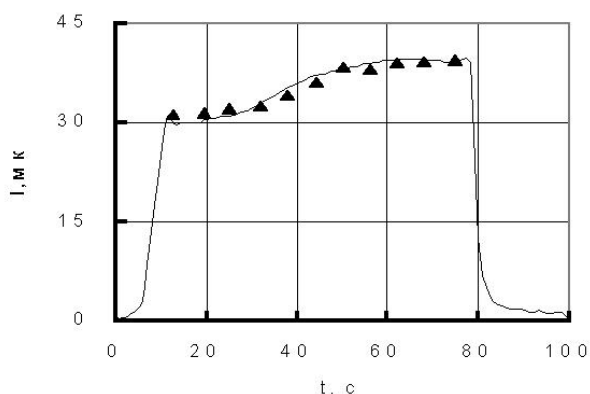


Рис. 14. Экспериментальная осциллограмма и расчетные точки

5.2. Методика оценки параметров пусков ИГР

При эксплуатации реактора в штатных и хорошо изученных режимах расчетная методика параметров вспышек не нужна, потому что все характеристики и особенности ИГР известны. Эта методика создана для других целей.

При облучении в ЦЭК ИГР макетов ТВЭЛ и ТВС с делящимся материалом (ДМ) следует прогнозировать возмущение физических характеристик реактора, возрастающее по мере увеличения массы ДМ. При большом количестве ДМ, соизмеримого с массой U^{235} в кладке ИГР, искажение характеристик может стать настолько сильным, что вместо обычного ИГР придется рассматривать реактор с возмущенными характеристиками — «ИГР + облучаемый образец». Для него следует вычислить новое время жизни нейтронов, новый коэффициент гашения реактивности в зависимости от нагрева топлива, новые калибровочные кривые стержней, функции распределения и так далее. Новые характеристики необходимо ввести в программы, верифицированные в настоящей работе на параметрах ИГР и провести расчет параметров пусков. Такая методика вполне подходит для первоначальных оценок.

Возможны эксперименты, при которых будет происходить перемещение в ЦЭК образцов из ДМ или из материала, поглощающего нейтроны. Прогноз формы пуска удобно проводить по предложенной методике.

При расчетах вспышек ИГР считают, что поведение нейтронного потока описывается кинетическими уравнениями в одноточечном и односкоростном приближении с учетом запаздывающих нейтронов. Время жизни нейтронов вычислено по программам ПРИЗМА.Д или MCNP «до деления». Вся энергия, выделяющаяся при делении, затрачивается на разогрев графита. Обратная связь представлена в виде расчетного температурного коэффициента реактивности. При расчете гашения используется среднеобъемная температура АЗ. При этих допущениях поведение нейтронного потока описывается системой уравнений:

$$\begin{cases} l(\Theta) \frac{dn(t)}{dt} = n(t) [k(t)(1-\beta) - 1] + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t) \\ \frac{dC_i(t)}{dt} = k(t) \beta_i n(t) - \lambda_i C_i(t) \\ k(t) = k_0 + k_{\text{ВВ}} - \int_0^{\Theta} \alpha(\Theta) d\Theta \end{cases}$$

$$E(t) = \int_0^t n(t) dt, \quad \rho = \frac{k(t) - 1 - \beta}{\beta k(t)}, \quad \Delta\Theta = \frac{\Delta E(t)}{C_p(\Theta) M}, \quad M \int_{\Theta_0}^{\Theta} C_p(\Theta) d\Theta = E(\Theta)$$

Начальные условия: $n(0) = n_0$, $k(0) = k_0$, $C_i(0) = C_{0i}$

где $n(t)$ — нейтронный поток в реакторе; $k(t)$ — коэффициент размножения нейтронов; β , λ_i , β_i — характеристики запаздывающих нейтронов; $C_i(t)$ — концентрация предшественников i -группы запаздывающих нейтронов; $\alpha(\Theta)$ — тепловой коэффициент реактивности (рис. 11 и 12); $E(t)$ — энергосодержание; T — период разгона; $\Theta(t, x, y, z)$ — функция распределения температуры по активной зоне; $\Theta(t)$ — средняя по объему температура кладки; Θ_{max} — максимальная температура кладки; M — масса АЗ реактора (графита), $M = 3230$ кг; $C_p(\Theta)$ — теплоемкость материала АЗ (графита) [29]; l_0 — время жизни мгновенных нейтронов при комнатной температуре $l_0 = 0,925$ мс; $l(\Theta)$ — время жизни нейтронов при температуре Θ ; $k_{\text{ВВ}}(t)$ — закон ввода реактивности стержнями без учета обратных связей.

За многолетнюю эксплуатацию реактора накоплено большое количество экспериментальных данных по параметрам вспышек и проведены кривые, наилучшим образом описывающие массив экспериментальных точек $E = f(\rho)$, $N_{\text{max}} = f(\rho)$, $t_{1/2} = f(\rho)$ — зависимости энергосодержания, максимальной интенсивности и полуширины от реализованной избыточной реактивности.

Положение расчетных точек относительно этих кривых показано на рис. 15—17, а на рис. 18 представлена расчетная и экспериментальная форма одной из вспышек.

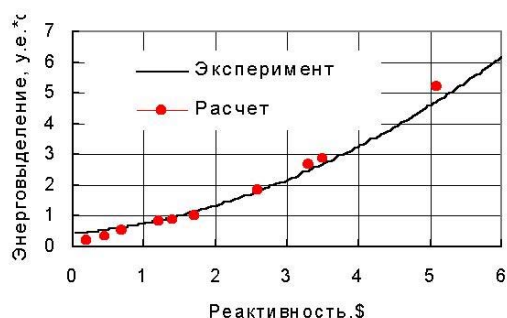


Рис. 15. Зависимость энерговыделения вспышки от реактивности

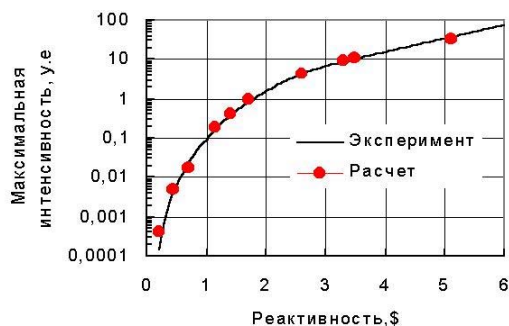


Рис. 16. Зависимость максимальной интенсивности вспышки от реактивности

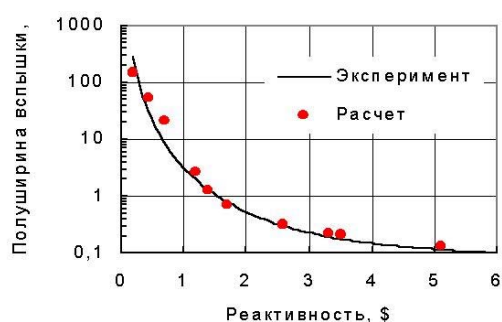


Рис. 17. Зависимость полуширины вспышки от реактивности

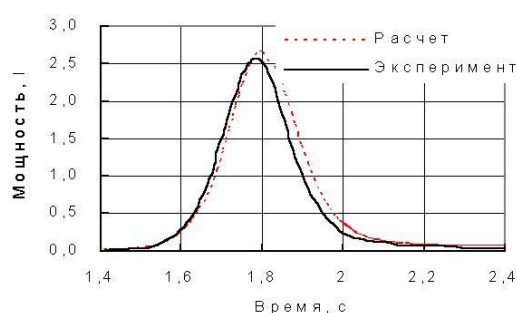


Рис. 18. Расчетная и экспериментальная форма вспышки 107Ф-9

Видно, что относительно простая методика достаточно хорошо описывает форму и основные характеристики вспышек во всем рабочем диапазоне избыточных реактивностей.

5.3. Результаты верификации расчетных методик

Верификация [12—22] расчетных методик проведена путем сравнения с экспериментальными данными критических конфигураций АЗ ИГР при температуре в диапазоне $\sim(20\dots 800)$ °С [19], при разных положениях стержней и при вводе в АЗ решетки поглотителей из 40 кадмиевых полос [19]; эффективности и интерференции стержней; времени жизни нейтронов [19]; флюенсов тепловых и быстрых нейтронов и их распределений по оси ЦЭК [19]; характеристикам нейтронного поля в ЦЭК при движении по каналу поглотителя нейтронов [22]; параметров вспышек для реактивности $\sim(-1\dots +4)\beta$ и начальной температуры АЗ до ~ 800 °С [19]; формы вспышек во всем диапазоне реактивностей и начальной температуры [19]; формы и параметров пуска при работе реактора в режиме «вспышка на плато»; температурного эффекта реактивности в диапазоне температуры до ~ 1500 °С [19]; характеристикам нейтронного поля АЗ реактора в зависимости от положений стержней [21]; изменения отношений флюенса тепловых нейтронов к энерговыделению при производстве небольших вспышек при разной начальной температуре АЗ в диапазоне $\sim(20\dots 950)$ °С [14]; температурного поля [12].

5.4. Методика визуализации

Эксперименты по исследованию тяжелых аварий требуют контроля за перемещением расплава, а трудности при этом будут связаны с его высокой температурой и с наличием в контейнере оптически непрозрачного теплоносителя. Лучше всего такая задача решается с помощью годоскопа [1, 4], но на ИГР его нет и поэтому приходится использовать другие менее информативные методики.

Предложено использовать малогабаритные детекторы тепловых нейтронов для контроля за перемещением в ЦЭК ИГР масс расплава диоксида урана. Расположив несколько детекторов

по высоте ЦЭК, можно получить представление о перемещении расплава, причем момент экстремума сигнала может дать информацию о времени изменения массы расплава вблизи детектора, а амплитуда может содержать информацию о его величине. Показано, что при перемещении в ЦЭК делящегося материала меняется поле тепловых нейтронов и существует однозначная связь между конфигурацией материала и функцией распределения потока тепловых нейтронов по высоте канала. Регистрируя это распределение, учитывая физические процессы в ИГР и результаты калибровок и расчетов, можно восстановить картину поведения расплава. Расчетами показано [28], что можно подобрать другой поглотитель нейтронов (например, B^{10}) который будет точно так же искажать поле тепловых нейтронов в экспериментальном канале, как и U^{235} , если концентрации урана и поглотителя обратно пропорциональны их сечениям поглощения тепловых нейтронов.

На рис. 19 представлены результаты расчетов числа поглощенных нейтронов (то есть возмущений нейтронного поля) в ЦЭК ИГР двумя сборками. Одна содержит 60 ТВЭЛ, изготовленных из диоксида урана 4 % обогащения и расположенных тремя концентрическими слоями в ЦЭК ИГР. Другая макетная сборка содержит расположенные таким же образом те же самые 60 ТВЭЛ, но изготовленные из парафина в смеси с борной кислотой. Концентрации U^{235} в ТВЭЛ и B^{10} в макетных элементах обратно пропорциональны их сечениям поглощения тепловых нейтронов. Видно, что число делений и захватов нейтронов в реальной сборке и число поглощений нейтронов в макетной сборке совпадают. В результате актов деления в ТВЭЛ образуются вторичные нейтроны с высокой энергией, но они практически не регистрируются рядом расположенными детекторами тепловых нейтронов и непосредственно не влияют на измерение поля тепловых нейтронов в экспериментальном канале. Поэтому отработка методики визуализации, основанная на регистрации поля тепловых нейтронов в ЦЭК, может проводиться на макетных элементах.

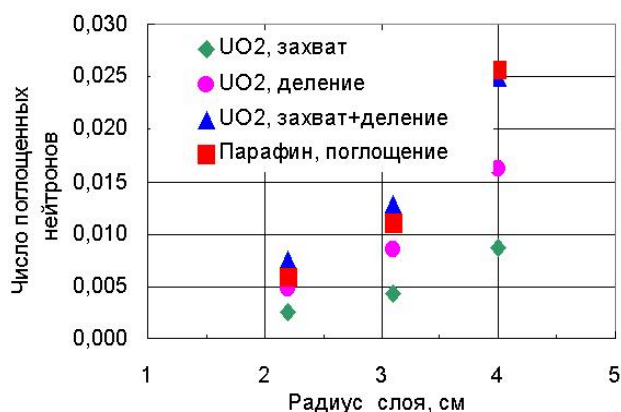


Рис. 19. Числа поглощенных нейтронов в слоях ТВЭЛ

Макеты для калибровки и отработки способа должны иметь форму и размеры равные либо реальным ТВЭЛ, либо конфигурациям, образующимся в процессе плавления и перемещения расплава. При отработке методики макет в экспериментальном канале ИГР может механически передвигаться мимо детекторов нейтронов, могут изготавливаться макеты разных этапов процесса плавления. Макет может быть даже расплавлен за счет радиационного разогрева нейтронами. Невысокая температура плавления парафина 50—70 °С и простота изготовления макета позволяют многократно проводить такие эксперименты и использовать стандартные оптические методы наблюдения за поведением расплава.

6. Основные результаты исследований

Исследованы особенности температурного поля ИГР, разработана и верифицирована трехмерная программа его расчета. Измерен спектр нейтронов в экспериментальном канале ИГР, измерено увеличение доли тепловых нейтронов на границе активной зоны, где расположена большая масса чистого графита. Впервые измерен радиационный разогрев набора конструктивных материалов излучением ИГР. Обнаружен и измерен эффект возрастания отношения

флюенса тепловых нейтронов в центральном экспериментальном канале ИГР к энерговыделению по мере разогрева активной зоны. Измерено изменение функции распределения потока тепловых нейтронов по высоте ЦЭК по мере разогрева топлива и вывода стержней управления из активной зоны. Расчетами показано, что время жизни нейтронов зависит от места его рождения в АЗ. Предложен способ контроля за поведением расплава делящегося материала в ЦЭК с помощью тепловых нейтронов и способ обработки методики с использованием неделяющегося макетного материала.

Основные усилия были направлены на математическое моделирование экспериментов с использованием разработок ВНИИТФ и, одновременно, на проведение экспериментов с целью верификации расчетных методик. Достаточно хорошее совпадение результатов расчетов с экспериментом критических конфигураций АЗ, эффективности и интерференции стержней, времени жизни нейтронов, флюенсов тепловых и быстрых нейтронов и их распределений по оси ЦЭК, параметров и формы всплесков, температурного эффекта реактивности, эффекта просветления и температурного поля, в основном, не хуже ~10 %, позволяет надеяться, что расчет характеристик нового уран–графитового реактора (например, модернизированного ИГР с большим центральным каналом и низкообогащенным топливом) может быть выполнен с такой же точностью.

7. Направления дальнейших исследований

В течение ближайших десятилетий человечество не откажется от использования ядерной энергии и поэтому проблемы безопасности АЭС не только сохранят актуальность, но и во многом определяют отношение общества к ядерной энергетике. При анализе результатов экспериментов по тяжелым авариям и переносе их результатов для прогнозирования процессов на реальные объекты наиболее сложным является учет эффектов масштабирования ввиду недостаточной изученности взаимосвязанных процессов физики, теплогидравлики, физико–химии, напряженно–деформированного состояния конструкций и радиационного материаловедения. Для решения этих проблем необходимы полуэмпирические модели, описывающие отдельные процессы, и разработка расчетных кодов, прогнозирующих поведение системы в целом. Математические модели и интегральные коды должны опираться на результаты расчетно–экспериментальных исследований, как интегральных, так и исследований отдельных явлений на реакторных и нереакторных стендах различного масштаба. Результаты интегральных реакторных экспериментов являются наиболее представительными как для проблемы масштабирования, так и для доказательства безопасности ядерной энергетической установки. Их лучше всего проводить на ИГР. Проведение таких экспериментов требует значительного финансирования, но затраты оправдываются повышением безопасности ядерной энергетике. Поэтому следует уделять достаточное внимание не только сохранению накопленных знаний, но и дальнейшим исследованиям.

Следует провести эксперимент по исследованию температурного поля и уточнить программу расчета трехмерного температурного поля по результатам этого эксперимента. Следует провести эксперимент по измерению распределения потока тепловых нейтронов по высоте ЦЭК при разной температуре кладки и при разном положении стержней с использованием активационных детекторов, например, по отработанной в ИАЭ НЯЦ РК методике активации медной проволоки, натянутой по оси ЦЭК. Это позволит более точно измерить смещение максимума распределения в нижнюю половину кладки по мере разогрева и подъема стержней. Следует получить большее число экспериментальных точек для уточнения спектра и эффекта просветления. Следует провести эксперименты по обработке методики контроля за поведением расплава делящегося материала детекторами тепловых нейтронов. Следует усилить работы по совершенствованию расчетных методик, позволяющих проводить математическое моделирование экспериментов на ИГР и, скорее всего, именно расчетным путем удастся устранить часть противоречий в характеристиках ИГР. Следует продолжить работы по исследованию режима «вспышка на плато», когда при работе реактора на постоянном уровне мощности скачком вводится реактивность и генерируется вспышка. Этот режим будет использоваться для моделирования ситуаций, которые могут складываться во время работы энергетического реактора при возникновении тяжелой реактивной аварии. Исследования были начаты и получены

обнадеживающие результаты, но затем из-за отсутствия финансирования были остановлены. В материалах реактора TREAT такой режим упомянут, но подробности не опубликованы.

В результате перечисленных исследований будут только уточнены известные характеристики ИГР, основные же усилия следует направить на новые работы. Сейчас наиболее актуальны два направления — перевод ИГР на низкообогащенное топливо и повышение его устойчивости к противоправной деятельности.

Для обоснования безопасности ИГР, МИГР и модернизированного ИГР целесообразно провести эксперимент с топливными блоками, имеющими 2-, 3- и 5-кратное содержание урана, которые могут быть разогреты нейтронами вплоть до сублимации. Интересно провести эксперименты с этими блоками, моделируя тем самым проектную и запроектную аварийную ситуацию и исследовать процесс, используя имеющиеся методики измерения температуры, перемещения границ, механических деформаций и идентификации выходящих продуктов деления. Следует обратить внимание на выход продуктов деления, так как это определяет экологическую безопасность и вряд ли удастся построить новый реактор или модернизировать действующий без обоснования его воздействия на экологическую обстановку.

Выводы

Импульсные реакторы на быстрых нейтронах в СССР и в США создавались для решения оборонных задач и поэтому разработчики стремились к максимальным интенсивностям, флюенсам и минимальным полуширинам всплеск, добиваясь от реактора предельных характеристик. Это, в свою очередь, стимулировано интенсивные научные исследования физических процессов в реакторах. В настоящее время вопросы безопасности ядерной энергетики становятся все более актуальными и это должно стимулировать детальное изучение импульсных уран-графитовых реакторов на тепловых нейтронах.

Знаний, накопленных к настоящему времени, достаточно для эксплуатации ИГР и, в основном, достаточно для проведения исследований тяжелых аварий, но недостаточно для создания нового или модернизации действующего реактора. Знания не систематизированы, причем большая часть имеющихся документов рассеяна по архивам российских научных центров. Целесообразно издать монографию о реакторе ИГР, или, может быть, обо всех реакторах Национального ядерного центра Казахстана, материалы которой дополняют информацию о реакторах двух федеральных ядерных центров России — ВНИИЭФ и ВНИИТФ.

Расчетные методики позволяют с погрешностями не хуже ~10% прогнозировать характеристики уран-графитового реактора и этим следует пользоваться, выполняя основной объем исследований расчетным путем с периодической экспериментальной проверкой наиболее важных результатов.

Авторы благодарят руководство Института атомной энергии Национального ядерного центра Республики Казахстан за поддержку работ по исследованию ИГР, персонал реактора и специалистов РФЯЦ—ВНИИТФ за проведение расчетов и участие в экспериментах.

Авторы благодарны РФФИ за поддержку исследований в интересах реактора ИГР.

Список литературы

1. Фройнд Г.А., Искендериан Х.П., Окрен Д. Импульсный реактор TREAT с графитовым замедлителем для экспериментов по кинетике // Доклад Р—1848 на 2-й Женевской конференции по мирному использованию атомной энергии. 1958, Т. 10, С. 461.
2. Курчатов И.В., Фейнберг С.М. и др. Импульсный графитовый реактор ИГР // Атомная Энергия. 1964, Т. 17, С. 463—474.
3. Аврорин Е.Н., Горин Н.В., Кандиев Я.З. и др. Ожидаемые характеристики реакторного комплекса МИГР // Атомная энергия. 2002, Т. 93, С. 342—348.
4. Де Вольпи А. Применение кинорадиографии для исследований по безопасности ядерных реакторов (обзор) // Приборы для научных исследований, 1984. № 8. С. 3—30.
5. Крамеров А.Я., Шевелев Я.В. Инженерные расчеты ядерных реакторов // М.: Атомиздат, 1964.
6. Лавреников В.Д. Регулирование мощности импульсного реактора ИГР. В сб. «Управление ядерными энергетическим установками» // М.: Атомиздат, 1966.
7. Шабалин Е.П. Импульсные реакторы на быстрых нейтронах // М.: Атомиздат, 1976.

8. Харитон Ю.Б., Воинов А.М., Колесов В.Ф. и др. Аperiodические исследовательские импульсные реакторы. Вопросы современной экспериментальной и теоретической физики // Л.: Наука, 1984.
9. Динамика ядерных реакторов. Под редакцией Я.В. Шевелева // М.: Энергоатомиздат, 1990.
10. Леваков Б.Г. и др. Импульсные ядерные реакторы РФЯЦ — ВНИИТФ // РФЯЦ — ВНИИТФ, 2002.
11. Колесов В.Ф. Аperiodические импульсные реакторы // РФЯЦ — ВНИИЭФ, 2000.
12. Горин Н.В., Кандиев Я.З. и др. Расчетно-экспериментальное исследование температурного поля кладки ИГР // Атомная энергия, 2000, Т. 88, С. 247—251.
13. Горин Н.В., Кандиев Я.З., Кашаева Е.А. и др. Особенности поля тепловых нейтронов в экспериментальном канале ИГР // Атомная энергия. 2001, Т. 90, С. 251—256.
14. Горин Н.В., Кандиев Я.З., Козыбаев Р.М. и др. Эффект «просветления» уран-графитового топлива ИГР // Атомная энергия. 1998, Т. 85, С. 419—422.
15. Горин Н.В., Кандиев Я.З., Литвин В.И. и др. Расчетно-экспериментальное исследование особенностей спектра нейтронов ИГР // Атомная энергия. 2000, Т. 89, С. 233—237.
16. Горин Н.В., Кандиев Я.З., Ульянов А.И. и др. Измерение температуры радиационного разогрева конструкционных материалов излучением ИГР // Атомная энергия. 2001, Т. 90, С. 17—21.
17. Н.В.Горин, М.О.Садыкова, Н.Р.Садыков и др. Обработка результатов эксперимента по измерению температуры радиационного разогрева материалов излучением ИГР // Известия Челябинского научного центра. 2002, Вып. 4. С. 21—27.
18. Гайдайчук В.А., Казьмин Ю.М., Пахниц В.А. и др. Расчетно-экспериментальное исследование особенностей времени жизни нейтронов в ИГР // Атомная энергетика и безопасность АЭС. Вестник НЯЦ РК. 2001, Вып. 1. С. 85—89.
19. Васильев А.П., Горин Н.В. и др. Верификация методик расчета характеристик импульсного графитового реактора // Атомная энергия. 1996, Т. 80, С. 150—153.
20. Горин Н.В., Кандиев Я.З., Казьмин Ю.М. Расчетное исследование физических процессов в ИГР по программе ПРИЗМА.Д // Атомная энергия. 2000, Т. 88, С. 83—88.
21. Васильев А.П., Горин Н.В., Кандиев Я.З. и др. Исследование трехмерного нейтронного поля в активной зоне ИГР // Атомная Энергия. 1997, Т. 82, С. 407—413.
22. Горин Н.В., Кандиев Я.З., Козыбаев Р.М. и др. Исследование нейтронного поля в центральном канале ИГР при движении поглотителя нейтронов // Атомная энергия. 1998, Т. 85, С. 474—476.
23. Arnautova M.A., Kandiev Ya.Z., Lukhminsky B.E., Malishkin G.N. Monte-Carlo Simulation in Nuclear Geophysics. Incomparision of the PRIZMA Monte-Carlo Program and Benchmark Experiments // Nucl. Geophys. 1993. V. 7. № 3. P. 407—418.
24. Vasilyev A.P., Kuropatenko E.S., Lyutov V.D., Orlov A.I. Nuclear Data Library BAS. The History of Development and Validation for Criticality Safety Calculations // ICNC'95. Proceedings of the International Conference of Nuclear Criticality Safety. Albuquerque, New Mexico, USA. 1995. P. 2.56—2.60.
25. Снопков А.А., Марков В.Н., Горин Н.В. Повышение внутренней защиты импульсного реактора против ошибочных или противоправных действий // Атомная энергия. 2003, Т. 94, С. 401—405.
26. Hansen G.E. Assembly of Fissionable Material in the Presence of a Weak Neutron Source // Nucl.Sci.Engng. 1960. V. 8. № 6. P. 700—719.
27. Hurwitz H., MacMillan D.B., Smith J.H., Storm M.L. Kinetics of Low Source Reactor Startups. Part I, II. // Nucl.Sci.Eng. 1963. V. 15. № 2. P.166—196.
28. Горин Н.В., Кандиев Я.З., Щербина А.Н. и др. Контроль перемещения расплава делящегося материала в экспериментальном канале ИГР с помощью малогабаритных детекторов нейтронов // Атомная энергия. 2002, Т. 92, С. 221—226.
29. Чиркин В.С. Теплофизические свойства материалов ядерной техники // М.: Атомиздат, 1968.