

## ИСТОРИЯ СОЗДАНИЯ И РАЗВИТИЯ ИМПУЛЬСНЫХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ В РФЯЦ-ВНИИЭФ

## THE HISTORY OF RFNC-VNIEF NUCLEAR PULSE REACTORS CREATION AND PROGRESS

*М. А. Воинов, С. В. Воронцов, А. А. Девяткин, Л. Е. Довбыш, В. Ф. Колесов,  
М. И. Кувшинов, А. С. Кошелев, И. А. Никитин, А. А. Пикулев  
M. A. Voinov, S. V. Vorontsov, A. A. Devyatkin, L. E. Dovbysh, V. F. Kolesov,  
M. I. Kuvshinov, A. S. Koshelev, I. A. Nikitin, A. A. Pikulev*

ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ»,

пр. Мира, 37, Саров, Нижегородская область, 607188, Россия

Federal Nuclear Center of Russia – All-Russia Research Institute of Experimental Physics

Более 50 лет во ВНИИЭФ работают импульсные ядерные реакторы (ИЯР). Первыми ИЯР были реактор с растворной активной зоной (АЗ) ВИР-1 и реактор с металлической АЗ БИР-1. В настоящее время во ВНИИЭФ эксплуатируются 5 ИЯР ВИР-2М, БИГР, БР-1М, БР-К1 и ГИР2. Накопленный опыт и постоянно проводимые работы по техническому усовершенствованию действующих и разработке проектов новых установок позволяют обеспечивать безаварийную эксплуатацию уникального парка ИЯР и проводить разнообразные научные исследования.

Pulse nuclear reactors (PNR) have been in operation at VNIEF more than 50 years. Reactor VIR-1 with solution core and reactor BIR-1 with metal core were first PNR. Now 5 PNR VIR-2M, BIGR, BR-1M, BR-K1, and GIR2 are in operation at VNIEF. Know-how, technical innovation of PNR and designing of new installations guarantee accident free operation of unique PNR and multifarious scientific researches realization.

### Исследование размножающих систем

В 1948 г. во ВНИИЭФ (тогда КБ-11) была создана возглавляемая Г. Н. Флёровым нейтронно-физическая лаборатория для подготовки и проведения экспериментов по определению критической массы первых атомных зарядов [1]. Первый критмассовый эксперимент с плутониевой активной зоной (АЗ) в урановом отражателе был проведен в Челябинске-40. В заключение работ был осуществлен разгон системы на запаздывающих нейтронах. Это стало, по существу, пуском первого в СССР физического реактора (как тогда называли – «котла») на быстрых нейтронах нулевой мощности. Установка по инициативе Ю. С. Замятина получила сокращенное название ФиКоБыН, которое в последующем сократилось до ФКБН (физический котел на быстрых нейтронах). В дальнейшем во ВНИИЭФ для проведения опытов с размножающими системами были разработаны специальные стенды для критических сборок (СКС): ФКБН (1950 г.), ФКБН-1 (1955), МСКС (1959 г.), ФКБН-2 (1965 г.), ФКБН-2М (1976 г.),

ФКБН-3 (2014). За прошедшее время были изучены параметры ~1000 различных размножающих систем (РС), в том числе моделей АЗ создаваемых во ВНИИЭФ импульсных ядерных реакторов (ИЯР) [2].

В 2006 г. было достигнуто критическое состояние РС на стенде ИКАР-С, созданном для экспериментального исследования ядерно-физических характеристик РС, моделирующих АЗ реактора-лазера непрерывного действия [3]. В 2013 г. проведен физический пуск СКС ИКАР-С с уран-графитовым топливом, изготовленном по отработанной в радиохимическом отделе ВНИИЭФ технологии (пропитка графитовых блоков раствором  $\beta$ -дикетоната уранила) [4].

### Разработка и усовершенствование ИЯР

С начала 60-х годов во ВНИИЭФ начались работы по созданию мощных лабораторных импульсных источников нейтронов, способных моделировать проникающее излучение ядерного взрыва,

## Характеристики импульсных реакторов, разработанных во ВНИИЭФ

Реактор	ВИР-2М	БИР-2М	ТИБР	БИГР	БР-1М	РИР	ГИР2	БР-К1
Ввод в эксплуатацию 1 <sup>ой</sup> модификации последней	1965 2013	1965 1991	1970	1977	1978 2009	1981 1984	1984 1993	1995
Состояние на 01.08.2015	действует	остановлен	передан в НИИП	действует	действует	2 опыта	временно остановлен	действует
Материал АЗ	UO <sub>2</sub> SO <sub>4</sub> + H <sub>2</sub> O	U+Mo сплав	U+Mo, ZrH <sub>1,9</sub>	UO <sub>2</sub> +C керамика	U+Mo сплав	U	U+Mo сплав	U+Mo сплав
Масса топлива, кг	7,1 (104л)	121	124	833	176	~25	178	1511
Размеры АЗ, см	Ø68×200 (корпус)	Ø22×22	Ø27,5	Ø76×67	Ø27×27	~Ø24	Ø30	Ø62×75
Полость для облуче- ния, мм	Ø142 Ø300	Ø40	Ø28	Ø100	Ø100	-	-	Ø308×360
Энерговыделение, МДж	62	3	7	280	9,6	450	7	30
Удельное энерговы- деление, Дж/г	600	25	56	336	55	18000	39	20
Полуширина им- пульса, мкс	2680	60	480	2000	67	~2,5	300	1200
Температура АЗ°С	250	300	700	900	570	взрыв	400	200

которые привели к возникновению уникального парка ИЯР. Однако следует отметить, что история реакторов во ВНИИЭФ открывается установкой ВР-1 – реактором бассейнового типа, работающим на статической мощности, с АЗ, набранной из отдельных стержневых твэлов [1].

Эксплуатация ИЯР во ВНИИЭФ была начата в 1965 г. с запуском растворного реактора ВИР-1 и реактора с металлической АЗ – БИР-1. Обе установки постоянно совершенствовались. Кроме них во ВНИИЭФ были созданы реакторы БИГР, ТИБР, РИР, БР-1, БР-К1, ГИР. Основные характеристики установок приведены в таблице [2], [4], [5]. Разработанные во ВНИИЭФ ИЯР имеют свои специфические особенности, к которым следует отнести:

- «нулевое» энерговыделение (выгорание топлива за время эксплуатации не превышает нескольких грамм, либо даже долей грамма);
- отсутствие теплоносителя (охлаждение АЗ за счет естественной конвекции);
- малый размер АЗ и высокое обогащение топлива (как правило, ~90% по изотопу <sup>235</sup>U);
- малое количество органов регулирования реактивности (ОРР), которые выполняют одновременно и функцию органов аварийной защиты;
- основной механизм отрицательной обратной связи «температура – реактивность» для ИЯР с металлической и керамической АЗ – тепловое расширение, для ИЯР с растворной АЗ – радиолитическое кипение;

– точное прогнозирование параметров импульса (погрешность – ±10%);

– каждый импульс ИЯР является специально подготовленным экспериментом, а интервалы между импульсами определяются временем подготовки опыта.

Помимо генерирования импульсов все ИЯР могут работать в статическом режиме, а также в режиме генерирования импульсов на запаздывающих нейтронах (квазиимпульсов).

**ВИР-2М** (водный импульсный реактор) – импульсный реактор с растворной АЗ, в котором в качестве топлива используется раствор соли (уранилсульфата) высокообогащенного (90% по <sup>235</sup>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. 1) из нержавеющей стали X18H9T (высота 2 м, диаметр 0,68 м, толщина стенок 65 мм). В днище корпуса выполнен полусферический канал (ПСК) внутренним диаметром 300 мм. К крышке корпуса приварен центральный канал (ЦК) с внутренним диаметром 142 мм и шесть каналов для «стержней управления реактивностью» (СУР) из гидрида лития, расположенных равномерно по окружности диаметром 360 мм и служащих для управления реактором. Два стержня (регулирующие стержни РС-1 и РС-2 с электромагнитами аварийного сброса) перемещаются только элек-

тротомеханическими приводами, а две пары стержней (импульсные стержни ИС) – как электромеханическим, так и пневмоприводом.

Корпус АЗ реактора размещен в перекрытии между двумя находящимися друг над другом реакторными залами (рис. 2, 3), так что нижний торец корпуса (с ПСК) находится на уровне потолка нижнего зала. Со всех сторон, кроме нижнего торца, реактор окружен блоком биологической защиты (ББЗ) с минимальной толщиной по бетону 1,5 м. В ББЗ вблизи поверхности АЗ имеется еще 3 экспериментальных канала: боковой и пролетный каналы диаметром по 100 мм, и «шахта» сечением 560×620 мм<sup>2</sup>.

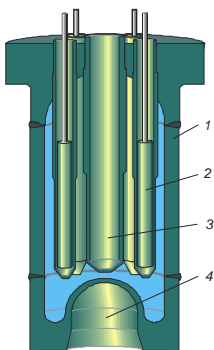


Рис. 1. Вертикальный разрез активной зоны реактора ВИР-2М: 1 – корпус активной зоны; 2 – стержень управления реактивностью (СУР), 6 штук; 3 – центральный экспериментальный канал (ЦК); 4 – полусферический экспериментальный канал (ПСК)



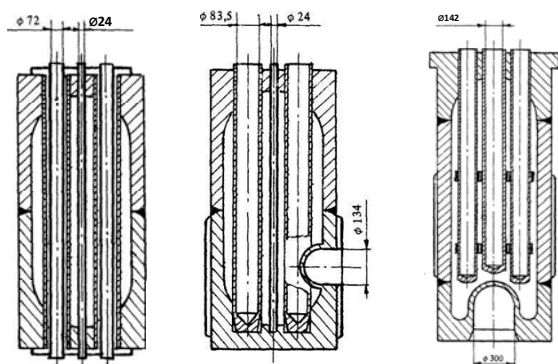
Рис. 2. Нижний зал ВИР-2М (под ПСК – двухканальная лазерная установка ЛУНА)



Рис. 3. Верхний зал ВИР-2М (крышка ББЗ)

Модернизация реактора была связана с усовершенствованием конструкции корпуса АЗ (рис. 4). Реакторы ВИР-1 (1965 г.) и ВИР-1М (1967 г.) имели одинаковые габаритные размеры корпуса. Корпус реактора ВИР-2 (1971 г.) в основном соответствовал используемому в настоящее время. На трех модификациях реактора ВИР было произведено 2407 импульсов.

Реактор ВИР-2М эксплуатируется с 1979 г. Максимальное энерговыделение в импульсе вначале было ограничено величиной 80 МДж, а затем в связи с возникновением пластических деформаций корпуса АЗ было снижено до 60 МДж. В 1996 г. ВИР-2М был остановлен для плановой замены корпуса. К тому времени на реакторе было генерировано >2600 импульсов. Эксплуатация реактора с новым корпусом была возобновлена в 2001 г. и на нем проведено еще 798 импульсов. В 2011–2013 гг. были проведены работы по оснащению реактора новой системой управления и защиты (СУЗ). Реактор вновь введен в эксплуатацию в конце 2013 г. на срок 7 лет, с ограничением числа импульсов на мгновенных нейтронах (ИМН) – не более 750. Реактор ВИР-2М может также работать в статическом режиме на мощности до 80 кВт. На 01.07.2015 на реакторе произведен 61 ИМН.



ВИР-1

ВИР-1М

ВИР-2 и ВИР-2М

Рис. 4. Конструктивная схема корпуса АЗ реактора типа ВИР

Разработка реактора ВИР проводилась под руководством А. М. Воинова. Эксплуатацией реактора руководили В. М. Кульгавчук, Л. А. Самодуров, С. Ф. Мельников, Л. Ю. Глухов.

Разработка реактора ВИР проводилась под руководством А. М. Воинова. Эксплуатацией реактора руководили В. М. Кульгавчук, Л. А. Самодуров, С. Ф. Мельников, Л. Ю. Глухов.

**БИР-2М** (быстрый импульсный реактор) является типичным представителем ИЯР с металлической АЗ. Элементы АЗ изготовлены из сплава высокообогащенного (85% по <sup>235</sup>U) урана с молиб-

деном (6 масс. %). Общая масса топлива в АЗ-121 кг. Изначально реактор (БИР-1) введен в эксплуатацию в 1965 г. В 1970 г. реактор перебазирован в специализированное здание, при этом был модернизирован и получил название БИР-2. В 1986 г. реактор остановлен для модернизации СУЗ и информационно-измерительной системы (ИИС). После оснащения автоматизированной СУЗ и ИИС на базе мини-ЭВМ реактор (БИР-2М) введен в эксплуатацию 12.07.91.

Схема реактора приведена на рис. 5. Основная часть АЗ собрана из шести дисков с наружным диаметром 220 мм и высотой 31 мм. Масса каждого диска ~17 кг. Диски имеют центральное отверстие и 4 отверстия, равномерно расположенные на окружности  $\varnothing 148$  мм. В центральное отверстие дисков вводится блок безопасности (ББ), имеющий форму полого цилиндра. В боковые отверстия дисков вводятся два импульсных (ИП, ИО) и два регулирующих стержня (БС, МРС). Каждый диск, ББ и стержни заключены в индивидуальные герметичные чехлы из нержавеющей стали, заполненные гелием. Между каждой деталью и чехлом имеется гарантированный зазор, что обеспечивает безударное расширение деталей при генерировании импульса. Чехлы с дисками закреплены на стенде реактора 4 болтами. Между чехлами имеется воздушный зазор ~3 мм. В чехлах дисков установлены термопары для измерения температуры АЗ.

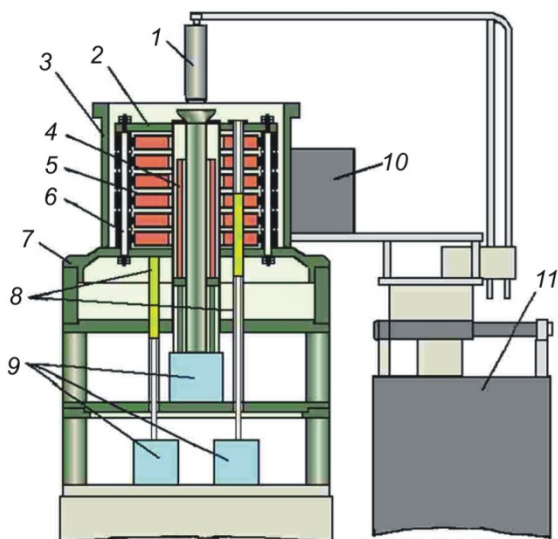


Рис. 5. Схема реактора БИР: 1 – контейнер для загрузки образцов; 2 – АЗ; 3 – кадмиевая защита; 4 – блок безопасности; 5 – герметизирующий чехол на топливном диске; 6 – болты креплений топливных дисков; 7 – опора; 8 – регулирующие стержни; 9 – приводы органов управления; 10 – облучаемый образец; 11 – стенд для образцов, облучаемых вне АЗ;

Облучение проводилось в ЦК диаметром 4 см, снаружи АЗ на специальном столе для образцов и в зале размером (11×10×8) м (рис. 6). Максимальное энерговыделение в импульсе  $E_{\text{MAX}} = 3$  МДж; полуширина импульса  $T_{1/2} = 60$  мкс. Возможно было генерирование «затянутого» импульса с параметрами  $E_{\text{MAX}} = 5$  МДж;  $T_{1/2} = 450$  мкс при использовании полиэтиленового отражателя. Реактор мог также работать на статической мощности до 20 кВт. В 2005 г. работа реактора была прекращена. Всего на реакторе генерировано ~2800 импульсов.



Рис. 6 – Размещение БИР-2М в реакторном зале

Разработка реактора БИР проводилась под руководством Б. Д. Сциборского. Эксплуатацией реактора беспрерывно руководил Г. П. Рудаков. Следует отметить, что отправной точкой развития ИЯР с металлической АЗ является написанный в 1959 г. М. И. Кувшиновым реферат «Импульсные реакторы на быстрых нейтронах», в заключение которого автор подчеркивал: «...представляется необходимым развивать импульсную методику в нашей лаборатории, имеющей опыт работы с размножающими системами на быстрых нейтронах. Наличие этой методики не только даст новые экспериментальные возможности в основных исследованиях лаборатории, но и будет содействовать применению ее в других областях исследований...».

**ТИБР** (транспортальный импульсный быстрый реактор) – импульсный реактор с металлической АЗ (сплав урана с молибденом (6 масс. %)), в состав которой для устранения теплового удара за счет затягивания импульса введен слой гидрида циркония ( $ZrH_{1.9}$ ). Общая масса топлива в АЗ – 124 кг. Реактор был введен в эксплуатацию в 1970 г., после чего был передан в НИИП (г. Лыткарино), где впоследствии выведен из эксплуатации.



АЗ состоит из двух блоков – неподвижного верхнего (ВБ) и подвижного нижнего (НБ), которые в сомкнутом состоянии образуют полый шар с внешним и внутренним диаметрами по активному материалу 275 мм и 108 мм. В полюсные отверстия ВБ и НБ вводятся соответственно регулирующий (РС) и импульсный (ИС) стержни. В АЗ имеется горизонтальный сквозной канал для облучения образцов (рис. 7, 8).

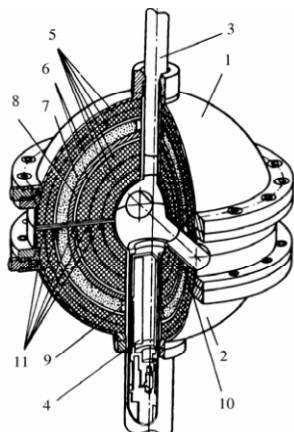


Рис. 7. Схема АЗ реактора ТИБР: 1 – НБ; 2 – ВБ; 3 – РС; 4 – ИС; 5 – оболочки (топливо); 6, 9, 10 – прокладки (топливо); 7 – оболочка ( $ZrH_{1,9}$ ); 8 – оболочка (сталь); 11 – полукольца подвески



Рис. 8. Реактор ТИБР

ВБ и НБ включают пять полусферических топливных слоев с высокообогащенным (90% по  $^{235}U$ ) ураном, слой гидрида циркония  $ZrH_{1,9}$  (толщиной 1,4 см) и два прилегающих к нему тонких топливных слоя с относительно низким (15% по  $^{235}U$ ) обогащением урана, введенных для сглаживания скачка температуры на границах между топливом и гидридом циркония.

В результате размещения слоя гидрида циркония внутри массива урана спектр нейтронов в горизонтальном канале и на внешней границе АЗ, т.е. в местах облучения образцов, сохраняется

практически таким же, как в АЗ без замедлителя. С целью обеспечения антикоррозионной защиты верхний и нижний блоки в сборе, а также регулирующий и импульсный стержни заключены в герметичные чехлы из нержавеющей стали, заполненные гелием.

Отличительные особенности реактора ТИБР позволили при сохранении жесткого спектра нейтронного излучения существенно увеличить допустимое удельное энерговыделение в импульсе в сравнении с реакторами типа БИР (см. таблицу), упростить конструкцию и систему управления реактора и повысить уровень безопасности работы на нем. В частности, был полностью снят динамический тепловой удар в АЗ; стало возможным генерирование импульса делений с заметного уровня начальной мощности ( $\sim 1$  Вт) и сведена к минимуму зависимость формы импульса делений от загрузки образцов. Максимальное энерговыделение в импульсе  $E_{MAX} = 7$  МДж; полуширина импульса  $T_{1/2} = 480$  мкс.

Разработка реактора ТИБР проводилась под руководством А. А. Малинкина и А. С. Кошелева.

**БИГР** (быстрый импульсный графитовый реактор) является самым мощным в мире импульсным реактором на быстрых нейтронах. Материал АЗ – однородная спрессованная смесь высокообогащенного (90 % по  $^{235}U$ ) диоксида урана с графитом. Отношение числа ядер углерода и урана равно 16, что позволяет подучить значительное энерговыделение за импульс и сохранить достаточно жесткий спектр нейтронов. Масса топлива в АЗ – 833 кг. Реактор введен в эксплуатацию в 1977 г. и на 01.07.2015 выдал 1161 импульс и квазиимпульс.

Активная зона (рис. 9.) имеет форму полого цилиндра с размерами по топливу: высота – 67 см, внешний диаметр – 76 см, внутренний диаметр – 18 см. АЗ состоит из отдельных слоев, которые складываются из кольцевых элементов. Каждое кольцо имеет уступы на середине высоты по всей окружности, с помощью которых оно опирается на соседнее кольцо или на внешний чехол. Между кольцами предусмотрены зазоры для радиальных и осевых смещений при увеличении температуры АЗ. Такая конструкция, впервые реализованная на реакторе БИГР, является оптимальной для дисперсионного топливного материала. АЗ разбита на 3 блока: неподвижный блок (НБ), блок грубой регулировки реактивности (БГР) и блок тонкой регулировки (БТР). В качестве импульсного стержня используется стальная труба, работающая при генерировании импульса в качестве «внутреннего» отражателя АЗ. Активная зона целиком заключена в герметичный кожух, заполненный гелием.

Облучение возможно в ЦК в контейнере (диаметр – 10 см, высота – 550 см) и снаружи АЗ в зале размером (11,5×10×8) м (рис. 10). Ввиду высокого уровня остаточного гамма-излучения вход в зал запрещен, поэтому облучаемые объекты доставляются к АЗ (с противоположных сторон) дистанционно на двух специальных тележках. Максимальное энерговыделение в импульсе  $E_{MAX} = 280$  МДж; полуширина импульса  $T_{1/2} = 2$  мс. СУЗ установки обеспечивает возможность генерации в автоматизированном режиме импульсов на запаздывающих нейтронах (ИЗН) различной формы, в том числе и прямоугольной. Мощность при этом может меняться от 0,5 до 500 МВт, длительность – от 0,5 до 100 с,  $E_{MAX} = 300$  МДж. Реактор может работать также на статической мощности до 0,5 МВт.

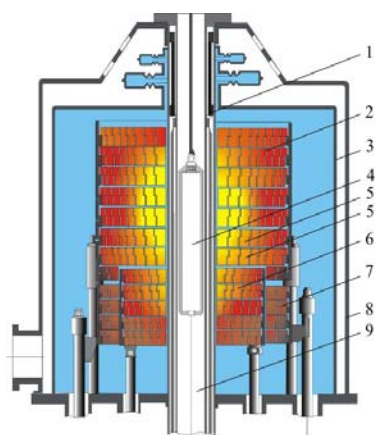


Рис. 9. Схема АЗ реактора БИГР: 1 – ИС; 2 – НБ; 3 – корпус АЗ; 4 – контейнер ЦК; 5 – топливные кольца; 6 – БГР; 7 – БТР; 8 – кожух охлаждения; 9 – осевая полость



Рис. 10. Реактор БИГР в реакторном зале

Разработка реактора БИГР началась по предложению В. Ф. Колесова. Руководил разработкой и созданием реактора М. И. Кувшинов. Эксплуатацией реактора руководили И. Г. Смирнов, В. Н. Богданов, А. М. Пичугин.

**БР-1М (бустер-реактор)** – импульсный реактор с металлической АЗ. Введен в эксплуатацию в 1978 г. (БР-1). После генерирования 608 импульсов было обнаружено, что часть топливных элементов (ТЭ) реактора разрушилась. С новым комплектом ТЭ реактор введен в эксплуатацию в 1990 г. и выдал 275 ИМН, с АЗ усовершенствованной конструкции (БР-1М) – в 2009 г. На 01.07.2015 на реакторе БР-1М генерирован 171 импульс.

Материал АЗ – сплав высокообогащенного (90% по  $^{235}\text{U}$ ) урана с молибденом (10 масс. %, изначально

(БР-1) – 9 масс. %). АЗ имеет форму полого цилиндра (рис. 11,12) с размерами по топливу: высота 26,6 см, внешний диаметр 26,8 см, диаметр осевой полости 11,6 см. Масса топлива – 176 кг. АЗ состоит из 4 блоков: верхнего (ВБ), нижнего (НБ), регулирующего (РБ) и импульсного (ИБ). ТЭ в блоках заключены в чехлы из нержавеющей стали, заполненные гелием.

Для снижения механических напряжений, обусловленных тепловым ударом, АЗ БР-1 (ВБ и НБ) была разбита на 4 ряда коаксиальных, свободно подвешенных, незакрепленных колец (2 ряда по 5 ТЭ – в ВБ; ряд из 5 и ряд из 2 ТЭ – в НБ). Толщина колец по радиусу составляет 1,5 см. Каждое из колец своим уступом, выполненным на половине высоты, опирается на соседнее кольцо, или на наружный чехол. Такая конструкция, аналогичная АЗ БИГР, позволила получить на БР-1 импульсы с параметрами, рекордными для ИЯР с металлической АЗ из высокообогащенного урана:  $E_{MAX} = 4 \cdot 10^{17}$  делений,  $T_{1/2} = 53$  мкс. Но это в конце концов привело к повреждению или разрушению 14 из 17 ТЭ (рис. 13). Следует отметить, что реактор, несмотря на повреждения АЗ, выдавал нормальные по энерговыделению и форме «колокола» импульсы.

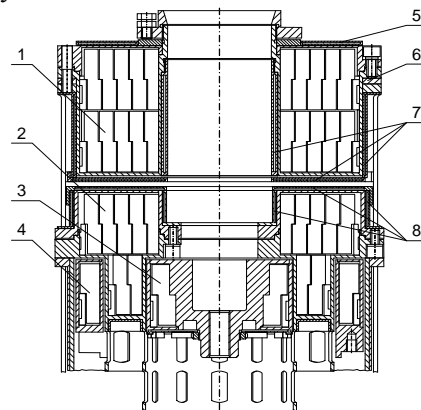


Рис. 11. Конструкция АЗ реактора БР-1: 1 – ВБ; 2 – НБ; 3 – ИБ; 4 – РБ; 5,7,8 – борный фильтр; 6 – прокладка

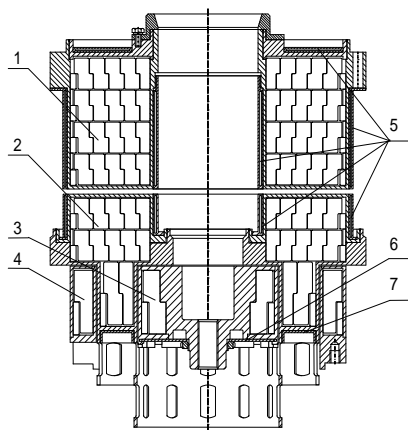


Рис. 12. Конструкция АЗ реактора БР-1М: 1 – ВБ; 2 – НБ; 3 – ИБ; 4 – РБ; 5 – борный фильтр; 6 – лист; 7 – кожух

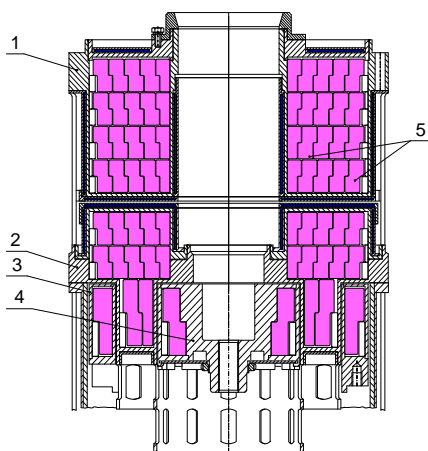


Рис. 12. Схема АЗ БР-1М: 1 – ИБ; 2 – НБ; 3 – РБ; 4 – ИБ; 5 – ТЭ

Для обоснования оптимальной конфигурации АЗ реактора были проведены расчетные исследования динамического поведения ТЭ при различных энерговыделениях. Показано, что до величины энерговыделения  $E = 3,0 \cdot 10^{17}$  делений деформирование ТЭ происходит практически упруго, а при больших энерговыделениях – упругопластически. По результатам исследований выбрана конструкция (рис. 12), которая позволяет при сохранении геометрических размеров АЗ существенно увеличить ресурс топливных элементов [6]: ВБ состоит из 4 рядов ТЭ, уменьшенных вдвое по высоте (30,4 мм), а НБ – из 2 рядов ТЭ высотой 30,4 мм и 1 ряда из 2 ТЭ высотой 62 мм. Радиальные зазоры между ТЭ, а также радиусы закругления в зонах уступов и торцов всех ТЭ увеличены. Геометрия ИБ и РБ осталась без изменений.

В настоящее время БР-1М входит в состав облучательного комплекса (ОК) «Пульсар» [7] и может работать как совместно с ускорителем

ЛИУ-30 и другими установками комплекса (рис. 14), так и в автономном режиме в каземате (рис. 15) размером (14×10×8) м. Объект может находиться в любом месте зала, а также в контей-



Рис. 13. Разрушенные топливные элементы реактора БР-1 нере ЦК с размерами:  $\varnothing 9,4$  см, высота 30 см



Рис. 14. Реактор БР-1М в зале ОК «Пульсар»

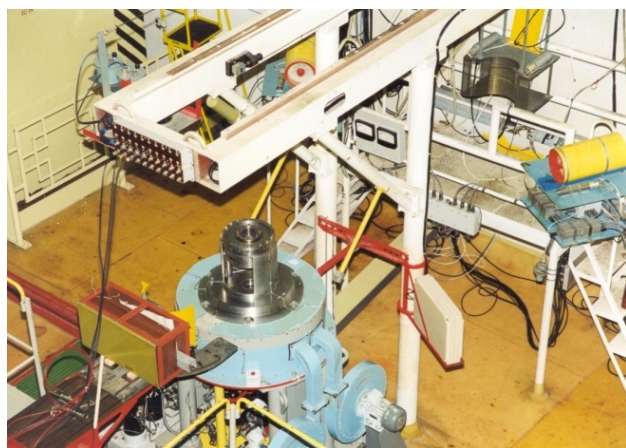


Рис. 15. БР-1М в зале автономной работы

Разработка и создание реактора БР-1 проводилась под руководством А. А. Малинкина и А. С. Кошелева. Эксплуатацией реактора руководили А. С. Кошелев, В. Н. Терпелов, В. В. Иванов, А. А. Девяткин, М. В. Мочкаев.

РИР (разрушающийся импульсный реактор) – импульсный реактор, в котором удельное энерговыделение настолько велико (см. таблицу), что происходит сублимация делящегося материала и взрывное разрушение активной зоны. АЗ пред-



ставляет собой шар из высокообогащенного урана, окруженный бериллиевым отражателем. АЗ имеет центральный канал для импульсного стержня и боковые каналы для вкладышей, с помощью которых производится предварительная калибровка реактивности (рис. 16, 17). Специалистами ВНИИЭФ были проведены 2 опыта с реактором РИР, энерговыделение в которых составило  $\sim 1,5 \cdot 10^{19}$  делений, а полуширина импульса  $T_{1/2} \sim 2,5$  мкс.

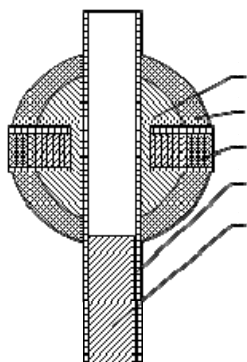


Рис. 16. Схема реактора РИР: 1 – АЗ; 2 – отражатель; 3 – вкладыши; 4 – канал для ИС; 5 – ИС



Рис. 17. Внешний вид реактора РИР

При подготовке экспериментов был разработан расчетно-экспериментальный способ калибровки реактивности, позволяющий получить запланированные параметры импульса при переходе выше мгновенной критичности на  $\sim 3\beta_{эф}$ . Для расчетов была создана простая аналитическая модель [8], описываемая системой дифференциальных уравнений и включающая два типа параметров: кинетические, характеризующие процесс размножения нейтронов, и газодинамические, характеризующие влияние разлета АЗ на реактивность системы. В лабораторных условиях с помощью специального калибровочного стенда были исследованы характеристик устройства РИР как в подкритическом состоянии, так и в режиме «обычного» импульсного реактора. Используя кинетические

параметры, подобранные в лабораторных опытах, были рассчитаны характеристики импульса РИР в режимах, соответствующих разрушению АЗ. Оба раза прогноз хорошо совпадал с экспериментальными результатами.

При подготовке экспериментов с реактором РИР был разработан расчетно-экспериментальный способ калибровки реактивности, позволяющий получить запланированные параметры импульса при переходе выше мгновенной критичности на  $\sim 3\beta_{эф}$ . Для расчетов была создана простая аналитическая модель [8], описываемая системой дифференциальных уравнений и включающая два типа параметров: кинетические, характеризующие процесс размножения нейтронов, и газодинамические, характеризующие влияние разлета активной зоны в процессе энерговыделения на реактивность системы. В лабораторных условиях с помощью специального калибровочного стенда были проведены экспериментальные исследования характеристик устройства РИР как в подкритическом состоянии, так и в режиме «обычного» импульсного реактора. Используя кинетические параметры, подобранные по результатам лабораторных опытов, были рассчитаны характеристики импульса РИР в режимах, соответствующих разрушению АЗ. Оба раза прогноз хорошо совпадал с экспериментальными результатами.

При проведении экспериментов с ядерными устройствами типа РИР одной из основных задач является обеспечение защиты при взрывном разрушении АЗ. В первом эксперименте защитное сооружение было стационарным и представляло собой цилиндрическую стальную ампулу диаметром 3 м, длиной 6 м, с толщиной стенки 20 мм (рис. 18), засыпанную слоем грунта. Результаты эксперимента позволили начать разработку транспортабельной защитной камеры, макет которой был испытан во втором опыте с РИР (рис. 19). Камера представляла собой отрезок рулонированной газопроводной трубы с внешним диаметром 1420 мм и толщиной стенки 21,6 мм с полуэллиптическими днищами, усиленный в центральной зоне двумя обечайками. Длина камеры составляла  $\sim 7$  м, масса – 12,5 тонн. В дальнейшем с использованием технология рулонированных сосудов высокого давления (РСВД) [9] была созданная многофункциональной взрывозащитная камера (рис. 20), которая помимо проведения опытов с реактором типа РИР может быть использована для обезвреживания аварийных ядерных зарядов [10], для обеспечения безопасности при проведении взрывных опытов, для гидростатических испытаний и т.д.





Рис. 18. Ампула для опыта РИР-1



Рис. 19. Ампула для опыта РИР-1М



Рис. 20. Многофункциональная камера

Проведенные эксперименты с реактором РИР позволили оценить последствия гипотетических аварий на ИЯР с металлической АЗ и обосновать пределы их безопасной эксплуатации.

Разработка и создание реактора РИР велась под руководством А. М. Воинова. Эксплуатацией реактора руководили В. И. Турутов и А. Т. Нарожный.

**ГИР (гамма-источник реакторный)** – импульсный реактор с металлической АЗ и отражателем нейтронов, выполняющим функцию п-γ-конвертора. Материал АЗ – сплав обогащенного урана с молибденом (9 масс. %). Общая масса топлива в АЗ – 178 кг. Реактор ГИР-1 был введен в эксплуатацию в 1984 г. На нем было генерировано ~350 импульсов. Усовершенствованный (в части материала и конструкции АЗ) реактор ГИР2 (рис. 21, 22) введен в эксплуатацию в 1993 г. На нем генерировано 588 импульсов. В 2014 г. эксплуатация установки приостановлена.

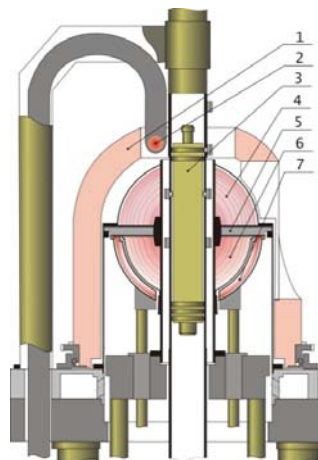


Рис. 21. Схема АЗ реактора ГИР-2: 1 – конвертор; 2 – источник нейтронов; 3 – ИБ; 4 – ВБ; 5 – диафрагма; 6 – БГР, 7 – БТР



Рис. 22. ГИР2 в исходном положении

АЗ имеет сферическую форму (рис. 21, 22) и состоит из двух полушарий, разделенных диафрагмой из нержавеющей стали. Неподвижная верхняя часть АЗ включает семь полусферических слоев, причем внутренние слои содержат уран 90 %, а внешний – 36 % обогащения. Нижняя часть АЗ состоит из двух подвижных блоков: грубой (БГР) и точной регулировки (БТР). БГР включает шесть слоев с ураном 90 %, БТР – 1 слой с ураном 36 % обогащения. Для генерирования импульса используется импульсный блок в виде алюминиевой трубы. Отличительной особенностью ГИР2 является использование в конструкции отражателя нейтронов из гомогенной смеси полипропилена с окисью кадмия толщиной 60 мм, что повышает выход гамма-излучения и снижает возмущения от внешних устройств. В отражателе имеется отверстие (“нейтронное окно”), предназначенное для облучений с максимальным нейтронным флюенсом.

Реактор ГИР2 входит в состав ОК «ЛИУ-10М – ГИР2» (рис. 23) [7]. Реактор также работает

в автономном режиме. Облучение на реакторе проводится только снаружи АЗ в зале размером  $(10 \times 10 \times 8)$  м. Максимальное энерговыделение  $E_{\text{MAX}} = 7$  МДж; полуширина импульса  $T_{1/2} = 300$  мкс.



Рис. 23. Реактор ГИР2 у выводного окна ускорителя ЛИУ-10М

Разработка и создание реактора ГИР велась под руководством М.И. Кувшинова и М. А. Воинова, который был бессменным руководителем группы эксплуатации реактора.

**БР-К1** (бустер-реактор «Каскад», вариант 1) – импульсный реактор с металлической АЗ. Материал АЗ – сплав обогащенного (36% по  $^{235}\text{U}$ ) урана с молибденом (9 масс. %). Общая масса уран-молибденового сплава – 1511 кг. Реактор введен в эксплуатацию в 1995 г. и предназначался как для апробации элементов концептуального проекта двухсекционного бустер-реактора «Каскад» (БР-К), так и для проведения различных облучательных экспериментов.

АЗ имеет форму полого цилиндра (рис. 24) с габаритными размерами: длина – 75 см, внешний диаметр – 62 см, размер внутренней полости: длина – 36 см, диаметр – 30,8 см. По аналогии с реактором БР-1 АЗ БР-К1 имеет кольцевую структуру: 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. Отличительными особенностями реактора БР-К1 являются горизонтальная ориентация АЗ, что обеспечивает удобство загрузки образцов в центральную полость, и значительный размер полости для облучения. Исследуемые объекты могут также размещаться снаружи АЗ в зале размером  $(14 \times 10 \times 8)$  м (рис. 25).

Проектом предусматривалось максимальное энерговыделение в АЗ БР-К1 ~100 МДж. Однако при проведении физического пуска было обнаружено затирание АБ из-за коробления чехлов структурных блоков, обусловленного их большими размерами и высокой температурой разогрева.

В результате максимальное энерговыделение в импульсе было ограничено величиной  $E_{\text{MAX}} = 30$  МДж (полуширина  $T_{1/2} = 1,2$  мс). В настоящее время реактор работает лишь в режиме генерирования ИЗН ( $E_{\text{MAX}} = 30$  МДж), а также на статической мощности до 10 кВт.



Рис. 24. Схема АЗ реактора БР-К1: КГЗ – контейнер горизонтальной загрузки; РБ – регулирующий блок; ПБ – подвижный блок; АБ – аварийный блок; НБ-2 – второй неподвижный блок; АБ – аварийный блок; НБ-1Л – 1-ый неподвижный блок левый; НБ-1П – 1-ый неподвижный блок правый; ИБ, СБ – импульсный блок и стоп-блок

Ведутся исследования по модернизации реактора с целью реализации импульсного режима с близким к проектному энерговыделением ( $E_{\text{MAX}} \sim 75$  МДж). Это предполагается достичь за счет замены материала чехлов на титановый сплав и использования графитового отражателя, затягивающего мощный импульс и снижающего напряжения в топливных элементах до приемлемой величины.



Рис. 25. Реактор БР-1М в зале автономной работы

Разработка и создание реактора БР-К1 проводилась под руководством А. А. Малинкина и А. С. Кошелева, который является бессменным руководителем группы эксплуатации реактора.

Следует подчеркнуть, что на протяжении всех лет расчетно-теоретические исследования по ИЯР обеспечивались теоретическим отделом под руководством В. Ф. Колесова, а проектирование установок выполнялось конструкторским отделом под руководством В. М. Феропонтова, И. Л. Сумкина и И. А. Никитина.

## Обеспечение безопасной эксплуатации импульсных реакторов

Важным для обеспечения безопасности ИЯР является использование режима генерирования импульса, когда реактор находится в надкритическом состоянии («стрельба с мощности»); такой режим применяется на ИЯР БИГР и ГИР-2, а также отработан для реактора ВИР-2М.

На реакторе БР-1 (БР-1М), конструкция которого не позволяет использовать указанный режим, наибольшую опасность представляет разрушение тепловыделяющих элементов с возможным неконтролируемым смещением их частей. Для контроля целостности ТЭ разработана методика, позволяющая на основании анализа колебаний мощности на «хвосте» импульса определить момент образования дефектов в ТЭ [11]. Основа методики заключается в том, что спектр колебаний мощности реактора на «хвосте» импульса делений непосредственно связан со спектром механических колебаний топливных элементов АЗ, который, в свою очередь, изменяется при появлении в ТЭ дефектов (трещин). С целью экспериментальной проверки методики на реакторе БР-1 был проведен уникальный эксперимент с установкой в АЗ дефектного элемента, имеющего сквозную трещину. На реакторе БИР-2М были проведены аналогичные эксперименты с АЗ, содержащей разное количество дисковых ТЭ с дефектами. На рис. 26 приведены усредненные по времени спектрограммы зарегистрированных колебаний мощности в медленной части импульсов БР-1(а) и БИР-2М(б).

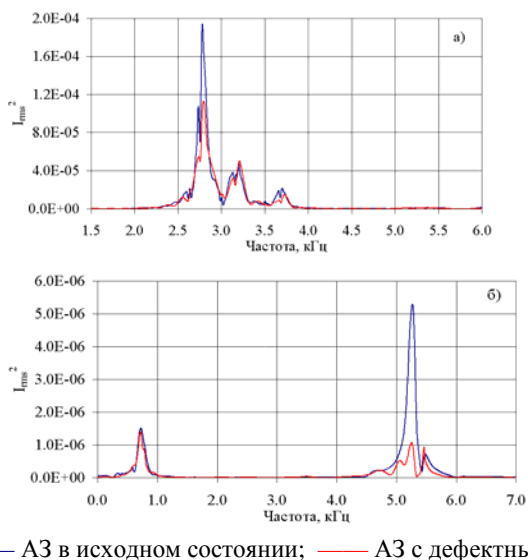


Рис. 26. Спектрограмма колебаний мощности в импульсах БР-1(а) и БИР-2М(б)

При генерации импульса в реакторе ВИР-2М происходит вскипание и разлет топливного раствора, что приводит к возникновению в корпусе АЗ механических напряжений, сравнимых с пределом текучести. Поэтому для обеспечения безопасной эксплуатации реактора проводится контроль состояния корпуса и его периодическая замена. Совместно со специалистами ИТМФ (А. И. Абакумов, В. Ю. Мельцас и др.) проведены работы по уточнению модели вскипания топливного раствора (А. Н. Сизов) и расчетному определению механических нагрузок на защитный корпус. Показано, что наиболее слабым элементом конструкции является центральный канал (его средняя часть). Материал ЦК работает в области упругих деформаций ( $\leq 0,1\%$ ), если энерговыделение за импульс не превышает значения 70 МДж при объеме топливного раствора 105 л и 74 МДж при объеме 120 л. При больших энерговыделениях материал ЦК переходит в область пластических деформаций, рост которых находится в квадратичной зависимости от изменения величины энерговыделения (рис. 27).

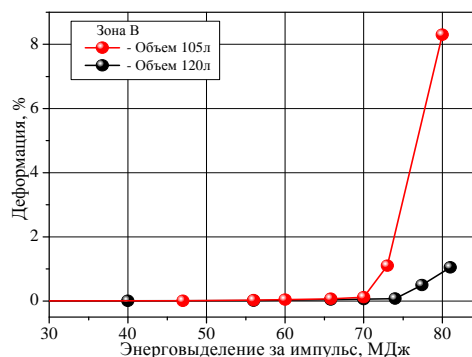


Рис. 27. Зависимость кольцевой деформации внутренней поверхности ЦК в центральной зоне от величины энерговыделения за импульс

Проведенные расчеты циклической прочности корпуса реактора ВИР-2М показали, что допустимый ресурс, выраженный в количестве импульсов, составит 1750, 7500 и 125000 импульсов для энерговыделения 65, 60 и 56 МДж соответственно. Полученные данные позволяют прогнозировать ресурс работы и сроки эксплуатации реактора ВИР-2М.

Анализ аварий [12], имевших место на реакторах и критических сборках, показывает, что из 38 аварий 23 обусловлены теми или иными ошибками персонала. 8 аварий привели к гибели людей, при этом 7 произошли по вине персонала. В ряде случаев (по крайней мере, в 11 из 38) к аварии



могло привести неадекватное психоэмоциональное состояние исполнителей, являющихся, в большинстве своем, высококвалифицированными специалистами. Поэтому во ВНИИЭФ совместно с Санкт-Петербургским государственным университетом (СПбГУ) разработана методика предсменного контроля персонала. За основу была принята автоматизированная система динамического контроля психоэмоционального состояния и профессиональной работоспособности специалистов операторского профиля (АСДК), разработанная в СПбГУ [13] и представляющая собой аппаратно-программный комплекс, сконструированный по модульному принципу и включающий модуль оценки физиологических резервов, модуль оценки психоэмоционального состояния и модуль оценки профессиональной работоспособности. Проведенные исследования методики в ходе пробного тестирования персонала подтверждают ее работоспособность и высокую эффективность в части обеспечения оперативного предсменного контроля [4].

### Использование ИЯР для проведения исследований

Импульсные реакторы являются уникальными установками, позволяющими проводить различные физические исследования.

На реакторе БИГР были проведены (совместно с ОИЯИ) эксперименты по получению ультрахолодных нейтронов [14]. На базе реактора создан комплекс для испытания образцов твэлов энергетических реакторов в условиях реактивной аварии (аварии типа RIA) [2], [4].

На ИЯР ВИР, БИР, БР-1, ТИБР, БИГР, ГИР2 был выполнен большой объем исследований по проблеме лазеров с ядерной накачкой (ЛЯН) и ядерно-оптических преобразователей [15].

На реакторах БИР и БИГР проведены уникальные эксперименты, направленные на обоснование пределов безопасной эксплуатации ИЯР: исследовано долговременное поведение реакторов в режиме саморегулирования мощности [16], разработана быстродействующая аварийная защита, позволяющая прервать развитие импульса с опасными параметрами [17].

На реакторе ГИР2 был подготовлен и проведен для студентов СарФТИ цикл лабораторных работ по физике реакторов [18].

На реакторе БИР-2М совместно с ФГУП «ВНИИФТРИ» были созданы эталонные источники нейтронов [19], затем комплексы моделирую-

щих опорных полей [20] были созданы на реакторах БР-1М, ГИР2 и БР-К1, на котором также создан эталонный источник реакторных гамма-квантов [21].

Специалистами ВНИИЭФ постоянно проводятся расчетно-экспериментальные исследования по разработке проектов новых реакторных установок: импульсно-статического реактора бассейнового типа [22]; импульсного реактора с большой внутренней полостью и коротким импульсом с топливом на основе уран-молибденового или нептуний-галлиевого сплава [23], комплекса «БИГР + УФН-П» [24] и др.

Накопленный опыт и постоянно проводимые работы, направленные на техническое совершенствование действующих и на разработку проектов новых установок, позволяют обеспечивать безаварийную эксплуатацию уникального парка ИЯР и проводить разнообразные научные исследования.

### Список литературы

1. Воинов А. М., Воронцов С. В., Демин Ю. П. и др. 50 лет отделу импульсных реакторов РФЯЦ-ВНИИЭФ: прошлое, настоящее, будущее. «Проблемы лазеров с ядерной накачкой и импульсные реакторы» // Материалы 3-ей Международной конференции. Снежинск: РФЯЦ-ВНИИТФ. 2003. С. 41–48.
2. Колесов В. Ф., Кувшинов М. И., Воронцов С. В. и др. Критические стенды и импульсные реакторы РФЯЦ-ВНИИЭФ. В кн. 65 лет ВНИИЭФ. Физика и техника высоких плотностей энергии: Научное издание. В 2 выпусках. Выпуск 1. Саров: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ». 2011. 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. Научно-исследовательское издание. Саров: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», выпуск 15. 2010. С. 216–223.
4. Воинов М. А., Воронцов С. В., Девяткин А. А. и др. Исследовательские установки РФЯЦ-ВНИИЭФ (основные характеристики, аспекты совершенствования СУЗ, элементов конструкции и правил эксплуатации) // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 2012. Вып. 3. С. 3–16.
5. Колесов В. Ф. Аперiodические импульсные реакторы, т.1,2. Саров: РФЯЦ ВНИИЭФ. 2007.
6. Девяткин А. А., Романов В. И., Колесов В. Ф. и др. Модернизация конструкции активной зоны аперiodического импульсного реактора БР-1 // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. Вып. 2. 2007. С. 13–18.

7. Завьялов Н. В., Гордеев В. С., Савченко В. А. и др. Моделирующие и облучательные комплексы и установки РФЯЦ-ВНИИЭФ. В кн. 65 лет ВНИИЭФ. Физика и техника высоких плотностей энергии: Научное издание. в 2-х выпусках. Выпуск 1. Саров: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ». 2011. С. 165–191.
8. Юферев В. И. Инженерная методика расчета аварийных энерговыделений импульсных реакторов // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1991, вып. 2, с.20–27.
9. Макаров В. М., Зисельман Б. Г. Рулонированные сосуды высокого давления. М.: Машиностроение, 1985.
10. Воинов А. М., Воронцова О. С., Воронцов С. В. и др. Защитная камера для обезвреживания и транспортировки аварийных ядерных зарядов // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 1994. Вып. 2. С. 32–33.
11. Девяткин А. А., Колесов В. Ф., Хоружий В. Х. и др. Методика диагностики состояния тепловыделяющих элементов аperiodических импульсных реакторов с металлической активной зоной // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 2008. Вып. 1. С. 12–17.
12. McLaughlin T. P., Monahan S. P., Pruvost N. L. et al. A Review of Criticality Accidents. 2000 Revision, LA-13638. 2000.
13. 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.
14. Багрянов Б. В., Карташов Д. Г., Кувшинов М. И. и др. Экспериментальная проверка метода динамического конвертора ультрахолодных нейтронов на импульсном реакторе БИГР // Ядерная физика. 1999. Том 62, № 5. С. 844–850.
15. Мельников С. П., Сизов А. Н., Синянский А. А. Лазеры с ядерной накачкой. Саров: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 2008.
16. Кувшинов М. И., Смирнов И. Г. Некоторые экспериментальные исследования по безопасности импульсных реакторов БИР и БИГР // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 1996. Вып. 2. С. 12–18.
17. Кувшинов М. И., Смирнов И. Г., Воинов А. М., Довбыш Л. Е. Прямодействующая быстрая аварийная защита реактора с датчиком на основе ядерно-оптического преобразователя // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 2000. Вып. 2/3. С. 117–119.
18. Воинов М. А., Воронцов С. В., Колесов В. Ф. и др. Использование импульсного реактора ГИР-2 для обучения студентов // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 2000. Вып. 2/3. С. 75–79.
19. Борисов Г. А., Севастьянов В. Д., Ярына В. П. и др. Создание отраслевой метрологической базы нейтронных измерений // V Всесоюзное совещание по метрологии нейтронного излучения на реакторах и ускорителях. М.: НПО ВНИИФТРИ. 1990. С. 3.
20. Дроздов И. Ю., Севастьянов В. Д. Высокоточные поля нейтронов на установках ГИР-2, БР-1 и БР-К1 // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 2008. Вып. 1. С. 37–42.
21. Кошелев А. С., Хоружий В. Х. Пространственные, спектральные и временные характеристики специализированного гамма-источника реактора БР-К1 // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 2010. Вып. 2. С. 61–68.
22. Воинов М. А. Оценка характеристик бассейнового импульсного реактора // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 2008. Вып. 1. С. 29–33.
23. Колесов В. Ф., Воронцов С. В., Хоружий В. Х. и др. Импульсные реакторы из сплавов урана или нептуния с центральными полостями диаметром 20–30 см // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 2009. Вып. 1. С. 3–16.
24. Колесов В. Ф., Хоружий В. Х., Воронцов С. В. и др. Принципиальная конструкция и нейтронные параметры реакторной установки «БИГР + УФН-П» // Атомная энергия. 2013. Т. 115, вып. 6. С. 303–308.