

УДК 621.039.573

История создания и развития импульсных ядерных реакторов в РФЯЦ-ВНИИЭФ

**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**

Описан опыт разработки и создания импульсных ядерных реакторов в РФЯЦ-ВНИИЭФ. Первыми были реактор с расщепительной активной зоной ВИР-1 и реактор с металлической активной зоной БИР-1. В настоящее время во ВНИИЭФ эксплуатируются реакторы ВИР-2М, БИГР, БР-1М, БР-К1 и ГИР-2. Накопленные знания и постоянное техническое усовершенствование действующих установок и разрабатываемых проектов позволяют обеспечивать безаварийную эксплуатацию уникального парка импульсных ядерных реакторов и проводить разнообразные научные исследования.

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 (тогда говорили «котла») на быстрых нейтронах нулевой мощности. По инициативе Ю. С. Замятина установку так и назвали – ФиКоБыН (физический котел на быстрых нейтронах), а впоследствии сократили до ФКБН. В дальнейшем для проведения опытов с размножающими системами во ВНИИЭФ 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 г.). За эти годы 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, изготовленным по отработанной в радиохимическом отделе ВНИИЭФ технологии (пропитка графитовых блоков раствором β -дикетоната уранила) [4].

Разработка и усовершенствование ИЯР

С начала 1960-х гг. во ВНИИЭФ ведутся работы по созданию мощных лабораторных импульсных источников нейтронов, способных моделировать проникающее излучение ядерного взрыва. В результате возник уникальный парк ИЯР. Однако 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 началась в 1965 г. с запуска 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 специфические особенности:

- «нулевое» энерговыделение (выгорание топлива за время эксплуатации не превышает нескольких грамм или долей грамма);
- отсутствие теплоносителя (охлаждение АЗ за счет естественной конвекции);
- малый размер АЗ и высокое обогащение топлива (как правило, ~90 %-ное по изотопу ^{235}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 – радиоли- тическое кипение;
- точное прогнозирование параметров импульса (погрешность $\pm 10\%$);
- каждый импульс ИЯР – это специально подготовленный эксперимент, 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).

Характеристики импульсных реакторов, разработанных во ВНИИЭФ

Реактор	ВИР-2М	БИР-2М	ТИБР	БИГР	БР-1М	РИР	ГИР-2	БР-К1
Ввод в эксплуатацию:								
– 1-й модификации	1965	1965	1970	1977	1978	1981	1984	1995
– последней модификации	2013	1991			2009	1984	1993	
Состояние на 01.08.2015 г.	Действует	Остановлен	Передан в НИИП	Действует	Действует	2 опыта	Временно остановлен	Действует
Материал АЗ	$\text{UO}_2\text{SO}_4 + \text{H}_2\text{O}$	U + Мо сплав	U + Мо, $\text{ZrH}_{1,9}$	$\text{UO}_2 + \text{C}$ керамика	U + Мо сплав	U	U + Мо сплав	U + Мо сплав
Масса топлива, кг	7,1 (104 л)	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

Окончание табл.

Реактор	ВИР-2М	БИР-2М	ТИБР	БИГР	БР-1М	РИР	ГИР-2	БР-К1
Диаметр полости для облучения, мм	142 300	40	28	100	100	–	–	308×360
Энерговыведение, МДж	62	3	7	280	9,6	450	7	30
Удельное энерговыведение, Дж/г	600	25	56	336	55	18000	39	20
Полуширина импульса, мкс	2680	60	480	2000	67	~2,5	300	1200
Температура АЗ, °С	250	300	700	900	570	Взрыв	400	200

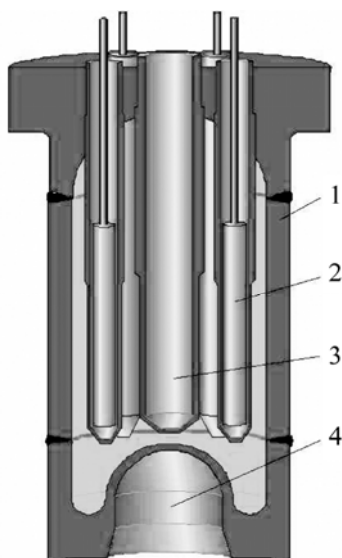


Рис. 1. Активная зона реактора ВИР-2М: 1 – корпус АЗ; 2 – стержень управления реактивностью (6 шт.); 3 – центральный экспериментальный канал; 4 – полусферический экспериментальный канал

ВИР-2М (водный импульсный реактор) – импульсный реактор с растворной АЗ, в котором в качестве топлива используется раствор соли (уранил-сульфата) высокообогащенного (90 % по ^{235}U) урана в воде (объем топливного раствора 104,6 л, концентрация урана в растворе 67,9 г/л, масса урана 7,1 кг). Топливный раствор залит в прочный цилиндрический герметичный корпус (рис. 1) из нержавеющей стали Х18Н9Т (высота 2 м, диаметр 0,68 м, толщина стенки 65 мм). В днище корпуса выполнен полусферический канал (ПСК) с внутренним диаметром 300 мм. К крышке корпуса приварен центральный канал (ЦК) с внутренним диаметром 142 мм и шесть каналов для стержней управления реактивностью (СУР) из гидрида лития, расположенных равномерно по окружности диаметром 360 мм. Регулирующие стержни РС-1 и РС-2 с электромагнитами аварийного сброса перемещаются только электромеханическими 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 бетона 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 мм².

Модернизация реактора заключалась в усовершенствовании конструкции корпуса АЗ (рис. 4). Реакторы ВИР-1 (1965 г.) и ВИР-1М (1967 г.) имели одинаковые габариты корпуса. Корпус реактора ВИР-2 (1971 г.) был почти таким же, как и в настоящее время. На трех модификациях реактора ВИР было произведено 2407 импульсов.

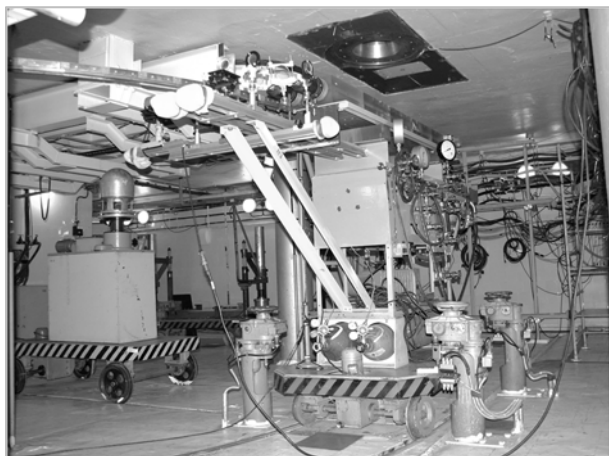


Рис. 2. Нижний зал ВИР-2М (под ПСК – двухканальная лазерная установка ЛУНА)

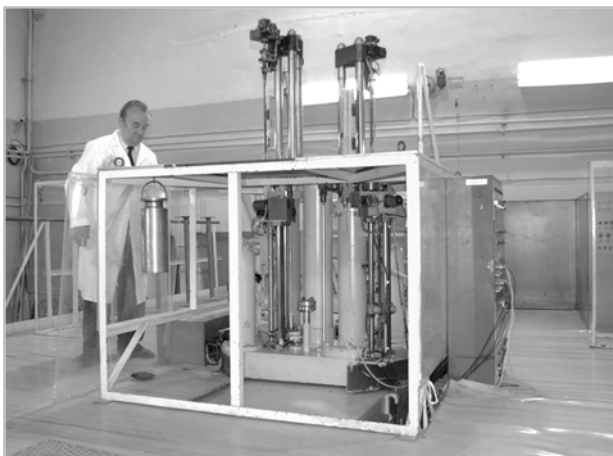


Рис. 3. Верхний зал ВИР-2М (крышка ББЗ)

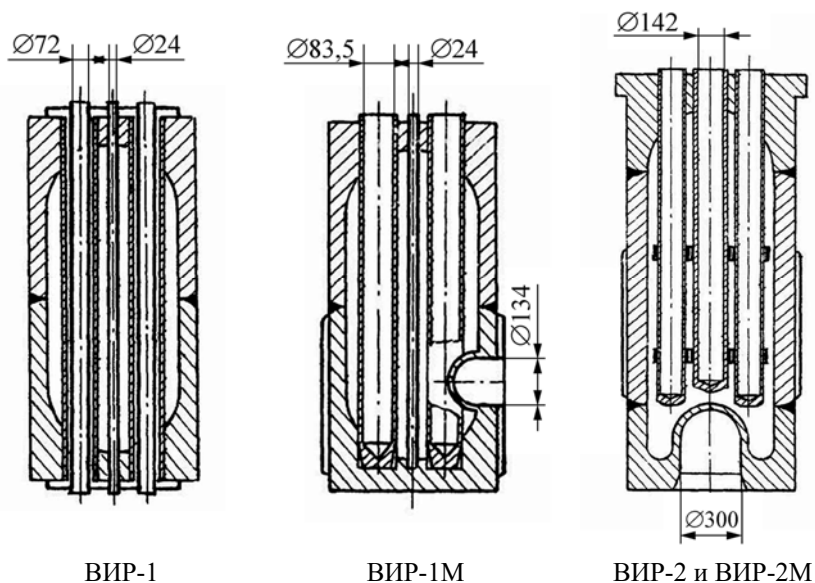


Рис. 4. Конструктивная схема корпуса АЗ реактора типа ВИР

Реактор ВИР-2М эксплуатируется с 1979 г. Максимальное энерговыделение в импульсе вначале было ограничено 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 более 2600 импульсов. Эксплуатация реактора с новым корпусом возобновилась в 2001 г., на нем было проведено еще 798 импульсов. В 2011–2013 гг. реактор был оснащен новой системой управления и защиты (СУЗ) и вновь введен в эксплуатацию в конце 2013 г. на последующие 7 лет с ограничением числа импульсов на мгновенных нейтронах (ИМН) 750. Реактор ВИР-2М может также работать в статическом режиме на мощности до 80 кВт. На 01.07.2015 на реакторе произведен 61 ИМН.

Реактор ВИР разрабатывался 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) – типичный представитель ИЯР с металлической АЗ. Отправной точкой развития ИЯР с металлической АЗ является написанный в 1959 г. М. И. Кувшиновым реферат «Импульсные реакторы на быстрых нейтронах», в заключении 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». Элементы АЗ изготовлены из сплава высокообогащенного (85 % по ^{235}U) урана с молибденом (6 %). Общая масса топлива в АЗ – 121 кг. Реактор БИР-1 был введен в эксплуатацию в 1965 г. В 1970 г. реактор переместили в специализированное здание, модернизировали и назвали БИР-2. В 1986 г. реактор остановили для оснащения автоматизированной СУЗ и информационно-измерительной системой на базе мини-ЭВМ, после чего реактор БИР-2М был введен в эксплуатацию 12.07.1991 г.

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 (БС, МРС) стержня. 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

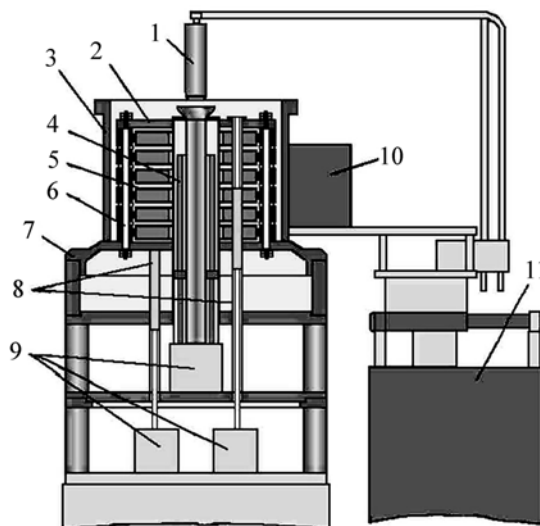


Рис. 5. Схема реактора БИР: 1 – контейнер для загрузки образцов, 2 – АЗ, 3 – кадмиевая защита, 4 – блок безопасности, 5 – герметизирующий чехол на топливном диске, 6 – болты креплений топливных дисков, 7 – опоры, 8 – регулирующие стержни, 9 – приводы органов управления, 10 – облучаемый образец, 11 –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

стенде реактора четырьмя болтами. Между чехлами имеется воздушный зазор ~3 мм. В чехлах дисков установлены термопары для измерения температуры 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 $E_{\max} = 3$ МДж, полуширина импульса $T_{1/2} = 60$ мкс. Возможна генерация «затянутого» импульса с параметрами $E_{\max} = 5$ МДж; $T_{1/2} = 450$ мкс при использовании полиэтиленового отражателя и работа реактора на статической мощности до 20 кВт. В 2005 г. реактор остановлен. Всего на БИР генерировано ~2800 импульсов.



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

Разработка реактора БИР велась под руководством Б. Д. Сциборского, его эксплуатацией бесценно руководил Г. П. Рудаков.

ТИБР (транспортальный импульсный быстрый реактор) – импульсный реактор с металлической АЗ (сплав урана с массовой долей молибдена 6 %), 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 введен в эксплуатацию в 1970 г., затем передан в НИИП (г. Лыткарино), где впоследствии остановлен.

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

Верхний и нижний блоки 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

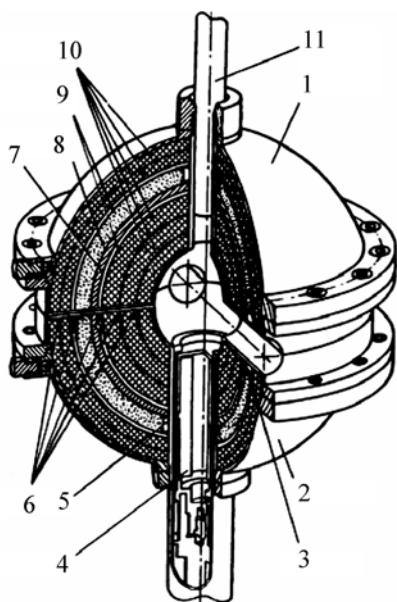


Рис. 7. Схема АЗ реактора ТИБР
1 – верхний блок, 2 – нижний блок,
3, 5, 9 – прокладки (топливо), 4 – импульсный
стержень, 6 – полукольца подвески,
7 – оболочка (сталь), 8 – оболочка ($ZrH_{1,9}$),
10 – оболочки (топливо), 11 – регулирующий
стержень

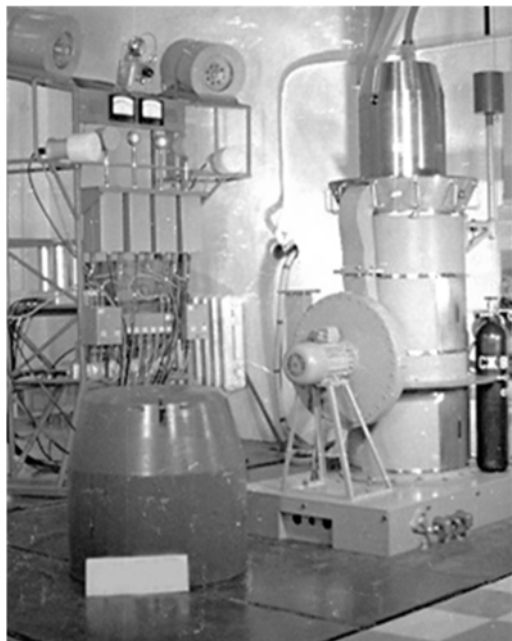


Рис. 8. Внешний вид реактора ТИБР

верхний и нижний блоки в сборе, а также регулирующий и импульсный стержни заключены в герметичные чехлы из нержавеющей стали, заполненные гелием.

Особенности реактора ТИБР позволили при сохранении жесткого спектра нейтронного излучения существенно увеличить допустимое удельное энерговыделение в импульсе в сравнении с реакторами типа БИР (см. табл.), упростить конструкцию и систему управления реактора и повысить уровень безопасности работы на нем. В частности, был полностью снят динамический тепловой удар в АЗ, стала возможной генерация импульса делений с заметного уровня начальной мощности (~ 1 Вт) и сведена к минимуму зависимость формы импульса делений от загрузки образцов. Максимальное энерговыделение в импульсе составило $E_{\text{max}} = 7$ 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) – самый мощный в мире импульсный реактор 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 получить 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 реактора БИГР (рис. 9) имеет форму полого цилиндра с размерами: высота – 67 см, внешний диаметр – 76 см, внутренний диаметр – 18 см. АЗ состоит из отдельных слоев, которые складываются из кольцевых элементов. Каждое кольцо на середине высоты по всей окружности имеет уступы, которыми 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, блок грубой регулировки реактивности и блок точной регулировки. 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). Из-за 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 различной формы, в том числе и прямоугольных. 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.

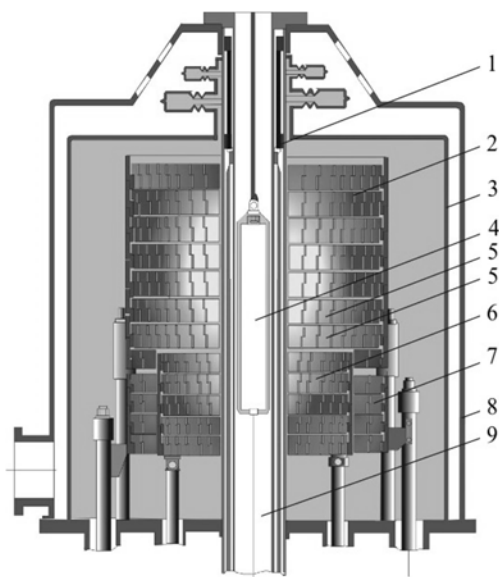


Рис. 9. Схема АЗ реактора БИГР

1 – импульсный стержень, 2 – неподвижный блок, 3 – корпус АЗ, 4 – контейнер ЦК, 5 – топливные кольца, 6 – блок грубой регулировки, 7 – блок точной регулировки; 8 – кожух охлаждения, 9 – осевая полость

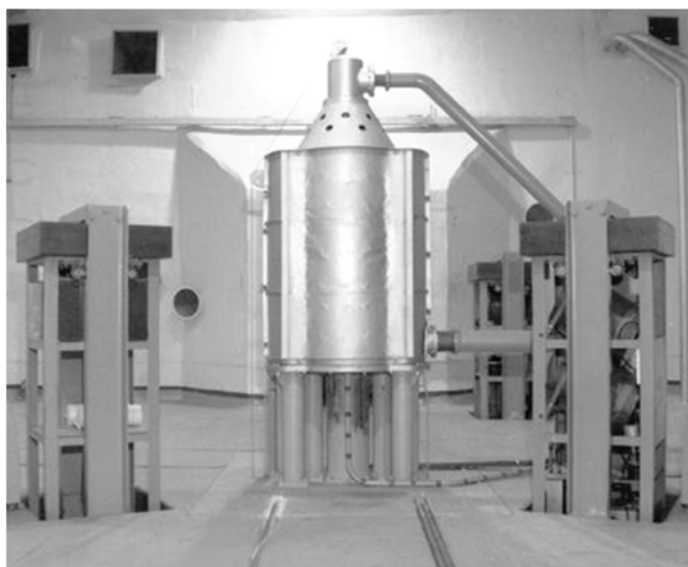


Рис. 10. БИГР в реакторном зале

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 обнаружилось, что часть топливных элементов (ТЭ) реактора разрушена. С новым комплектом ТЭ реактор был введен в эксплуатацию в 1990 г. и выдал 275 ИМН. В 2009 г. была усовершенствована конструкция АЗ реактора (БР-1М). На 01.07.2015 на реакторе БР-1М генерирован 171 импульс.

Материал АЗ – сплав высокообогащенного (90 % по ^{235}U) урана с молибденом (массовое содержание молибдена 10 %, изначально (в БР-1) – 9 %). АЗ имеет форму полого цилиндра

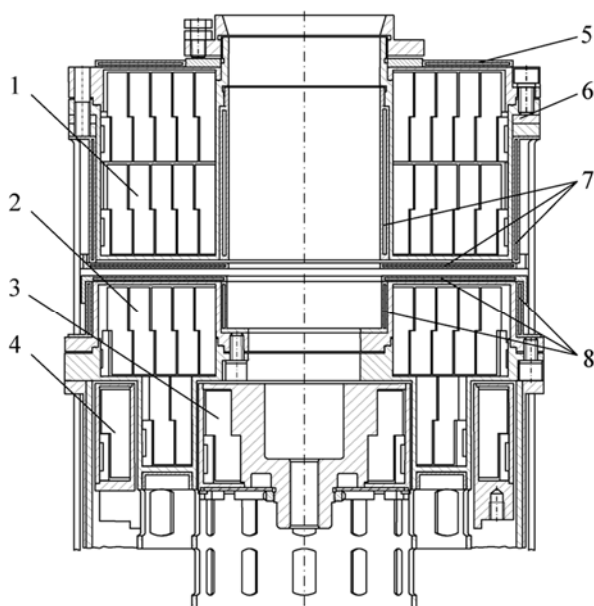


Рис. 11 – Конструкция АЗ реактора БР-1
1 – верхний блок, 2 – нижний блок,
3 – импульсный блок, 4 – регулирующий блок,
5, 7, 8 – борный фильтр, 6 – прокладка

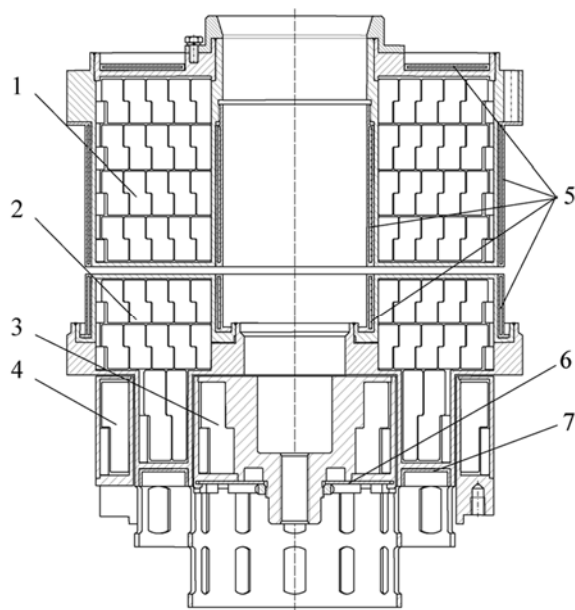


Рис. 12 – Конструкция АЗ реактора БР-1М
1 – верхний блок, 2 – нижний блок,
3 – импульсный блок, 4 – регулирующий блок,
5 – борный фильтр, 6 – лист, 7 – кожух

(рис. 11, 12) с размерами: 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, нижнего, регулирующего и импульсного. ТЭ в блоках заключены в чехлы из нержавеющей стали, заполненные гелием.

Для снижения механических напряжений, обусловленных тепловым ударом, АЗ БР-1 (верхний и нижний блоки) была разбита на 4 ряда коаксиальных свободно подвешенных незакрепленных колец (2 ряда по 5 ТЭ – в верхнем блоке, ряд из 5 и ряд из 2 ТЭ – в нижнем блоке). Толщина колец по радиусу составляет 1,5 см. Каждое из колец своим уступом, выполненным на половине высоты, опирается на соседнее кольцо или 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 в итоге это привело к повреждению или разрушению 14 из 17 ТЭ (рис. 13). Несмотря на повреждения АЗ, реактор выдавал нормальные по энергосвободности и форме («колокол») импульсы.



Рис. 13. Разрушенные топливные элементы реактора БР-1

Для обоснования оптимальной конфигурации АЗ реактора были проведены расчетные исследования динамического поведения ТЭ при различном энерговыделении. Показано, что до энерговыделения $E = 3,0 \cdot 10^{17}$ делений деформирование ТЭ происходит практически упруго, а при больших значениях – упругопластически. По результатам исследований выбрана конструкция (рис. 12), которая позволяет при сохранении геометрических размеров АЗ существенно увеличить ресурс топливных элементов [6]: верхний блок состоит из 4 рядов ТЭ, уменьшенных вдвое по высоте (30,4 мм), а нижний блок – 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 импульсного и регулирующего блоков осталась без изменений.

В настоящее время БР-1М входит в состав облучательного комплекса «Пульсар» [7] и может работать как совместно с ускорителем ЛИУ-30 и другими установками комплекса (рис. 14), так и в автономном режиме в каземате размером 14×10×8 м (рис. 15). Объект может находиться в любом месте зала либо в контейнере ЦК диаметром 9,4 см и высотой 30 см.

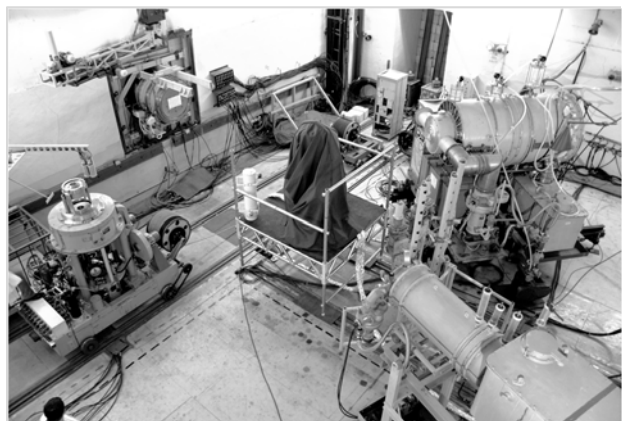


Рис. 14. Реактор БР-1М в зале облучательного комплекса «Пульсар»

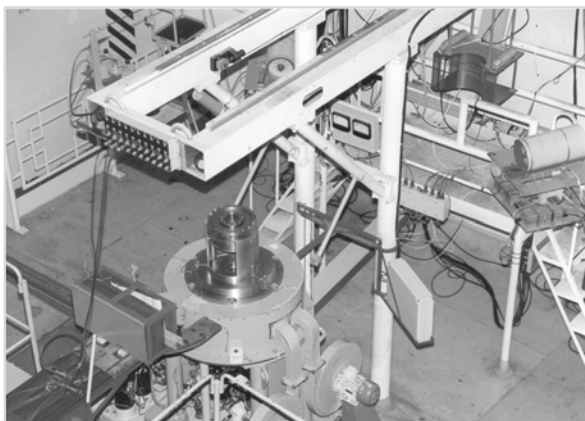


Рис. 15. БР-1М в зале автономной работы

Разработка и создание реактора БР-1 проходили 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. табл.), что происходит сублимация делящегося материала и взрывное разрушение активной зоны. АЗ представляет собой шар из высокообогащенного урана, окруженный бериллиевым отражателем. АЗ имеет центральный канал для импульсного стержня и боковые каналы для вкладышей, с помощью которых осуществляется предварительная калибровка реактивности (рис. 16, 17). Специалисты ВНИИЭФ провели два опыта с реактором РИР, энерговыделение в которых составило $\sim 1,5 \cdot 10^{19}$ делений, полуширина импульса $T_{1/2} \sim 2,5$ мкс.

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

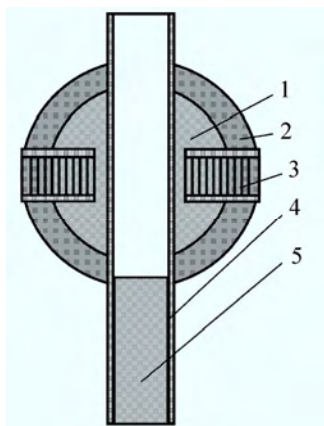


Рис. 16. Схема реактора РИР: 1 – АЗ, 2 – отражатель, 3 – вкладыши, 4 – канал для ИС, 5 – ИС

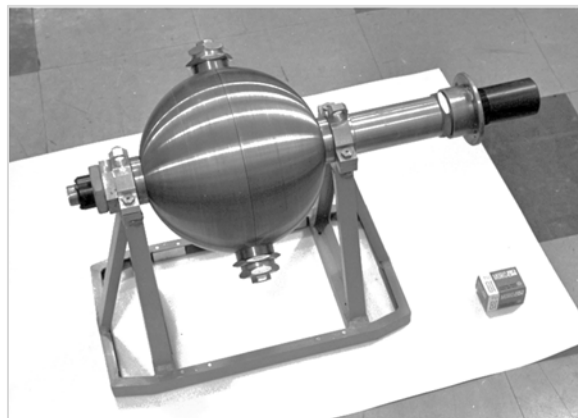


Рис. 17. Внешний вид реактора РИР

специального калибровочного стенда исследовали характеристики устройства РИР в подкритическом состоянии и в режиме «обычного» импульсного реактора. С помощью подобранных в лабораторных опытах кинетических параметров были рассчитаны характеристики импульса РИР в режимах, соответствующих разрушению АЗ. 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 и 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 ~7 м, масса 12,5 т. В дальнейшем с использованием технологии рулонированных сосудов высокого давления (РСВД) [9] была созданная многофункциональная взрывозащитная камера (рис. 20), которая, помимо проведения опытов с реактором типа РИР, может применяться при обезвреживании аварийных ядерных зарядов [10], для обеспечения безопасности при проведении взрывных опытов, гидростатических испытаний и т. д.



Рис. 18. Ампула для опыта РИР-1



Рис. 19. Ампула для опыта РИР-1М



Рис. 20. Многофункциональная взрывозащитная камера

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 велись 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 (массовое содержание молибдена 9 %). Общая масса топлива в АЗ 178 кг. Реактор ГИР-1 был введен в эксплуатацию в 1984 г., на нем генерировано ~350 импульсов. Усовершенствованный (в части материала и конструкции АЗ) реактор ГИР-2 (рис. 21, 22) введен в эксплуатацию в 1993 г. На нем генерировано 588 импульсов. В 2014 г. эксплуатация установки приостановлена.

Сферическая АЗ реактора (рис. 21, 22) состоит из двух полушарий, разделенных диафрагмой из нержавеющей стали. Неподвижная верхняя часть АЗ включает семь полусферических слоев, причем внутренние слои содержат уран 90 %-ного обогащения, а внешний – 36 %-ного. Нижняя часть АЗ состоит из двух подвижных блоков – грубой и точной регулировки. Блок грубой регулировки включает шесть слоев с ураном 90 %-ного обогащения, блок точной регулировки – 1 слой с ураном 36 %-ного обогащения. Для генерирования импульса используется импульсный блок в виде алюминиевой трубы. Отличительной особенностью ГИР-2 является использование в конструкции отражателя нейтронов из гомогенной смеси полипропилена с окисью кадмия толщиной 60 мм, что повышает выход гамма-излучения и уменьшает возмущения от внешних устройств. В отражателе имеется отверстие (нейтронное окно), предназначенное для облучения с максимальным нейтронным флюенсом.

ИЯР ГИР-2 входит в состав облучательного комплекса ЛИУ-10М – ГИР-2 (рис. 23) [7]. Реактор также работает в автономном режиме. Облучение на реакторе проводится только снаружи АЗ

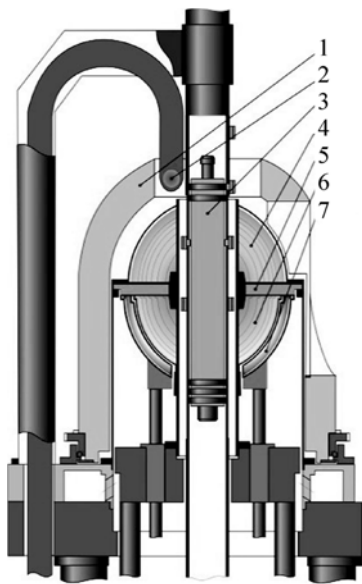


Рис. 21. Схема АЗ реактора ГИР-2

1 – конвертор; 2 – источник нейтронов; 3 – импульсный блок; 4 – верхний блок; 5 – диафрагма; 6 – блок грубой регулировки; 7 – блок точной регулировки

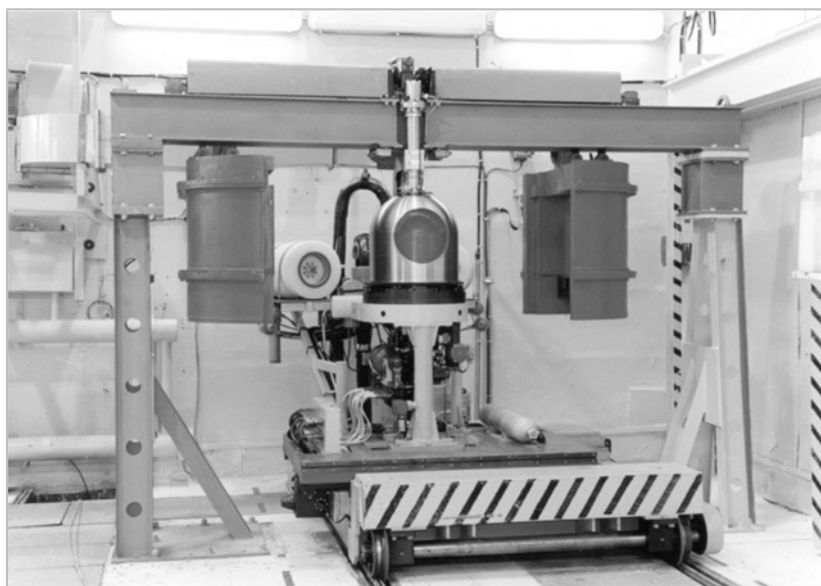


Рис. 22. ГИР-2 в исходном положении



Рис. 23. Реактор ГИР-2 у выводного окна ускорителя ЛИУ-10М

в зале размером $10 \times 10 \times 8$ м. Максимальное энерговыделение $E_{\max} = 7$ МДж, полуширина импульса $T_{1/2} = 300$ мкс.

Разработкой и созданием реактора ГИР руководили М. И. Кувшинов и М. А. Воинов. Бесменным руководителем группы эксплуатации реактора был М. А. Воинов.

БР-К1 (бустер-реактор «Каскад», вариант 1) – импульсный реактор с металлической АЗ. Материал АЗ – сплав обогащенного (36 % по ^{235}U) урана с молибденом (массовое содержание молибдена 9 %). Общая масса уран-молибденового сплава – 1511 кг. Реактор был 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) длиной 75 см и внешним диаметром 62 см, размеры 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 аварийного блока из-за коробления чехлов структурных блоков, обусловленного их большими размерами и высокой температурой разогрева. В результате максимальное энерговыделение в импульсе было ограничено $E_{\max} = 30$ МДж (полуширина импульса $T_{1/2} = 1,2$ мс). В настоящее время реактор работает лишь в режиме генерирования импульсов на запаздывающих нейтронах ($E_{\max} = 30$ МДж), а также на статической мощности до 10 кВт.

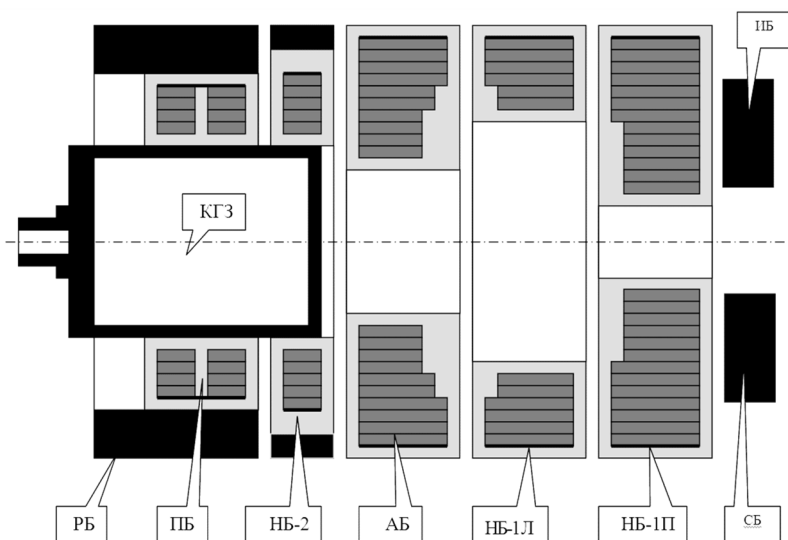


Рис. 24. Схема АЗ реактора БР-К1: КГЗ – контейнер горизонтальной загрузки, РБ – регулирующий блок, ПБ – подвижный блок, НБ-2 – второй неподвижный блок, АБ – аварийный блок, НБ-1Л – 1-й неподвижный блок левый, НБ-1П – 1-й неподвижный блок правый, ИБ – импульсный блок, СБ – стоп-блок

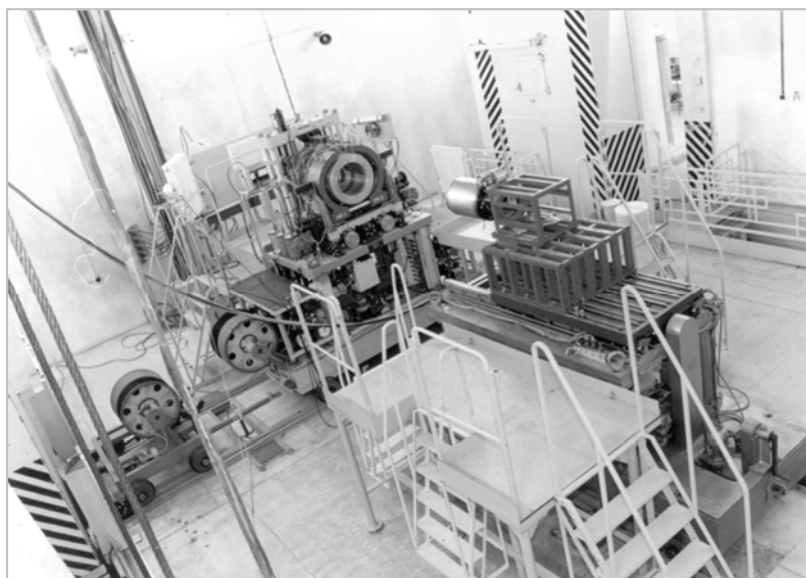


Рис. 25. Реактор БР-К1 в зале автономной работы

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

Разработкой и созданием реактора БР-К1 руководили А. А. Малинкин и А. С. Кошелев. Бесменным руководителем группы эксплуатации реактора является А. С. Кошелев.

Подчеркнем, что все расчетно-теоретические исследования по ИЯР обеспечивались теоретическим отделом под руководством В. Ф. Колесова, а проектирование установок выполнялось конструкторским отделом под руководством В. М. Ферапонтова, И. Л. Сумкина и И. А. Никитина.

Обеспечение безопасной эксплуатации импульсных реакторов

Для обеспечения безопасности ИЯР важно использование режима генерирования импульса, когда реактор находится в надкритическом состоянии («стрельба с мощности»); такой режим применяется на реакторах БИГР и ГИР-2 и 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 реакторов БР-1 и БИР-2М.

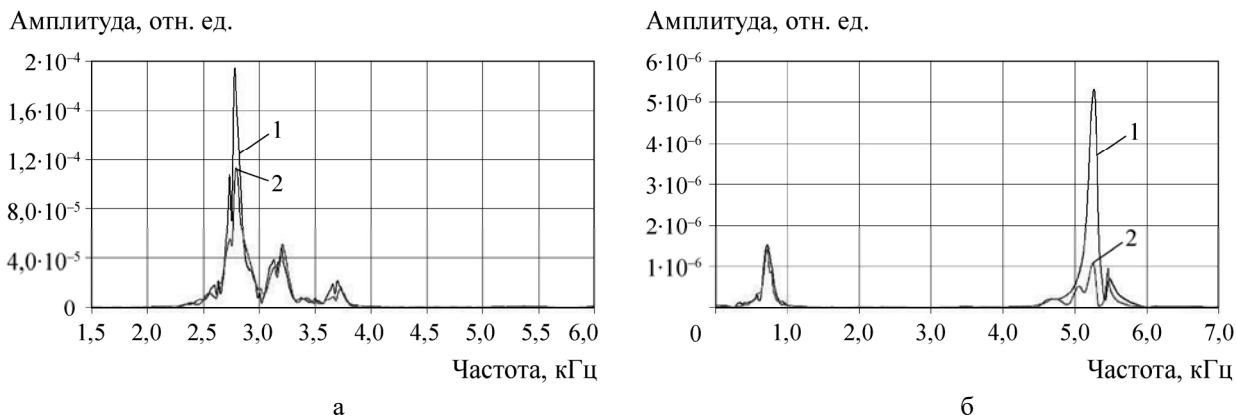


Рис. 26. Спектрограммы колебаний мощности в импульсах реакторов БР-1 (а) и БИР-2М (б):
1 – АЗ в исходном состоянии, 2 – АЗ с дефектным ТЭ

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 осуществляется контроль состояния корпуса АЗ и проводится 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 за-

щитный корпус. Показано, что наиболее слабым элементом конструкции является центральный канал (его средняя часть). Материал центрального канала работает в области упругих деформаций ($\leq 0,1\%$), если энерговыделение за импульс не превышает 70 МДж при объеме топливного раствора 105 л и 74 МДж при объеме 120 л. При больших энерговыделениях материал центрального канала переходит в область пластических деформаций, рост которых находится в квадратичной зависимости от изменения энерговыделения (рис. 27).

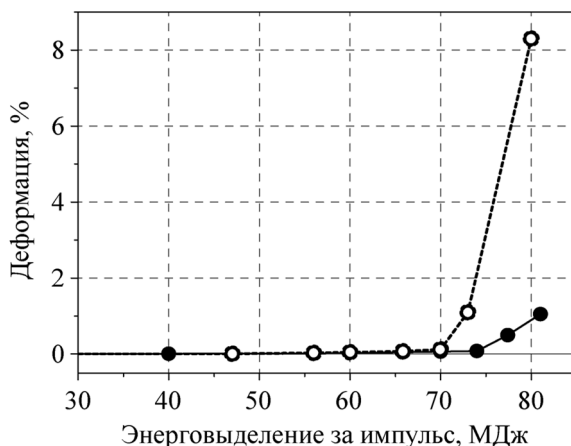


Рис. 27. Зависимость кольцевой деформации внутренней поверхности центрального канала в центральной зоне от энерговыделения за импульс: ○ — объем 105 л, ● — объем 120 л

Расчеты циклической прочности корпуса реактора ВИР-2М показали, что допустимый ресурс 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, в большинстве являющихся высококвалифицированными специалистами. Поэтому в РФЯЦ-ВНИИЭФ совместно с Санкт-Петербургским государственным университетом (СПбГУ) разработана методика предсменного контроля персонала. За основу была принята автоматизированная система динамического контроля (АСДК) психоэмоционального состояния и профессиональной работоспособности специалистов операторского профиля, 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. Результаты пробного тестирования методики подтверждают ее работоспособность и высокую эффективность в части обеспечения оперативного предсменного контроля [4].

Использование ИЯР для проведения исследований

Импульсные реакторы – это уникальные установки, позволяющие проводить различные физические исследования.

На реакторе БИГР 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 реакторах ВИР, БИР, БР-1, ТИБР, БИГР, ГИР-2 выполнен большой объем исследований по проблеме лазеров с ядерной накачкой и ядерно-оптических преобразователей [15].

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

На реакторе ГИР-2 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 моделирующих опорных полей [20] были созданы на реакторах БР-1М, ГИР-2 и БР-К1, на котором также создан эталонный источник реакторных гамма-квантов [21].

В РФЯЦ-ВНИИЭФ постоянно ведутся 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, постоянное техническое усовершенствование действующих и разработка 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 // Материалы 3-й Международ. конф. «Проблемы лазеров с ядерной накачкой и импульсные реакторы». – 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 // 65 лет ВНИИЭФ. Физика и техника высоких плотностей энергии. Вып. 1. – Саров: 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. 2010. Вып. 15. С. 216–223.
4. Воинов М. А., Воронцов С. В., Девяткин А. А. и др. Исследовательские установки РФЯЦ-ВНИИЭФ (основные характеристики, аспекты усовершенствования СУЗ, элементов конструкции и правил эксплуатации) // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 2012. Вып. 3. С. 3–16.
5. Колесов В. Ф. Аперiodические импульсные реакторы. В 2-х т. – 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. 2007. Вып. 2. С. 13–18.
7. Завьялов Н. В., Гордеев В. С., Савченко В. А. и др. Моделирующие и облучательные комплексы и установки РФЯЦ-ВНИИЭФ // 65 лет ВНИИЭФ. Физика и техника высоких плотностей энергии. Вып. 1. – Саров: РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2011. С. 165–191.
8. Юферов В. И. Инженерная методика расчета аварийных энерговыделений импульсных реакторов // Вопросы атомной науки и техники. 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 // Вопросы атомной науки и техники. 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 аперiodических импульсных реакторов с металлической активной зоной // Вопросы атомной науки и техники. 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. Report of LANL 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. Т. 62, № 5. С. 844–850.

15. Мельников С. П., Сизов А. Н., Синянский А. А. Лазеры с ядерной накачкой. – Саров: РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2008.
16. Кувшинов М. И., Смирнов И. Г. Некоторые экспериментальные исследования по безопасности импульсных реакторов БИР и БИГР // Вопросы атомной науки и техники. 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 // Вопросы атомной науки и техники. 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 // Там же. С. 75–79.
19. Борисов Г. А., Севастьянов В. Д., Ярына В. П. и др. Создание отраслевой метрологической базы нейтронных измерений // V Всесоюз. 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 // Вопросы атомной науки и техники. 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 // Вопросы атомной науки и техники. 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.

The History of RFNC-VNIIEF Nuclear Pulse Reactors Creation and Progress

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

Pulse nuclear reactors (PNR) have been in operation at VNIIEF 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, BIGH, BR-1M, BR-K1, and GIR2 are in operation at VNIIEF. Know-how, technical innovation of PNR and designing of new installations guarantee accident free operation of unique PNR and multifarious scientific researches realization.