

## К ИСТОРИИ СОЗДАНИЯ И РАЗВИТИЯ ИМПУЛЬСНЫХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ ТИПА ЭЛИР, ИГРИК, ЯГУАР

**В. В. Андреев, С. А. Андреев, А. В. Кедров, А. В. Лукин**

РФЯЦ-ВНИИТФ, 456770, г. Снежинск Челябинской обл.

В статье дается краткий обзор истории импульсных ядерных реакторов типа ЭЛИР, ИГРИК, ЯГУАР.

**Ключевые слова:** импульсный реактор, активная зона, отражатель.

**THE HISTORY OF CREATION AND DEVELOPMENT PULSED NUCLEAR REACTORS OF ELIR, IGRİK, YAGUAR TYPE / V. V. ANDREEV, S. A. ANDREEV, A. V. KEDROV, A. V. LUKIN** // The paper gives a brief review of the history of pulsed nuclear reactors of ELIR, IGRİK, YAGUAR type.

**Key words:** pulsed reactor, core, reflector.

Во ВНИИТФ параллельно с разработкой быстрых ИРСД (импульсных реакторов самогасящего действия) интенсивно ведутся работы по созданию и совершенствованию растворных импульсных реакторов. Еще в 1960 году Н. Н. Неводничим было предложено создать ИРСД с АЗ из замороженного раствора соли урана в обычной (легкой) воде. Такую АЗ можно было бы разместить внутри прочного корпуса, удерживающего раствор от разлета после импульса делений.

Импульсный реактор с АЗ на основе замороженного раствора соли высокообогащенного урана в обычной воде, названный позднее ЭЛИР (Экспериментальный ледяной импульсный реактор), давал бы возможность получать большие удельные энерговыделения и более короткие импульсы, по сравнению с импульсными растворными реакторами. Это связано с увеличением полной теплоемкости материала, обусловленной уменьшением его начальной температуры при замораживании АЗ, а также с аномальным эффектом увеличения плотности системы при плавлении льда. При свободном размещении АЗ в корпусе реактора инерциальное давление в растворе было бы минимальным, что позволяло получать короткие импульсы делений. Согласно выполненным в то время оценкам применение льда вместо раствора привело бы к увеличению энерговыделения в АЗ за импульс примерно в два – три раза. Кроме

того, АЗ реактора ЭЛИР требовала малого расхода делящегося материала (~5 кг урана 90 %-го обогащения), а его эксплуатация характеризовалась повышенной ядерной безопасностью по сравнению с ИРСД, имеющими металлические активные зоны. Существовал и чисто научный интерес, связанный с возможностью изучения поведения замороженной системы при быстром вводе энергии [1].

Л. Б. Говорков совместно с Н. Н. Неводничим проводили расчеты характеристик ИРСД с ледяной АЗ.

Создание реактора ЭЛИР шло заметно медленнее по сравнению с созданием реактора на быстрых нейтронах БАРС-1 [2]. Объем этих работ был значительно больше: требовалось исследовать процессы замораживания АЗ, выбрать технологическую систему реактора, приготовить раствор, провести с ним критмассовые измерения, получить разрешение лаборатории ядерной безопасности ФЭИ (г. Обнинск), выполнить конструкторские работы и изготовить реактор.

Расчетно-теоретические исследования работы импульсного реактора с ледяной АЗ, проведенные Л. Б. Говорковым и Н. Н. Неводничим, подтвердили первоначальные предположения о закономерностях процессов, протекающих в АЗ во время импульсов делений, и их ожидаемых параметрах. Однако одной из первоочередных задач при создании ЭЛИР было изучение процесса заморажи-

вания растворов солей урана и исследование свойств замороженных образцов. Работу с раствором уранилнитрата в воде проводили В. В. Кесарев, В. А. Наседкин и Н. Н. Неводничий. Было выявлено несколько неожиданных особенностей процесса замораживания. Оказалось, что однородность состава и структура замороженных образцов в сильной степени зависела от их объемов и скорости процесса замораживания. Выяснилось, что замораживание всей АЗ извне приводит к разделению раствора на две фракции. Из раствора сначала выпадают кристаллы льда с небольшой концентрацией уранилнитрата, а центральная часть АЗ обогащается уранилнитратом и имеет поэтому пониженную температуру замерзания. При дальнейшем замерзании часть раствора выдавливается на свободную (верхнюю) поверхность АЗ, в результате чего реактивность системы уменьшается. Поэтому требовалось разработать специальное морозильное устройство, располагающееся внутри корпуса АЗ, которое обеспечивало бы постепенное и послойное намораживание порций раствора. Разработать такое устройство не удалось, что заставило отказаться от первоначальной идеи свободного размещения ледяной АЗ в корпусе.

Идея трансформировалась в предложение по созданию растворного импульсного реактора, приспособленного для замораживания его АЗ и способного работать в режимах как с жидкой, так и с замороженной активной зоной. Н. Н. Неводничий была предложена технологическая система реактора, согласно которой раствор не находится постоянно в корпусе, а сливается после импульса в специальные емкости (баллоны-хранилища), находящиеся под полом за противорадиационной защитой. Это обеспечивало возможность работы реактора как с АЗ в виде раствора, так и с ледяной АЗ, создаваемой путем постепенного намораживания ее тонкими слоями. Позднее такая технологическая система (но без замораживания раствора) была применена в РФЯЦ-ВНИИТФ и на других растворных реакторах (ИГРИК и ЯГУАР).

Корпус реактора ЭЛИР имел достаточно сложную конфигурацию, заметная доля делений в такой системе обусловлена тепловыми нейтронами, поэтому имевшиеся в то время расчетные значения критической массы АЗ были ненадежными, и для экспериментального подтверждения этой величины было начато конструирование и изготовление специального стенда. Работа со стендом давала также возможность приобрести опыт конструирования и эксплуатации растворных систем, которого в институте не было. Разра-

ботка конструкторской документации на стенд, элементы и системы реактора велась в конструкторском отделе физического сектора группой конструкторов, которые уже приобрели некоторый опыт при конструировании БАРС-1: С. В. Хлебцевым, Ф. П. Крупиным, А. И. Ушаковой, Т. Н. Филатовой, Н. А. Киселевым и другими.

К 1963 году сложился коллектив физиков, способных завершить создание реактора и в дальнейшем его эксплуатировать. В лабораторию пришли молодые специалисты: А. И. Ткаченко, В. П. Кошмяков, М. Б. Свечников и другие.

В 1963 году группой радиохимиков в составе А. Д. Акамсина, Р. С. Биктимирова и Н. А. Новоселова был приготовлен раствор уранилнитрата в обычной воде для АЗ реактора, для чего пришлось растворить 4 кг стружки высокообогащенного урана в азотной кислоте.

При разработке реактора ЭЛИР многие специфические элементы технологической системы (клапаны, вентили и др.), не выпускаемые промышленностью, пришлось разработать и изготовить своими силами. Согласно действовавшим тогда правилам и инструкциям все соединения в растворных коммуникациях должны были быть сварными. Поэтому электросварщику П. Г. Кузнецову и слесарю Н. А. Михайлову пришлось освоить сварку в аргоне и выполнить соединение многих узлов стенда и реактора. Особенно сложной и трудоемкой оказалась сварка корпуса реактора, которую тем не менее провели бездефектно, и корпус проработал много лет.

В начале 1964 года были завершены критмассовые измерения и получено разрешение лаборатории ядерной безопасности ФЭИ (г. Обнинск) на физический пуск реактора в статическом и импульсном режимах. Физический пуск проводился под руководством комиссии, председателем которой был начальник отдела РФЯЦ-ВНИИЭФ А. М. Воинов. Первый пуск установки в статическом режиме на мощности  $\sim 1$  кВт осуществлен в конце 1964 года. Первые импульсы делений на этой установке получены в феврале 1966 года. В том же году реактор ЭЛИР был введен в постоянную эксплуатацию с АЗ в виде раствора уранилнитрата в легкой воде с концентрацией  $0,15$  г/см<sup>3</sup>. Предельный разрешенный импульс ограничивался параметрами: максимальным числом делений в АЗ, равным  $5 \cdot 10^{17}$ , и минимальной полушириной импульса, равной  $1,6$  мс. Схема реактора ЭЛИР представлена на рис. 1.

В этот период была сделана попытка исследовать работу реактора ЭЛИР с замороженной АЗ.

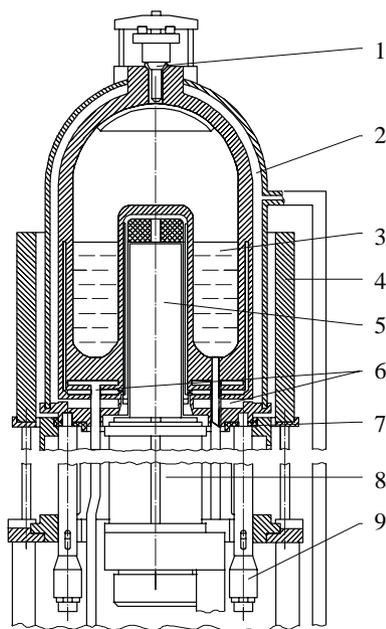


Рис. 1. Реактор ЭЛИР: 1 – дозирующий клапан; 2 – вакуумный контур; 3 – АЗ; 4 – защита; 5 – импульсный стержень; 6 – замораживающий контур; 7 – подвеска; 8 – механизм импульсного стержня; 9 – гидравлический демпфер

Однако она оказалась неудачной. Практически сразу же эти работы были временно приостановлены. Причина заключалась в том, что намораживание слоев раствора осуществлялось очень медленно (длительность замораживания АЗ превышала рабочий день), а оставлять надолго радиоактивный раствор в помещении, не имевшем соответствующей защиты, было опасно. Исследование реактора с частично замороженной АЗ (при доле замороженного раствора до  $\sim 2/3$  объема всего раствора) проводилось в 1971–1972 гг. после перевода реактора в новое специализированное здание. При этом раствор уранилнитрата в легкой воде был заменен на раствор уранилсульфата, поскольку последний не разлагается под действием гамма- и нейтронного излучений и имеет более высокую температуру замерзания. Изучение реактора ЭЛИР с полностью замороженной АЗ оказалось невозможным из-за недостаточной прочности опор корпуса и низкой эффективности единственного регулирующего элемента, недостаточной для компенсации увеличения реактивности реактора при плавлении полностью замороженной АЗ.

В процессе экспериментальных исследований, выполненных в лаборатории Н. Н. Неводниченко (позднее руководили этой лабораторией Н. В. Горин и Б. Г. Леваков) на реакторе ЭЛИР, было выяснено, что чувствительность растворных реакторов к загрузке образцов в центральный экспери-

ментальный канал довольно мала. Этот вывод послужил основой для предложения по созданию нового растворного реактора с большой полостью для облучаемых образцов (диаметром 31 см, высотой 50 см) и большим флюенсом нейтронов в ней ( $\sim 10^{15}$  см $^{-2}$ ). Стенд нового реактора предлагалось компоновать по принятой на установке ЭЛИР схеме, согласно которой корпус АЗ размещается в реакторном зале на подставке с относительно небольшой противорадиационной защитой. При этом топливный раствор постоянно находится в баллонах-хранилищах, установленных ниже уровня пола за защитой, и лишь на короткое время подается в корпус для генерирования импульса делений. При такой схеме упрощается обслуживание реактора и появляется возможность облучения крупногабаритных объектов у поверхности АЗ. Однако это достигается ценой усложнения растворной технологической системы реактора и увеличением в связи с этим вероятности радиационных инцидентов. Тем не менее опыт эксплуатации реактора ЭЛИР показал, что эти проблемы вполне разрешимы.

Предлагаемый реактор получил название ИГРИК (Импульсный гомогенный реактор испытательного комплекса). Работы по его созданию были начаты в 1971 году группой физиков-экспериментаторов и конструкторов под общим руководством Н. Н. Неводниченко. В группу физиков вошли А. И. Ткаченко, В. Б. Таскин, Б. Г. Леваков, Л. Л. Солонцов, В. И. Стукалов, А. Е. Долгаев, И. П. Селиванов и другие, группу конструкторов составили Ф. П. Крупин, А. И. Ушакова, В. И. Васильев, Т. Н. Филатова, А. П. Кислицын и Н. М. Смирнова. Предполагалось, что реактор ИГРИК станет основой испытательного комплекса, в который кроме него войдут ударная маятниковая центробежная установка, способная имитировать воздействие воздушной ударной волны на исследуемый объект, а также вибростенд для моделирования вибраций. Такой комплекс был создан и оснащен необходимой измерительной аппаратурой. На нем провели несколько пробных пусков, дальнейшее использование было крайне ограниченным. В основном реактор ИГРИК эксплуатировался автономно как источник гамма- и нейтронного излучений в разнообразных облучательных экспериментах. При разработке реактора ИГРИК использовались многие конструкторские и технологические решения, найденные при создании реактора ЭЛИР, были учтены и его недостатки.

Конструкция корпуса АЗ была такова, что топливный раствор занимал объем в форме расположенного вертикально цилиндрического слоя

с дополнительным плоским слоем над центральной полостью. Такая конфигурация топливного раствора способствовала более равномерному облучению размещаемых в полости образцов и снижению инерциального давления на корпус АЗ в момент импульса делений. Для снижения температурных напряжений в стенках корпуса АЗ на его внутренней поверхности были нарезаны спиральные канавки. Наличие таких канавок увеличивало расчетный ресурс корпуса АЗ. Подвеска корпуса АЗ к опорам подставки была выполнена с помощью резиновых амортизаторов-демпферов. На корпусе АЗ была размещена свинцовая противорадиационная защита толщиной 7 см. Крепление защиты к корпусу привело к утяжелению конструкции и тем самым к уменьшению амплитуды его перемещений в вертикальном направлении. Следствием указанных мер явилось практически полное отсутствие механических напряжений в опорах подставки во время импульсов делений. Для снижения ударных воздействий на верхнюю крышку, обусловленных разлетающимся после импульса раствором, на внутренних поверхностях корпуса АЗ в его верхней части были предусмотрены кольцевые выступы.

В растворо-технологическую систему реактора был введен герметичный мембранный насос-дозатор, обеспечивавший возможность изменения скорости подачи раствора в корпус АЗ. Это позволило создать полностью герметичный топливный технологический контур установки и таким образом существенно снизить вероятность утечек радиоактивных газов, а также улучшить радиационную обстановку в реакторном зале.

Пять поглощающих нейтроны стержней являлись элементами регулирования реактивности (вместо одного импульсного стержня, имевшегося на реакторе ЭЛИР). Каждый из этих стержней имел независимый пневматический привод, что позволяло более гибко управлять реактором.

В 1976 году реактор ИГРИК был введен в эксплуатацию. На нем удалось получить весьма высокие параметры гамма- и нейтронного излучения: флюенс нейтронов в полости достигал  $1 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2}$  при сопутствующей дозе гамма-излучения  $1,3 \cdot 10^4 \text{ Гр}$ , флюенс нейтронов у боковой поверхности АЗ в окне свинцовой защиты размерами  $18 \times 30 \text{ см}$  составлял  $2,2 \cdot 10^{14} \text{ см}^{-2}$ . Полуширина максимального импульса равнялась 2,5 мс. Схема активной зоны реактора ИГРИК и его внешний вид показаны на рис. 2 и 3.

После ввода установки в эксплуатацию для расширения облучательных возможностей реакто-

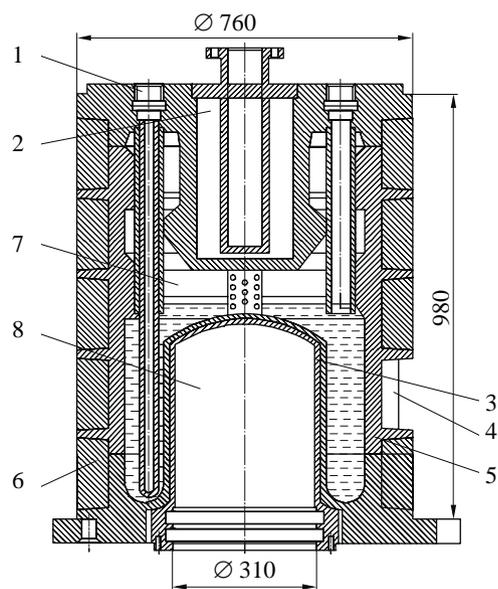


Рис. 2. Корпус АЗ реактора ИГРИК (размеры в мм): 1 – отверстия в верхней крышке корпуса; 2 – верхняя полость; 3 – силовая гильза; 4 – окно в свинцовой защите; 5 – корпус АЗ; 6 – свинцовая защита; 7 – свободное пространство над раствором; 8 – центральный канал для размещения облучаемых образцов

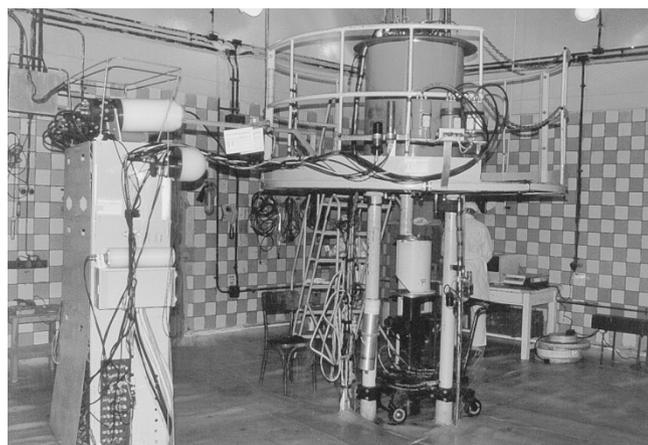


Рис. 3. Импульсный ядерный реактор с раствороной АЗ ИГРИК. Под реактором видна тележка с устройством загрузки образцов в центральный канал

ра ИГРИК А. И. Ткаченко предложил размещать в полости корпуса АЗ конвертирующие устройства, изменяющие энергетический спектр нейтронов и соотношение флюенсов нейтронов и гамма-квантов. При использовании таких устройств свободный объем полости для размещения облучаемых образцов хотя и несколько уменьшался, но оставался еще значительным. С помощью конвертора из карбида бора удалось обеспечить заметно более жесткий энергетический спектр нейтронов. Конвертор из полиэтилена с компенсирующей уменьшение реактивности вставкой из окиси-

закиси урана-235 позволил довести флюенс тепловых нейтронов в полости примерно до  $0,5 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2}$ . Конвертор из урана-238 и окиси европия позволил изменять соотношение гамма- и нейтронного компонентов излучения примерно в 10 раз. На реакторе были освоены новые режимы работы, в том числе получение последовательных импульсов делений и квазиимпульсов с полушириной  $\sim 1$  с. При проведении этих исследований и внедрении их результатов в практику облучательных экспериментов основная роль принадлежала В. Б. Таскину, А. В. Кедрову, В. В. Андрееву, Н. В. Горину и Б. Г. Левакову.

Реактор ИГРИК функционировал до 2010 г. Он и интенсивно использовался в качестве источника гамма- и нейтронного излучений для разнообразных ядерно-физических исследований. Простота обслуживания, возможность генерирования до трех импульсов в течение рабочего дня, высокие параметры гамма- и нейтронного излучений, удобство и безопасность в работе привлекали к этому реактору внимание многих исследователей.

В 2005 году началось проектирование реактора ИГРИК-2. Основное его отличие от реактора ИГРИК – сквозной канал, переменный по высоте сечения, проходящий через АЗ, и увеличенный диаметр (до 50 см) области внутри АЗ, предназначенной для размещения образцов. Был выполнен большой объем конструкторских разработок (Ю. Т. Янусов, Ю. Г. Гарась и другие), расчетов нейтронно-физических характеристик реактора и параметров импульсов делений (А. В. Лукин, Д. В. Хмельницкий), прочностных расчетов (Д. В. Хмельницкий, В. В. Никандров, А. А. Табачиков и Н. С. Еськов). Автором проекта и общим руководителем разработок был А. В. Кедров, назначенный в 2007 году начальником лаборатории импульсных растворных реакторов.

В январе 1984 года реактор ЭЛИР демонтировали в связи с выработкой ресурса эксплуатации корпуса, определенного комиссией по физическому пуску, однако исследование корпуса его АЗ продолжалось. Так как ресурс эксплуатации корпуса устанавливался достаточно произвольно (в то время не было опыта эксплуатации баллонов под давлением в таких специфических условиях), предстояло оценить степень его повреждений и соотнести ее с длительностью эксплуатации. В 1990 году корпус реактора ЭЛИР был разрезан на две части по окружности и проведена его дефектация. Обнаружилось, что тепловой экран из нержавеющей стали, находившийся внутри корпуса на расстоянии нескольких миллиметров от его

стенок, полностью разрушен и его осколки (мелкие и крупные) находились на дне корпуса (тепловой экран – это оболочка из нержавеющей стали, устанавливаемая внутри корпуса в целях снижения в нем температурных напряжений [1]). Однако внутренняя поверхность корпуса не имела заметных повреждений, отсутствовали даже крупные царапины. Структурный анализ, проведенный в химико-технологической лаборатории Б. К. Лыжиным, не выявил каких-либо структурных изменений материала. После демонтажа реактора ЭЛИР на его месте в том же технологическом зале началось сооружение новой реакторной установки с растворной активной зоной, названной позднее ЯГУАР (Ядерный гомогенный урановый аperiодический реактор).

Работа по созданию установки ЯГУАР началась в 1979 году задолго до вывода реактора ЭЛИР из эксплуатации. Первоначальная цель состояла в изучении возможности создания импульсного реактора, генерирующего заметно более высокий поток нейтронов, чем в реакторе ЭЛИР. Сначала это были расчетные исследования, проводившиеся Н. Н. Неводничим, Б. Г. Леваковым, А. В. Лукиным и В. Г. Дорониным, позднее начались эксперименты.

Основным условием, препятствующим увеличению энерговыделения за импульс в растворных реакторах, является ограничение инерциального давления на стенки корпуса АЗ. Поэтому сокращение длительности импульса, возможное при увеличении концентрации урана-235 в растворе, без радикального изменения конструкции реактора недопустимо, так как оно приводило бы к значительному увеличению нагрузок на корпус АЗ и элементы его крепления. Уменьшить инерциальное давление, возникающее в растворе в момент импульса, возможно, если увеличить поверхность разлета АЗ. Рассматривались различные варианты конструкции АЗ, реализующие эту идею. Удачной находкой в этом направлении оказалось предложение Н. Н. Неводничего и Б. Г. Левакова ввести внутрь корпуса реактора специальную «дистанцирующую» вставку в виде кольцевых воздушных «карманов» вблизи боковой поверхности АЗ. Заполнение таких «карманов» раствором во время импульса обеспечило бы его движение не только в вертикальном, но и в горизонтальном направлении. Такая конструкция характеризуется относительно низким инерциальным давлением в растворе, что позволяет увеличить концентрацию урана-235 в топливе и таким образом уменьшить длительность максимального импульса делений.

Эти идеи были тщательно просчитаны, проанализированы и воплощены в конструкцию нового растворного реактора ЯГУАР, который был запущен в апреле 1990 года. Для предельного разрешенного импульса делений на этом реакторе энерговыделение в растворе равнялось 33 МДж, флюенс нейтронов в экспериментальном канале –  $1,5 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2}$ , доза гамма-квантов –  $0,9 \cdot 10^4 \text{ Гр}$ , полуширина импульса – 700 мкс. Топливом в этом реакторе служил высококонцентрированный раствор уранилсульфата в легкой воде с добавлением соли кадмия. Во время физического пуска исследовались три вида топливного раствора с различными концентрациями урана и кадмия. Схема активной зоны и внешний вид реактора ЯГУАР показаны на рис. 4 и 5.

Реактор создавался большим коллективом физиков-экспериментаторов, конструкторов, рабочих, техников и инженеров. Из них наибольший вклад внесли физики-экспериментаторы: Н. П. Кураков, Н. В. Горин, В. М. Опарин, А. Г. Кропотухин, И. П. Селиванов, И. В. Попов, А. Е. Лыжин, А. Д. Зайцев, В. В. Новиков, – а также конструкторы: А. И. Ушакова, Ф. П. Крупин, Т. Н. Филатова, Ю. Г. Гарась. Система управления и защиты реактора была высокоавтоматизированной. Большую помощь в ее создании и отработке оказали сотрудники отделения автоматизации: В. П. Лузганов, А. И. Санжина и Б. И. Бабанин.

В 1992 году реактор ЯГУАР по предложению В. А. Терёхина был оснащен дополнительным радиационным контуром (гамма-облучателем), предназначенным для использования в качестве мощного источника запаздывающего гамма-излучения продуктов делений. Основу гамма-облучателя составили четыре плоских модуля размерами (по раствору)  $50 \times 50 \times 4 \text{ см}$ . Взаимное расположение этих модулей можно изменять в зависимости от конфигурации и размеров облучаемого объекта. Максимальные размеры плоского источника составляют  $100 \times 100 \text{ см}$ . Источником гамма-излучения служит раствор, поступающий в этот контур из корпуса реактора после импульса. Средняя доза гамма-излучения на поверхности плоского источника за сутки может достигать  $2 \cdot 10^3 \text{ Гр}$ .

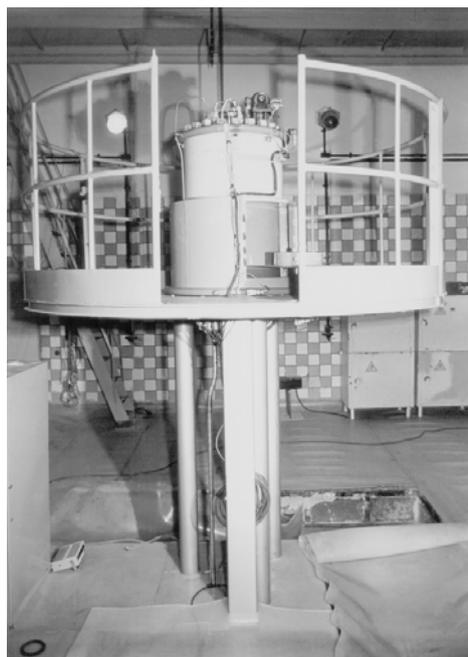


Рис. 4. Реактор ЯГУАР

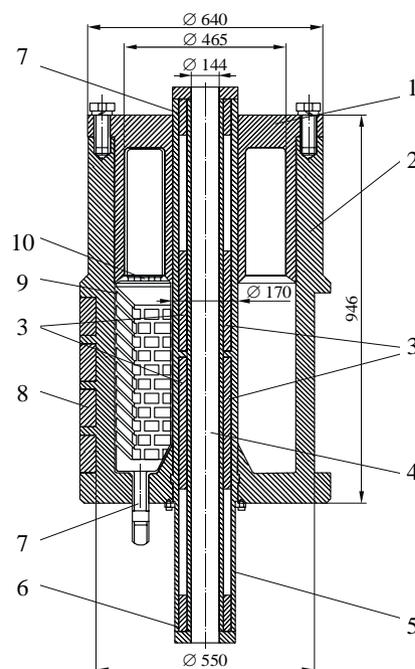


Рис. 5. Корпус АЗ реактора ЯГУАР (размеры в мм): 1 – крышка; 2 – внешняя силовая оболочка; 3 – ИС; 4 – центральный экспериментальный канал; 5 – внутренняя силовая оболочка (гильза); 6 – амортизаторы ИС; 7 – сливной трубопровод; 8 – противорадиационная защита; 9 – ампула; 10 – фланец жесткости

## Заключение

К настоящему времени в РФЯЦ-ВНИИТФ накоплен большой опыт разработки, сооружения и эксплуатации уникальных растворных импульсных реакторов, двум из которых (ЭЛИР и ЯГУАР) нет аналогов, а третий (ИГРИК) является рекордсменом в своем классе по размерам центрального канала и величине флюенса нейтронов. Дальнейшее развитие растворных систем может быть связано с внедрением средств пассивной безопасности: страховочных (вторых) корпусов, двойных чехлов растворных и газовых трубопроводов, модульных принципов построения технологической системы, а также применением более надежного с существенно меньшей негерметичностью технологического оборудования. По-видимому, ни по параметрам импульсов делений, ни по размерам экспериментальных каналов растворные реакторы еще не достигли своего предела. Накопленный опыт разработок позволяет предположить, что в лабораторных установках следующего поколения можно достичь флюенса нейтронов  $\sim 2 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2}$  при увеличении диаметра экспериментального канала до 50 см, а в быстрых растворных системах возможно сокращение длительности импульса до  $\sim 300$  мкс. Переход к установкам с такими параметрами и освоение новых режимов их работы существенно расширили бы экспериментальные

возможности растворных систем как источников проникающих излучений.

## Список литературы

1. Леваков Б. Г., Лукин А. В., Магда Э. П., Погребов И. С., Снопков А. А., Терехин В. А. Импульсные ядерные реакторы РФЯЦ-ВНИИТФ / Под ред. А. В. Лукина. – Снежинск: Изд-во РФЯЦ-ВНИИТФ, 2002.

2. Андреев С. А., Литвин В. И., Снопков А. А., Черашев В. И. К истории создания и развития импульсных ядерных реакторов типа БАРС // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2014, вып. 3, с. 3–10.

Контактная информация –

Лукин Александр Васильевич,  
главный научный сотрудник  
НТО-5 РФЯЦ-ВНИИТФ,  
тел. (35146)39773

Статья поступила в редакцию 11.07.2014.

Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2014, вып. 3, с. 11–17.