

## РЕАКТОР ВВР-Ц: ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ И ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ

О.Ю. Кочнов, Н.Д. Лукин (Филиал ФГУП "Научно-исследовательский физико-химический институт им. Л.Я. Карпова"), Л.В. Аверин (ЦМТО по надзору за ядерной и радиационной безопасностью Ростехнадзора)

Исследовательский ядерный реактор ВВР-ц мощностью 15 МВт (рис. 1) эксплуатируется в филиале ФГУП "НИФХИ им. Л.Я. Карпова" (г. Обнинск) с 1964 г. Он представляет собой гетерогенный водо-водяной исследовательский реактор (ИР), специализированный для проведения широкого круга работ в области радиационной химии, структурных и материаловедческих исследований, активационного анализа, нейтронного легирования полупроводников и т.д.



Рис. 1. Общий вид ВВР-ц

### 1. Отказы и нарушения в работе

В 1964 - 2006 гг. серьезных нарушений, инцидентов, влияющих на безопасность исследовательского реактора, не было. Оборудование комплекса работает в штатном режиме, надежно, по утвержденному графику. За указанный период эксплуатации произошло 152 внеплановых остановов ВВР-ц по следующим причинам:

- колебания напряжения во внешних электрических сетях, в том числе неисправности с трансформаторами – 52 (33 %);
- ошибки персонала (инженер СИУР – 14 (9 %), инженер СУЗ, КИПиА, механики – 12 (8 %);
- неисправность экспериментальных устройств – 13 (9 %);
- неисправность оборудования реактора: а) приборов – 30 (20 %); б) тепло-механического оборудования – 7 (5 %); в) по невыясненным причинам – 24 (16 %) <sup>1</sup>.

Проанализировав внеплановые остановки за время работы реактора ВВР-ц (с 1964 г.) [1], а также вызвавшие их причины, авторы статьи констатировали следующее:

- Механическое оборудование реактора при качественной эксплуатации и правильном обслуживании продолжает работать с минимумом отказов.
- Приборное оснащение исследовательского реактора нуждается в модернизации.

---

<sup>1</sup> С 1980 г. число срабатываний по невыясненным причинам уменьшилось до нуля. В это время устаревшие приборы аварийной защиты были заменены на новые.

- Наибольшее количество внеплановых остановов исследовательского реактора произошло из-за колебания напряжения во внешних электрических сетях.
- Отказы в работе экспериментального оборудования увеличивают вероятность внеплановых остановов, что приводит к экономическим потерям. Уменьшение их числа зависит от своевременного обнаружения аномалий в поведении реактора.
- Одна из важнейших задач безопасности при эксплуатации реактора – подготовка оперативного персонала. Из-за его ошибок произошло около 17 % внеплановых остановов ИП<sup>2</sup>. Каждый внеплановый останов приводит к безвозвратной потере радиоизотопной продукции и, как следствие, к ухудшению экономических показателей ВВР-ц.

2. Основные конструкторские доработки активной зоны и внутрореакторных устройств за период эксплуатации

Выполнены следующие конструкторские доработки, что привело к усовершенствованию ВВР-ц и к более надежной его эксплуатации.

2.1. Ограничен ход стержней аварийной защиты (АЗ) СУЗ с 800 до 650 мм.

По требованию Госатомнадзора России необходимо было обеспечить такое защитное воздействие стержней аварийной защиты, чтобы оно выполнялось без задержек. В первоначальном проекте стержни АЗ в исходном состоянии находились на 100 мм выше верхнего уровня топливного слоя активной зоны.

Для устранения этого недостатка было принято решение об ограничении хода стержней, согласно которому стержни АЗ в верхнем положении остаются погруженными на 50 мм ниже верхнего уровня топливного слоя активной зоны. Это решение выполнено, что уменьшило время ввода стержней в активную зону при срабатывании АЗ и ускорило эффективность действия при погружении стержней СУЗ (рис. 2 а, б).

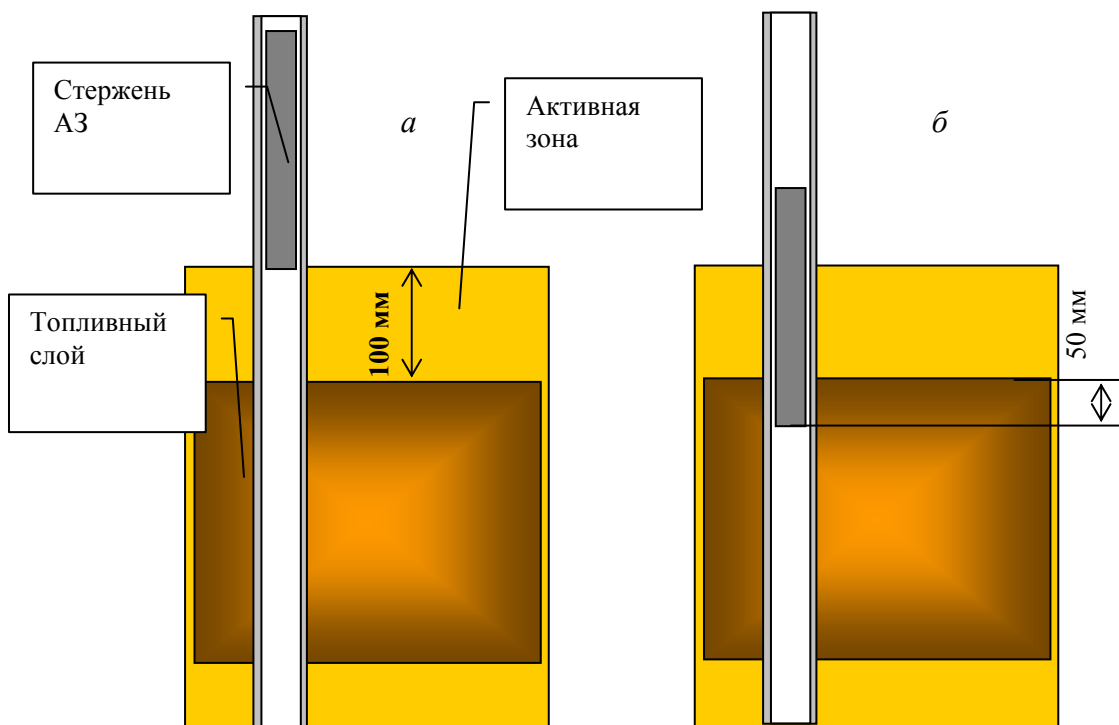


Рис. 2. Ход стержней АЗ: а – до модернизации; б – после модернизации

<sup>2</sup> Приведенное значение неплановых остановов из-за ошибок персонала [2] для ВВР-ц находится на таком же уровне, как и на других ИП.

## 2.2. Изменено местоположение стержня автоматического регулятора мощности.

Предполагалось увеличение суммарного веса компенсирующих стержней ручного регулирования (РР), что позволило увеличить начальный запас реактивности на 0,2 % и, как следствие, продлить на 1,5 сут кампанию реактора на номинальном уровне мощности. Изменение расположения автоматического регулятора (АР) сократило неравномерность распределения нейтронного потока по радиусу активной зоны реактора (рис. 3).

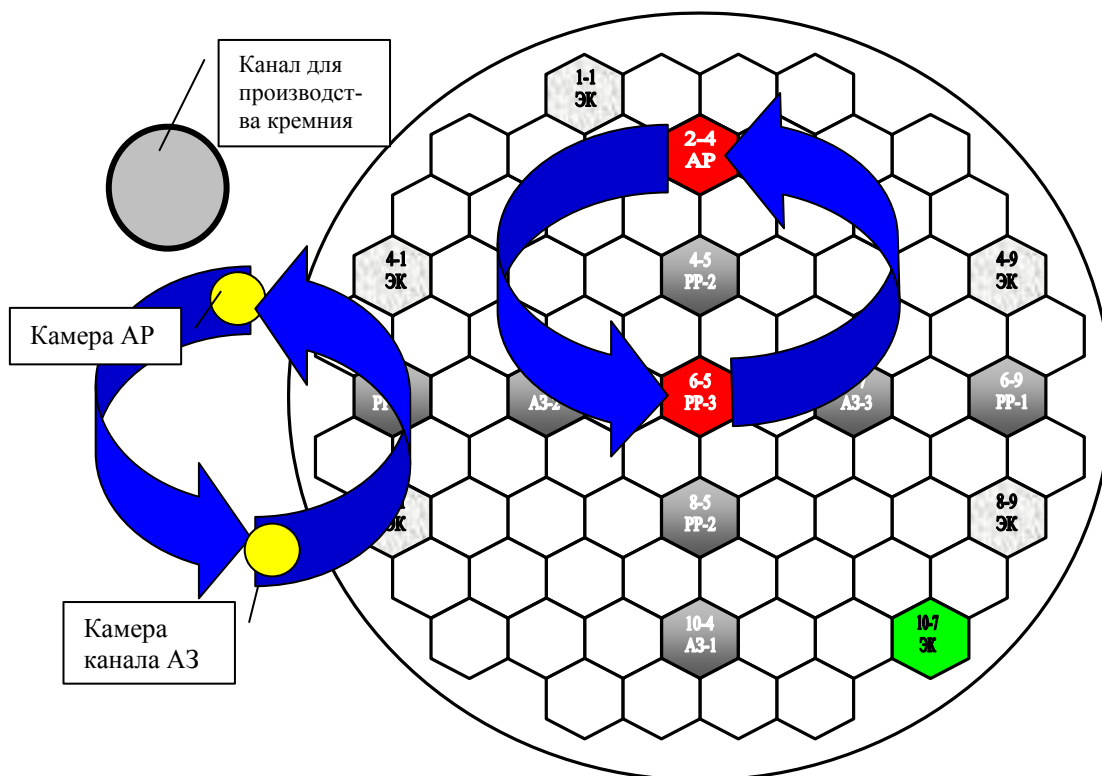


Рис. 3. Активная зона ВВР-ц

## 2.3. Изменена конструкция стержня АР.

Согласно проекту, стержень АР представлял собой трубку из нержавеющей стали, что затрудняло его ежегодный визуальный осмотр из-за высокой активации. Принято решение о замене стержня из материала Х18Н10Т на унифицированный стержень СУЗ из карбида бора.

## 2.4. Изменено месторасположение камеры АР.

По проекту токовая ионизационная камера АР располагалась в канале № 1 (рис. 3). Для более точного поддержания нейтронного потока в окрестности вертикального экспериментального канала для ядерного легирования кремния предложено изменить местоположение камеры АР, поменяв ее местами с камерой одного из каналов АЗ (рис. 3). В результате перестановки камеры качество производимого на ВВР-ц кремния существенно возросло (разброс параметров не превышает  $\pm 2\%$  от заданной величины).

2.5. Ограничен ход стержня АР (с 800 до 400 мм) и уменьшена скорость его извлечения.

Согласно требованиям ПБЯ ИР-98 [3], максимальный вес АР не должен быть больше  $0,7 \beta_{эфф}$ , а скорость введения положительной реактивности не должна превышать  $0,07 \beta_{эфф}/с$ , поэтому было решено об ограничить величину погружения стержня до

400 мм. По воздействию на реактивность это составляет 0,44 %, что меньше 0,49 %<sup>3</sup>. После модернизации управление стержнем упрощено, поскольку рабочий диапазон стержня AP (от 300 до 150 мм) попадает на линейный участок интегральной характеристики (рис. 4).

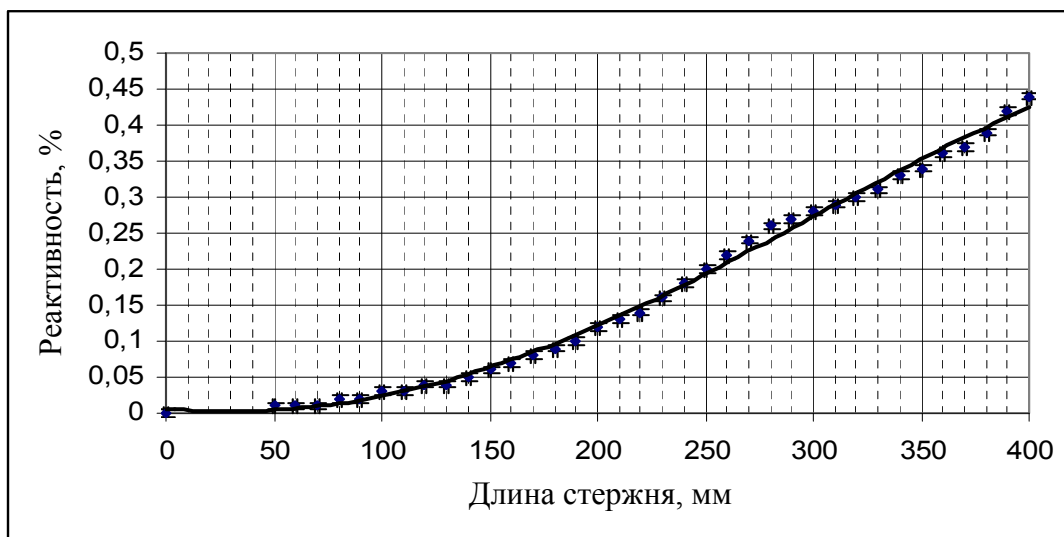


Рис. 4. Интегральная характеристика стержня AP

#### 2.6. Изменена конструкция каналов АЗ.

Согласно проекту, каналы АЗ “сухие”, т.е. заполнены воздухом. В результате при взаимодействии с парами воды под действием ионизирующего и нейтронного излучений, а также повышенных температур наблюдалась усиленная коррозия стенок каналов АЗ и, как следствие, нарушалось движение стержней АЗ (их периодически заклинивало). Предложено сделать каналы “мокрыми”, заполнив их водой первого контура реактора. Благодаря этому устранены недостатки в работе АЗ.

#### 2.7. Изменена конструкция стержней АЗ.

Первоначальная конструкция стержней АЗ была с подпружиниванием в верхней части для уменьшения времени ввода в активную зону. После выполнения пп. 2.1 и 2.6 отпала необходимость в подпружинивании стержней. Время падения стержней стало равным  $0,95 \pm 1,0$  с, что позволяет обеспечивать быстрое и эффективное прекращение цепной реакции при аварийном останове реактора.

#### 2.8. Уменьшено количество ТВС в активной зоне с 71 до 70 шт.

Как показал анализ, запас реактивности позволяет сократить количество тепловыделяющих сборок (ТВС) без существенного уменьшения срока кампании реактора (при меньшем уровне мощности). Мощность реактора не превышала 13 МВт (проектный уровень составляет 15 МВт). Предложено заменить одну ТВС яч. 10-7 на экспериментальный канал для облучения мишеней (рис. 3).

#### 2.9. Улучшена схема аварийного охлаждения активной зоны реактора.

В проекте отсутствовали:

- душирующее устройство реактора. Для обеспечения лучшего теплоотвода от ТВС при полном обезвоживании активной зоны предложена конструкция душирующего устройства. Оно располагается в верхней части реактора на опорной решетке так, чтобы капли воды попадали на его активную зону. Включение устройства происходит автоматически при снижении уровня воды в баке ВВР-ц (рис. 5);

<sup>3</sup> Для ВВР-ц  $\beta_{эфф}$  составляет 0,7 %.

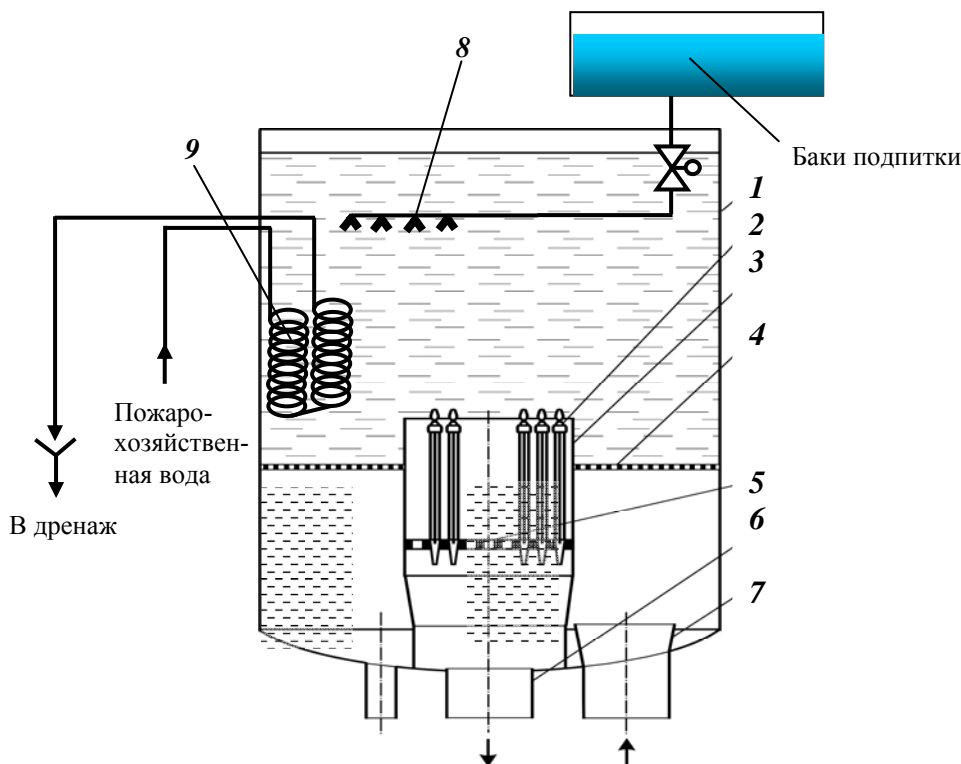


Рис. 5 Общий вид ИЯУ ВВР-ц :

1 – бак; 2 – ТВС; 3 – корпус реактора; 4, 5 – отбойная и опорная решетки; 6, 7 – всасывающий и напорный трубопроводы; 8 – душирующее устройство; 9 – холодильник бака реактора

- холодильник бака реактора. После плановой остановки реактора за счет остаточного энерговыделения вода в баке ВВР-ц нагревается выше  $60\text{ }^{\circ}\text{C}$ . Поэтому спроектировали холодильник, устанавливаемый в баке и непрерывно охлаждаемый пожаро-хозяйственной водой. Он включается в перерывах между кампаниями реактора, поддерживая температуру воды первого контура не выше  $45\text{ }^{\circ}\text{C}$  (рис. 5).

#### 2.10. Улучшена конструкция линии подпитки бака реактора.

Согласно проекту, струя подпиточной воды направляется в бак реактора, минуя активную зону. Предложено изменить конструкцию трубы таким образом, чтобы осуществлять подпитку водой непосредственно через активную зону реактора. Благодаря этому при проектной аварии обеспечивается лучший теплоотвод остаточного энерговыделения от ТВС (рис. 6).

### 3. Выводы и предложения по улучшению конструкции ИР

- Оборудование реактора спроектировано надежно и работает с минимальными отказами. Повреждений, приводящих к возникновению аварийных ситуаций, за все время эксплуатации не было. Хотя по проекту срок эксплуатации установки определен 30 лет, оборудование реактора после 40 лет эксплуатации находится в работоспособном состоянии. При высоком качестве изготовления срок работы подобных объектов (опыт первой АЭС в г. Обнинске) при своевременной замене механического, дозиметрического, электрического и другого оборудования может быть увеличен.

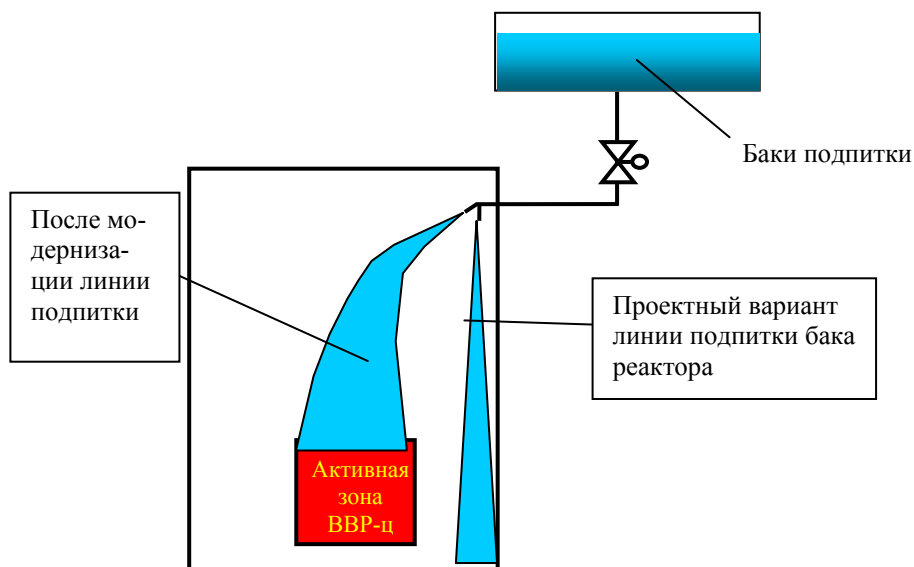


Рис. 6. Схема подпитки бака реактора

- Предложено изменить конструкцию существующих теплообменников (ТО): вместо U-образных, установить прямоточные. Такой проект разработан, ТО изготовлены, и в 2006 г. проведен демонтаж старых и замена их новыми. Прямоточные ТО в случае необходимости (при ухудшении теплопередающих свойств) можно чистить.
- В проекте можно предусмотреть водоподготовку второго контура реактора для данной площадки. Вода для второго контура поступает из скважины и содержит соли Mg и Ca (до 8,5 мг/л). При номинальном режиме работы подпитка второго контура составляет около 20 м<sup>3</sup> (компенсация испарения). Находящиеся в воде соли жесткости оседают, в том числе и на внутренней поверхности трубок ТО и, забивая их, нарушают теплопередачу. В результате мощность реактора ограничивается теплопередающей способностью теплообменников, а существующие методы очистки неэффективны.
- При дальнейшей модернизации ВВР-ц целесообразно предусмотреть утилизацию тепла, поступающего во второй контур ИР. В настоящее время тепло выбрасывается в атмосферу через "мокрую" градирню. Разрабатываются технические предложения, реализация которых приведет к экономии энергоносителей.
- Уровень выброса короткоживущих инертных радиоактивных газов в атмосферу ВВР-ц ниже допустимого. Тем не менее возможно, используя опыт эксплуатации, улучшить систему спецвентиляции, что позволит снизить уровень выброса в атмосферу короткоживущих инертных радиоактивных газов.
- Требуется проработка системы горячего водоснабжения.

#### 4. Реконструкция ВВР-ц

С 1980 г. на базе реактора действует и развивается производство радионуклидов медицинского назначения и радиофармпрепаратов (РФП) на их основе. Учитывая успехи в развитии этого направления, а также выгодное географическое положение ВВР-ц, в 1980 г. было решено реконструировать реактор. Разработан проект нового ИР ИВВ-10.

Выполнен комплекс следующих работ по модернизации и реконструкции площадки реактора:

- построено здание для сбора и временного хранения жидких радиоактивных отходов;
- продолжается строительство здания для временного хранения твердых радиоактивных отходов.

В реакторном здании проведены необходимые для замены реактора мероприятия:

- в системе холодного водоснабжения здания заменены износившиеся трубы на новые;
- изменена система горячего водоснабжения здания. Взамен отслуживших срок и вышедших из строя бойлеров спроектирован, изготовлен и смонтирован водогрейный бак для реактора;
- за время эксплуатации ухудшились проектные характеристики теплообменника для охлаждения воды на выходе из дистиллятора установки по подготовке обессоленной воды для первого контура реактора. В 2003 г. изготовлен и смонтирован новый теплообменник, что повысило качество приготавливаемой воды для реактора и химических лабораторий;
- в опытной эксплуатации находится насос ВФ32-13/1,5в с улучшенными характеристиками и воздушным охлаждением взамен износившихся насосов системы газового и аэрозольного радиационного контроля ВВК-200. При вводе нового насоса в штатную эксплуатацию ожидается экономия воды до 3500 м<sup>3</sup>/год;
- завершен первый этап замены устаревшей системы пожарного оповещения и сигнализации здания реактора;
- введен в опытную эксплуатацию канал контроля и автоматического управления мощностью реактора;
- смонтирована новая градирня с применением современных полимерных материалов взамен устаревшей. В результате существенно улучшился теплосъем второго контура реактора, который стал работать на более высоком уровне мощности;
- заменена часть двигателей спецвентиляции комплекса реактора, что повысило надежность работы вентиляции.

Инициаторами и исполнителями работ по совершенствованию ВВР-ц является персонал ИР и руководство института. Активно занимался проблемами модернизации ИР главный инженер ВВР-ц В.Д. Мильцов. Большая работа по повышению надежности ИР проведена под контролем инспекторского состава и руководства Обнинского отдела инспекций ЦМТО по надзору за ядерной и радиационной безопасностью Ростехнадзора.

Повышение безопасности и надежности ВВР-ц позволило получить лицензию Ростехнадзора на эксплуатацию ИР на срок до 2009 г.

Совместно с ИР ФГУП «НИКИЭТ», ФГУП «ГСПИ», ФГУП «НИКИМТ» проведены экспертизы элементов и систем реактора. По результатам работ ресурс оборудования реактора продлен до 2010 г.

#### 5. Прогноз развития ВВР-ц

1. В настоящее время проводятся прочностные расчеты бака и системы охлаждения реактора в рамках продления срока службы реактора до 2014 г., что позволит в случае замены отдельных узлов и систем успешно продолжать работы на реакторе.

2. В 2003 г. ФГУП «НИКИЭТ», ФГУП «ГСПИ» совместно с МРНЦ АМН РФ и Филиалом ФГУП «НИФХИ им. Л.Я. Карпова» завершено проектирование и начата подготовка к строительству на первом горизонтальном пучке реактора медицинского комплекса для лечения ряда злокачественных образований с помощью реакторных нейтронов.

3. Для увеличения поставок ядерно-легированного кремния находятся в стадии монтажа две установки (Алмаз-1, ТТТ).

4. Разработаны новые перспективные радиофармпрепараты диагностического и терапевтического воздействия.

Последовательность всех указанных работ диктуется приоритетом безопасности и поддержанием работоспособности ИР ВВР-ц, а также объемом бюджетного финансирования. Работы производятся без прерывания технологических циклов ИР.

Предлагаемый прогноз позволит, не прекращая плановых работ на реакторе, качественно его изменить. Создаваемый на основе реактора ВВР-ц реактор ИВВ-10 станет надежным источником нейтронов различных энергий для проведения работ как в области производства радиофармпрепаратов и ядерно-легированных материалов, так и при создании медицинских блоков широкого профиля.

#### **Литература**

1. Кочнов О.Ю., Волков Ю.В. Анализ данных по срабатываниям АЗ реактора ВВР-ц. Обнинск//Ядерная энергетика. 2002. №2. С. 12-20.
2. Исследовательские реакторы: Наука и высокие технологии: Сборник докладов международной научно-технической конференции/Дмитровград, 2002. Т. 2. Ч. 1.
3. Правила ядерной безопасности исследовательских реакторов (ПБЯ-03-75). Правила ядерной безопасности исследовательских реакторов/(ПБЯ ИР-98). НП-009-98. М.: НТЦ ЯРБ, 1998.
4. Общие положения обеспечения безопасности исследовательских реакторов (ОПБ ИР-94). ПНАЭ Г-16-34-94. М.: НТЦ ЯРБ, 1994.
5. Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок. НП-033-01. М.: НТЦ ЯРБ, 2001.