

## НЕКОТОРЫЕ АСПЕКТЫ ПОВТОРНОГО ПРОДЛЕНИЯ СРОКА ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ С ВВЭР-440 НА ПРИМЕРЕ ЭНЕРГБЛОКА № 4 НОВОВОРОНЕЖСКОЙ АЭС

**В.П. Поваров, А.И. Федоров, С.Л. Витковский**

*Филиал «Концерн Росэнергоатом» Нововоронежская АЭС*

*396072, Воронежская обл., Нововоронеж, промышленная зона Южная, 1*



Проведение повторной модернизации энергоблока № 4 Нововоронежской АЭС доказало возможность нового подхода к продлению ресурсных характеристик и эксплуатации реакторных установок ВВЭР-440. В статье дан анализ существующих проблем энергоблока с ВВЭР-440 (В-179), показаны возможные пути решения выявленных недостатков, а также конечное состояние обновленного энергоблока. Работы в рамках модернизации позволили существенно расширить спектр проектных аварий с течи теплоносителя первого контура из отверстия условным диаметром 100 мм до максимально возможной, связанной с разрывом главных циркуляционных трубопроводов (ГЦТ) ( $D_u = 500$  мм). Получен уникальный опыт использования систем безопасности энергоблока № 3, окончательно остановленного для подготовки к выводу из эксплуатации, для повышения надежности и дополнительного резервирования систем безопасности блока № 4. Результаты выполненного комплекса работ показали правильность принятой концепции повторного продления срока эксплуатации энергоблока № 4 и обеспечили соответствие энергоблока современным требованиям безопасности в атомной энергетике, в том числе с точки зрения влияния на безопасность по модели вероятностного анализа безопасности первого уровня (ВАБ-1) для внутренних иницирующих событий.

**Ключевые слова:** повторное продление срока эксплуатации, ВВЭР-440, В-179, флюэнс, радиационное охрупчивание, системы безопасности, отжиг корпуса реактора.

### ВВЕДЕНИЕ

В 2019 г. Нововоронежская АЭС (НВОАЭС) отмечает 55-летие со дня ввода в эксплуатацию первого энергоблока. За это время на АЭС прошла обкатку вся линейка ВВЭР от ВВЭР-210 к ВВЭР-1200. В представленных материалах авторы делают попытку обобщить проблемы, связанные с повторным продлением срока эксплуатации энергоблока № 4 НВОАЭС, показать подходы к решению сложных технических проблем, а также проанализировать полученный опыт, тиражирование которого необходимо и востребовано для всех ВВЭР отечественного дизайна при продлении ресурса до 60-ти лет.

© В.П. Поваров, А.И. Федоров, С.Л. Витковский, 2019

Первые концептуальные проработки в направлении развития водо-водяных энергетических реакторных установок стартовали в СССР еще в 1954 г. (год пуска Первой в мире АЭС с уран-графитовым реактором АМ) и базировались на разработках реактора для атомной подводной лодки. В сентябре 1955 г. было выпущено уточненное техническое задание на реактор ВВЭР, а в 1957 г. начато строительство НВОАЭС. Весь процесс пуска первого энергоблока НВОАЭС с реакторной установкой типа ВВЭР-210 занял менее четырех месяцев: физический пуск состоялся 8 сентября, энергетический пуск – 30 сентября, а сдача в промышленную эксплуатацию – 27 декабря 1964 г. Теоретическое и практическое изучение технологии ВВЭР привело к тому, что уже в 1969 г. на НВОАЭС был пущен в эксплуатацию энергоблок № 2 мощностью 365 МВт (ВВЭР-365), а в 1971 г. – энергоблок № 3 с реактором ВВЭР-440 (В-179), давший начало полномасштабной серии атомных энергоблоков, получивших распространение не только на территории СССР, но и во многих странах Европы. Последовательный ввод в эксплуатацию энергоблока № 4 с реактором ВВЭР-440 в 1972 г., а затем и энергоблока № 5 (ВВЭР-1000) в 1980 г. позволил НВОАЭС достичь суммарной мощности, позволяющей считать ее самой мощной АЭС в Европе на том отрезке времени. В 2016 г. осуществлен пуск энергоблока поколения 3+ ВВЭР-1200.

Таким образом, к настоящему времени НВОАЭС имеет следующую конфигурацию: энергоблоки ВВЭР-210 и ВВЭР-365, станционные № 1 и № 2 выведены из эксплуатации в 1984 и 1990 гг. соответственно, ВВЭР-440 станционные № 3 и № 4 прошли процедуру продления срока эксплуатации в 2001 и 2002 гг. на 15 лет, в 2017 г. был остановлен станционный № 3 для вывода из эксплуатации, а энергоблок ВВЭР-440 станционный № 4 прошел повторную процедуру продления срока эксплуатации еще на 15 лет [1]. Срок эксплуатации энергоблока ВВЭР-1000 (станционный № 5) продлен на 15 лет. В работе самый современный энергоблок ВВЭР-1200 (станционный № 6), а на следующем (станционный № 7) ВВЭР-1200 проходят пусковые операции. Как видно из представленной исторической справки, на НВОАЭС накоплен уникальный опыт по продлению ресурсных характеристик оборудования и прежде всего энергоблоков ВВЭР-440, составляющих существенную часть «реакторного парка» как на Российских АЭС, так и на АЭС, построенных по советским проектам в странах Восточной Европы.

### **НАЧАЛЬНЫЕ ПРОЕКТНЫЕ РЕШЕНИЯ ДЛЯ ЭНЕРГОБЛОКОВ № 3 И № 4 НВОАЭС (ПРОЕКТ В-179)**

В январе 1966 г. ОКБ «Гидропресс» на основании технического задания выполнил технический проект реакторной установки ВВЭР-440 для типовых атомных электрических станций с двумя блоками по 400 МВт, а также было принято решение об использовании проекта ВВЭР-440 (В-179) только для блоков № 3, 4 НВОАЭС. Для серийных энергоблоков АЭС с ВВЭР-440, строящихся в нашей стране и за рубежом, разрабатывался новый проект РУ под индексом В-230, учитывающий в дополнение к отечественным требованиям и требования зарубежных заказчиков [2].

При разработке технического проекта РУ ВВЭР-440 (В-179) был использован накопленный опыт проектирования, изготовления, монтажа, наладки и эксплуатации ранее разработанных ОКБ «Гидропресс» реакторных установок ВВЭР-210, ВВЭР-365, эксплуатирующихся на площадке НВОАЭС. При этом ряд проектных решений соответствовал рекомендациям доклада МАГАТЭ INSAG-5 для будущих АЭС, опубликованного только в 1992 г., главными из которых являются

– реакторная установка ВВЭР-440 проекта В-179 (далее аббревиатура ВВЭР-440 будет обозначать только реакторную установку проекта В-179) имеет небольшую активную зону, мало подверженную ксеноновым колебаниям, что позволило исклю-

чить необходимость локального регулирования нейтронного потока; реактор устойчив и обладает мощными отрицательными обратными связями, что создает благоприятные условия работы в переходных режимах;

- реактор имеет высокую эффективность аварийной защиты, реализованную большим количеством органов регулирования системы управления и защиты (ОР СУЗ); эффективность механической системы регулирования достаточна для предотвращения выхода в повторную критичность в авариях с любым исходным событием, в том числе с учетом отказа одного наиболее эффективного ОР СУЗ;

- срабатывание аварийной защиты реактора основано на гравитационном принципе и не требует дополнительных источников энергии;

- энергонапряженность активной зоны достаточно низкая, что обеспечивает значительный запас до кризиса теплообмена на твэлах в любых переходных режимах;

- большой удельный объем теплоносителя первого и второго контуров на единицу тепловой мощности реактора дает возможность осуществлять пассивное охлаждение активной зоны реактора в течение длительного времени и снижает зависимость от ранних действий оператора.

В качестве максимальной проектной аварии постулировалась течь трубопровода Ду100 с ограничительной вставкой Ду32, а частота повреждения активной зоны (ЧПАЗ) принималась равной величине  $1,08 \cdot 10^{-3}$  реакторолет<sup>-1</sup>, что соответствовало нормам и стандартам по безопасности 1960-х годов.

### **КОНЦЕПЦИЯ И РЕАЛИЗОВАННЫЕ РЕШЕНИЯ ПО МОДЕРНИЗАЦИИ ЭНЕРГБЛОКОВ № 3 И № 4 НВОАЭС ДЛЯ ПРОДЛЕНИЯ СРОКА ЭКСПЛУАТАЦИИ ДО 45-ти ЛЕТ**

Разработка проекта ВВЭР-440 была основана на концепции, предполагающей, что за счет обеспечения высокого качества изготовления оборудования и компонентов реакторной установки, их качества эксплуатации и контроля за состоянием металла и сварных швов оборудования можно избежать значительного их повреждения, тем самым исключить возможность серьезной аварии.

Работа по продлению сроков эксплуатации блоков № 3 и № 4 началась задолго до достижения ими проектной длительности в 30 лет и предполагала следующую последовательность:

- комплексное обследование энергоблоков;

- модернизация блоков с целью повышения их безопасности;

- обоснование остаточного ресурса незаменимого оборудования, замена оборудования, выработавшего ресурс;

- разработка отчетов по углубленной оценке безопасности энергоблоков № 3, 4 после проведения процедуры продления эксплуатации.

Срок эксплуатации всего энергоблока АЭС целиком определялся ресурсом корпуса реактора как наиболее крупного «незаменимого» элемента [3]. Ресурс корпуса определялся прочностью сварного шва № 4 (рис. 1). Специфика сварного соединения № 4 (СС № 4) реакторных установок ВВЭР-440 определяется прежде всего расположением на корпусе в зоне максимального флюенса и особенностью выполнения сварочных работ в 60 – 70-е годы. Радиационное охрупчивание материала сварных швов значительно выше, чем у основного металла [4]. Это связано с более высоким содержанием примесей в материале сварных швов по сравнению с основным металлом и с относительно более низкой радиационной стойкостью материала сварных швов, объясняющейся особенностями их микроструктуры (строением зерен, неметаллическими включениями и т.д.) [4 – 6].

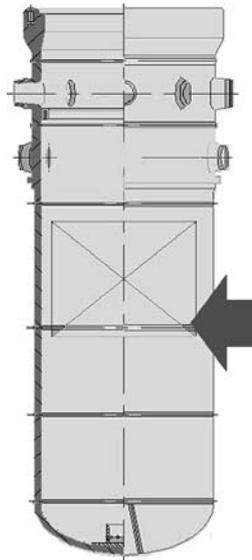


Рис. 1. Расположение СС № 4 на корпусе ВВЭР-440

Таблица 1

**Работы, выполненные на энергоблоках № 3, 4 НВОАЭС для продления ресурса корпусов**

Энергоблок № 3	Год	Энергоблок № 4
Отжиг корпуса реактора. Режим: $T = 430^{\circ}\text{C}$ , $t = 150$ ч	1987	
Отбор темплетов из сварного шва № 4 и основного металла обечайки корпуса реактора	1991	Отбор темплетов из сварного шва № 4 и основного металла обечайки корпуса реактора
Отжиг корпуса реактора. Режим: $T = 475 \pm 15^{\circ}\text{C}$ , $t = 100$ ч		Отжиг корпуса реактора. Режим: $T = 475 \pm 10^{\circ}\text{C}$ , $t = 150$ ч
Отбор темплетов из сварного шва № 4 и основного металла обечайки корпуса реактора	1995	Отбор темплетов из сварного шва № 4 и основного металла обечайки корпуса реактора
Отбор темплетов из сварного шва № 4 и основного металла обечайки корпуса реактора		Отбор темплетов из сварного шва № 4 и основного металла обечайки корпуса реактора
Отбор темплетов из сварного шва № 4 и основного металла обечайки корпуса реактора	2003	

Детальный анализ накопленного фактического материала (темплеты), проведенный специализированными материаловедческими организациями, а также расчет характеристик, показали, что корпуса реакторов энергоблоков № 3, 4 Нововоронежской АЭС удовлетворяют критериям хрупкой прочности в режимах нормальной эксплуатации и аварийных режимах в течение 15-летнего дополнительного срока [7, 8]. В таблице 1 сведены все сведения о мероприятиях по обеспечению хрупкой прочности корпусов реакторов.

С целью продления сроков эксплуатации энергоблоков № 3, 4 до 45-ти лет для повышения безопасности были разработаны необходимые мероприятия:

- создание независимых каналов систем безопасности (СБ);

- увеличение эквивалентного сечения разрыва для максимальной проектной аварии, связанной с течью теплоносителя первого контура, с Ду = 32 мм до Ду = 100 мм;
- внедрение концепции «течь перед разрушением» для трубопроводов первого контура Ду = 500 мм и Ду = 200 мм;
- снижение суммарной вероятности тяжелых аварий до значения  $1 \cdot 10^{-5}$ , рекомендуемого ОПБ-88/97.

В качестве конечных результатов удалось

- устранить отступления категорий 3 и 4 (по классификации МАГАТЭ) от требований НД;
- частоту повреждения активной зоны снизить до уровня по результатам ВАБ первого уровня на блоке № 3 до  $3,44 \cdot 10^{-5}$  реакторолет<sup>-1</sup>, на блоке № 4 до  $5,12 \cdot 10^{-5}$  реакторолет<sup>-1</sup>;
- оценкой безопасности блоков № 3, 4 НВОАЭС показать возможность дальнейшей безопасной эксплуатации блоков в течение 15-ти лет.

### **КОНЦЕПЦИЯ И РЕАЛИЗОВАННЫЕ РЕШЕНИЯ ПРИ ПОВТОРНОЙ МОДЕРНИЗАЦИИ ЭНЕРГБЛОКА № 4 ДЛЯ ПРОДЛЕНИЯ СРОКА ЭКСПЛУАТАЦИИ ДО 60-ти ЛЕТ**

Результаты работы по первому продлению сроков эксплуатации (ПЭС) блоков № 3, 4 НВОАЭС показали принципиальную техническую возможность дальнейшего продления срока эксплуатации. При этом состояние элементов реакторной установки блока № 3 НВОАЭС (верхний блок, корпус реактора, парогенераторы и др.) потребовали при ПЭС существенно большего объема работ по сравнению с блоком № 4 [9].

Решением НТС ОАО «Концерн Росэнергоатом» от 29.06.2012 было рекомендовано осуществить останов энергоблока № 3 по окончании 45-летнего срока эксплуатации и разработать комплект документов, обосновывающих целесообразность продления срока эксплуатации энергоблока № 4 НВОАЭС сверх 45-ти лет с учетом [3, 10]

- использования систем и оборудования блока № 3 для повышения безопасности блока № 4 (включая объединение герметичных помещений, использование струйно-вихревого конденсатора блока № 3, подключение активных и обеспечивающих систем безопасности блока № 3 к блоку № 4, другие технические решения);
- модернизации систем безопасности энергоблока и комплекса мероприятий по ликвидации последствий запроектных аварий на блоке и минимизации воздействия на население и окружающую среду, а также с определением технологий и технических средств, обеспечивающих реализацию этих мероприятий, с учетом событий, происшедших на АЭС «Фукусима»;
- возможности повторного продления незаменимого оборудования реакторной установки, включая корпус реактора, опорные конструкции и кольцевой бак;
- экономической эффективности ПЭС.

Основной проблемой являлся состав САОЗ, не соответствующий требованиям действующих нормативных документов в области использования атомной энергии, в частности, при рассмотрении полного спектра аварий с потерей теплоносителя (вплоть до ЛОСА – Ду 500). Поэтому одной из главных целей в концепции повышения уровня безопасности при повторном продлении срока эксплуатации блока № 4 до 60-ти лет была определена цель расширения спектра проектных аварий вплоть до разрыва ГЦТ Ду 500. При этом предложены следующие технические решения:

- модернизация САОЗ для обеспечения охлаждения активной зоны реактора при разрывах трубопроводов первого контура с условным диаметром до Ду = 500 мм (МПА при ЛОСА);

- внедрение пассивной системы охлаждения активной зоны (гидроемкости СА03);
- внедрение активной системы охлаждения активной зоны низкого давления (насосы аварийной подпитки первого контура низкого давления);
- модернизация ГО РУ для обеспечения его целостности при указанной выше МПА и неперевышения установленных критериев по радиологическим последствиям.

В целом в соответствии с проектом продления срока эксплуатации энергоблока № 4 НВОАЭС сверх 45-ти лет, реализовано более 40 мероприятий.

### СТРУКТУРА СИСТЕМЫ АВАРИЙНОЙ ПОДПИТКИ ПЕРВОГО КОНТУРА ВЫСОКОГО ДАВЛЕНИЯ

Концепцией повторного продления срока эксплуатации энергоблока № 4 предусматривалось повышение уровня безопасности путем расширения спектра проектных аварий вплоть до разрыва ГЦТ Ду = 500 мм. Эта цель была достигнута за счет формирования четырех каналов системы аварийной подпитки первого контура высокого давления. Два канала образуются насосами 4АПН-1, 2 и 4АПН-5, 6, два дополнительных канала – насосами 3АПН-1, 2 и 3АПН-5, 6 (рис. 2).

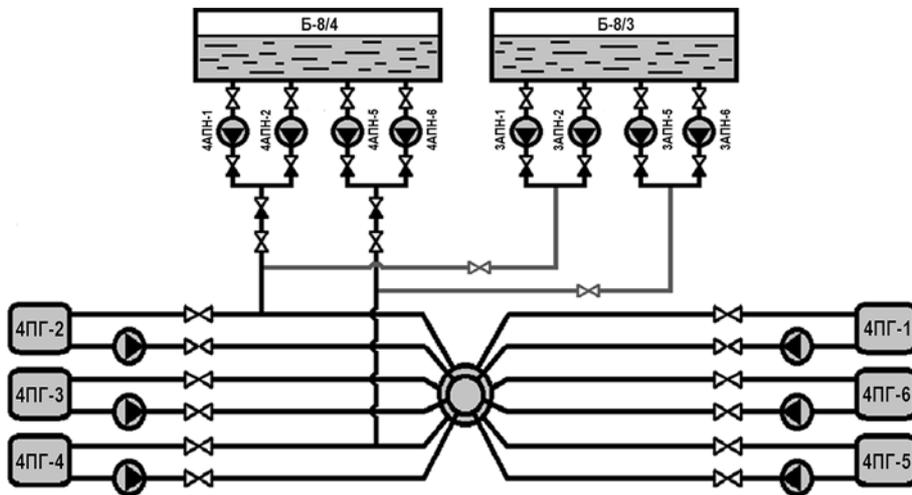


Рис. 2. Система аварийной подпитки первого контура высокого давления (СА03 ВД) в составе насосов 4АПН 1,2,5,6 и дополнительных насосов 3АПН-1,2,5,6

Существующие насосные агрегаты 3АПН-3,4 переведены в средства управления запроектными авариями (ЗПА). Использование этих насосных агрегатов предполагается для выполнения функций безопасности (охлаждение активной зоны) в случае экстремальных внешних воздействий, вызывающих отказ существующих проектных средств (резервирование 3,4АПН-1, 2, 5, 6).

Расчетные оценки, выполненные ОКБ «Гидропресс, для аварии с исходным событием «Разрыв ГЦТ Ду = 500 мм» показывают неперевышение температуры 800°С для оболочек твэлов, т.е. разгерметизации исходно герметичных твэлов в данной аварии не прогнозируется.

### СИСТЕМА АВАРИЙНОЙ ПОДПИТКИ ПЕРВОГО КОНТУРА НИЗКОГО ДАВЛЕНИЯ

Система спроектирована как аварийная с учетом принципа единичного и независимого отказа и обеспечивает подачу раствора борной кислоты из баков Б-8/3, 4 во всех режимах проектных аварий, связанных с течью первого контура. Система аварийного охлаждения активной зоны (пассивная СА03) образована путем уста-

новки четырех гидроаккумуляторов (два канала по две гидроемкости СА03) и система охлаждения активной зоны низкого давления (СА03 НД) с использованием вновь смонтированных насосов аварийной подпитки первого контура низкого давления АРН-1, 2, 3 (три канала по одному насосу в каждом) (рис. 3).

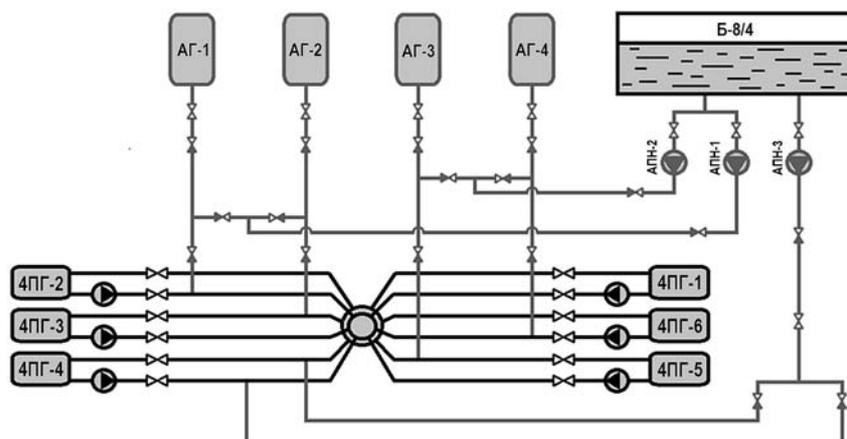


Рис. 3. Пассивная система охлаждения активной зоны гидроемкости СА03 и система подпитки низкого давления в составе насосов АРН-1,2,3 (СА03 НД)

### СПРИНКЛЕРНАЯ СИСТЕМА И ОБЪЕДИНЕНИЕ ГЕРМЕТИЧНЫХ ПОМЕЩЕНИЙ

После продления срока эксплуатации энергоблока № 4 до 45-ти лет герметичное ограждение в результате модернизации было оснащено струйно-вихревым конденсатором 4СВК, что позволило увеличить спектр проектных аварий до события, связанного с разрывом трубопровода Ду = 100 мм. Однако экспертная оценка показала, что протекание аварии, связанной с гильотинным разрывом ГЦТ (Ду = 500 мм) приведет к превышению максимального проектного давления в ГО.

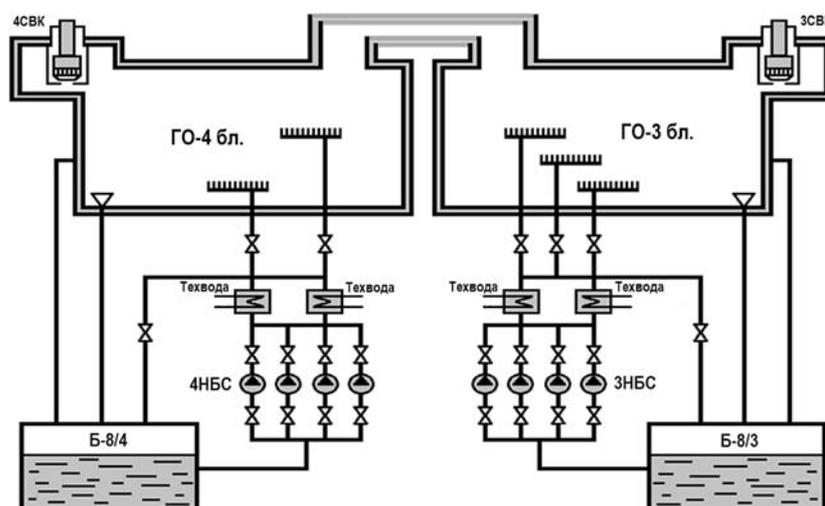


Рис. 4. Объединенные герметичные помещения энергоблоков № 3, 4. Спринклерная система энергоблока № 4 с насосами 4НБС-1,2,3,4 и с насосами 3НБС-1,2,3,4 энергоблока № 3

С целью снижения давления в случае гипотетической аварии было выполнено объединение герметичных помещений двух блоков путем реализации перемычки в виде

трех стальных трубопроводов связи  $D_u = 1620$  мм общей площадью для прохождения газового потока  $S = 6,18 \text{ м}^2$ . При этом были учтены все требования современной нормативной документации, обеспечен полный расход газовой среды через стальные трубопроводы связи при проектной аварии. в том числе на соответствие нормам сейсмостойкости (рис. 4). Кроме того, использование двух СВК (ЗСВК и 4СВК) и одновременной работы спринклерной системы объединенных ГО третьего и четвертого блоков при аварии также повышают уровень безопасности энергоблока № 4 за счет неперевышения установленных критериев по радиологическим последствиям и обеспечивают целостность герметичного ограждения реакторной установки.

Спринклерная система выполняет функцию поддержания температуры борного раствора в баке Б-8/3,4 в диапазоне от 55 до 65°C во всех режимах, когда может потребоваться аварийная подпитка реактора из бака Б-8/3, 4.

### **ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТИ ПРОДЛЕНИЯ СРОКА СЛУЖБЫ ОСНОВНОГО НЕЗАМЕНЯЕМОГО ОБОРУДОВАНИЯ**

**Корпус реактора.** Для принятия решения о повторной модернизации энергоблока № 4 одним из основных был вопрос правильной и полной оценки работоспособности корпуса реактора, подверженного жесткому радиационному воздействию в процессе работы.

Оценки флюенса нейтронов на стенки корпуса реактора, выполненные специалистами ОКБ «Гидропресс», показали следующее:

- для сварного шва № 4 корпуса реактора энергоблока № 4 НВОАЭС после восстановительного отжига (1991 г.) зависимость радиационного охрупчивания определена до флюенса нейтронов  $\Phi = 1.6 \cdot 10^{20}$  нейтрон/см<sup>2</sup> (с момента отжига), что достигается за 55 лет работы реактора, т.е. в 2027 г.;

- для основного металла корпуса реактора зависимость радиационного охрупчивания определена до флюенса нейтронов  $\Phi = 3 \cdot 10^{20}$  нейтрон/см<sup>2</sup> (значение флюенса, до которого аттестована сталь 15Х2МФА), что достигается через 50 лет работы реактора, т.е. в 2022г.

Основным фактором определения ресурса корпуса реактора является его обоснование на сопротивление к хрупкому разрушению (СХР) [8, 11]. В обеспечение этого ранее были выполнены следующие мероприятия:

- установка на периферии активной зоны кассет с «малой» утечкой нейтронов для снижения флюенса нейтронов на основной металл и металл сварного шва № 4;
- введены блокировки по реализации защиты реактора от «захолаживания» в авариях с разрывом паропроводов второго контура;
- выполнен отжиг металла сварного шва № 4 в ППР-91.

Для продления срока эксплуатации корпуса реактора энергоблока № 4 НВОАЭС сверх 45-ти лет был проведен второй восстановительный отжиг при температуре  $475 \pm 15^\circ\text{C}$  в течение 150-ти часов. При обосновании возможности продления срока службы корпуса реактора энергоблока № 4 НВОАЭС свыше 45-ти лет учитывалось восстановление свойств металла в зонах гарантированного отжига (при температуре  $475 \pm 15^\circ\text{C}$ ) и градиента температур (420 – 460°C). Новизной и отличительной особенностью второго с начала эксплуатации отжига корпуса реактора энергоблока № 4 НВОАЭС является то, что помимо сварного шва № 4 отжигу была подвергнута обечайка активной зоны с обеспечением общей зоны отжига 2340 мм (от 282 мм ниже оси сварного шва до 2058 мм выше оси сварного шва № 4). Решение о расширении зоны отжига было принято в связи с тем, что флюенс, который может быть накоплен за время эксплуатации до 60-ти лет на обечайке активной зоны, превысит значение  $3,0 \cdot 10^{24} \text{ м}^{-2}$  ( $E > 0,5$  МэВ), до которого обоснована работоспособность стали

15Х2МФА. После проведения повторного отжига корпуса реактора получены положительные результаты по продлению срока эксплуатации корпуса реактора до 60-ти лет и определены гарантированные значения прочностных свойств и критической температуры хрупкости для металла корпуса реактора, в первую очередь для металла сварного шва № 4 как наиболее критичного элемента реакторной установки по критерию хрупкого разрушения [11, 12].

Наибольшую опасность с точки зрения сопротивления хрупкому разрушению корпуса реактора представляют аварийные режимы со срабатыванием СА03, они являются определяющими в части целостности и ресурса КР. Сварные швы № 4, 5 и верхняя обечайка являются наиболее опасными (определяющими) элементами облучаемой части корпуса реактора с позиций сопротивления хрупкому разрушению. Зона патрубков является определяющим элементом необлучаемой части корпуса реактора в части сопротивления хрупкому разрушению. Поэтому в процессе модернизации реализован подогрев воды в гидроемкостях системы СА03. Поддержание температуры воды в СА03 не ниже 55°С уменьшит температурные воздействия на цилиндрическую часть корпуса реактора при срабатывании системы в аварийных ситуациях.

Из результатов расчета 179-Р-260 «Анализ радиационного ресурса корпуса реактора блока № 4 НВОАЭС» следует, что радиационный ресурс корпуса реактора обеспечивается до окончания проектного срока службы [13].

Анализ опыта эксплуатации деталей узла уплотнения главного разъема и других внутрикорпусных устройств показал высокий уровень надежности. Не выявлено отказов, которые бы привели к остановке РУ в процессе эксплуатации. Ресурс эксплуатации корпуса реактора и внутрикорпусных устройств долговечнее проектного срока с учетом выполнения мероприятий в части обеспечения радиационного ресурса корпуса реактора сверх проектного срока эксплуатации, включая проведение отжига металла сварного шва № 4 и основного металла верхней и средней обечаек в ППР-2018.

**Парогенераторы** блока № 4 НВОАЭС эксплуатируются с 1972 г. Анализ опыта их эксплуатации позволяет сделать вывод о высоком уровне надежности парогенераторов: не выявлено отказов, имеющих систематический характер, которые свидетельствовали бы о низком качестве изготовления или монтажа оборудования, его значительном износе или наличии проблем с техническим обслуживанием и действиями персонала при эксплуатации.

Таблица 2

**Состояние парогенераторов энергоблока № 4**

Параметр	Парогенератор					
	ПГ-1	ПГ-2	ПГ-3	ПГ-4	ПГ-5	ПГ-6
Количество заглушенных труб, штук	117	111	61	128	169	205
Количество заглушенных труб, %	2,11	2,00	1,10	2,31	3,05	3,70

Состояние теплообменных трубок обеспечивает работоспособность ПГ на планируемый срок в 60 лет при соблюдении требований инструкции по эксплуатации ПГ и, в частности, по поддержанию водно-химического режима второго контура [14].

В обоснование прочности элементов ПГ выполнены расчеты для расширенного перечня режимов, включающего в себя как режимы с НУЭ, ННУЭ и АС, так и новый перечень режимов для новой конфигурации энергоблока. Выполненные расчеты доказали, что геометрические размеры основных элементов парогенератора не превышают принятых в конструкции, а величины напряжений от внутреннего давления

и других нагрузок в рассчитываемых элементах не превышают допустимых [15,16].

Результаты расчета статической и циклической прочности элементов ПГ показали, что все элементы удовлетворяют требованиям [17] во всем спектре режимов для безопасной эксплуатации на 60 лет.

Общее техническое состояние парогенераторов энергоблока № 4 НВОАЭС, основного металла и металла теплообменных трубок, а также количество заглушенных трубок в каждом парогенераторе (табл. 2) допускают дальнейшую эксплуатацию и срок службы до 29.12.2032 года.

Количество заглушенных труб в парогенераторах не превышает 5% от общего количества теплообменных труб ПГ.

**Состояние твэлов и активной зоны при максимальной проектной аварии.** Результаты теплогидравлического анализа для аварии с исходным событием «Разрыв ГЦТ Ду = 500 мм», выполненного для энергоблока № 4 НВОАЭС, показывают превышение температуры 800°C оболочек твэлов. Изменение параметров теплоносителя в реакторе и условия эксплуатации твэлов в течение рассматриваемой аварии можно считать качественно совпадающими с протеканием аналогичной аварии для РУ ВВЭР-440 проекта В-213, что позволяет также подтвердить отсутствие пластической деформации оболочек твэлов.

Таким образом, показано, что современная конфигурация систем безопасности позволяет обеспечить охлаждение активной зоны в рассмотренном исходном событии. Для расширения спектра проектных аварий вплоть до разрыва ГЦТ Ду = 500 мм кроме модернизации системы аварийной подпитки, описанной выше, необходимо обеспечить целостность существующего четвертого физического барьера—ГО РУ и отвод тепла конечному поглотителю. Эта цель достигнута путем объединения герметичных помещений третьего и четвертого блоков. При этом ограничение давления в ГО РУ в начальной стадии аварии с разрывом ГЦТ обеспечивается не только путем увеличения объема ГО, но и работой двух СВК. На последующих стадиях конденсация пара в герметичных помещениях и отвод тепла происходят при работе спринклерных систем энергоблоков № 3, 4.

**Обоснование сейсмостойкости оборудования и трубопроводов реакторной установки.** При первоначальном продлении срока службы РУ для энергоблоков № 3, 4 НВОАЭС расчеты по проверке сейсмостойкости оборудования и трубопроводов не проводились, так как интенсивность максимального расчетного землетрясения для площадки НВОАЭС оценивалась на тот момент равной 4.5 балла по шкале MSK-64. Для подобного уровня сейсмических воздействий проверку сейсмостойкости допускается не проводить в соответствии с нормами расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок [11].

Опыт продления срока службы РУ энергоблока № 5 НВОАЭС показал, что на современном этапе Ростехнадзор требует обоснования сейсмостойкости независимо от местоположения площадки. Поскольку район размещения НВОАЭС не относится к сейсмоактивному, качество работы сети мониторинга может быть оценено по ее возможности регистрировать местные промышленные взрывы и землетрясения из удаленных сейсмических зон.

Расчетные воздействия для проверочных оценок сейсмостойкости объектов энергоблока № 4 (интенсивность V баллов по шкале MSK-64, ускорение 0,036 g, соответствующие спектры реакции и акселерограммы) определены детерминистским (сценарным) методом и с консерватизмом приписаны воздействиям уровня МРЗ (максимальное расчетное землетрясение).

Точно также, из-за невозможности выполнения полноценного вероятностного анализа сейсмической опасности для площадки НВОАЭС сейсмические воздействия

уровня ПЗ предлагаются в терминах интенсивности – на 1 балл меньше (IV балла по шкале MSK-64), в терминах ускорения – в два раза ниже (0,018 g).

### **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Анализ протекания проектных аварий показывает, что при возникновении на энергоблоке № 4 любых исходных событий проектных аварий приемочные критерии, а соответственно, и проектные пределы, принятые для проектных аварий, не нарушаются. В соответствии с основными положениями «Концепции повторного продления срока эксплуатации энергоблока 4 Нововоронежской АЭС НВОАЭС4 КНЦ-265К(04-08)2012, АО «Концерн Росэнергоатом», 2012 год» были достигнуты следующие цели:

- повышение уровня безопасности путем расширения спектра проектных аварий вплоть до разрыва Ду = 500 мм;
- повышение устойчивости блоков к экстремальным внешним воздействиям природного и техногенного характера;
- обоснование возможности повторного продления срока эксплуатации незаменимого оборудования реакторной установки, включая корпус реактора;
- обеспечение экономической эффективности ПСЭ.

За счет проведения комплексной модернизации повышен уровень безопасности блока № 4 НВОАЭС путем расширения спектра проектных аварий вплоть до разрыва главного циркуляционного трубопровода Ду = 500 мм. Для достижения указанной цели реализовано более 40 мероприятий, в том числе таких как внедрение резервного щита управления, замена управляющих систем безопасности на современные и т.д.

После проведенной модернизации активные системы соответствуют требованиям выполнения принципа единичного отказа и принципа независимости согласно [18], повышена защита от отказов систем по общей причине. Тем самым требования пп. 3.4.2.1, 3.4.2.7 [18], п. 38 [19] выполняются.

По результатам выполненного ВАБ (вероятностный анализ безопасности) можно сделать вывод о том, что частота предельного аварийного выброса не превышает  $4,0 \cdot 10^{-7}$  1/год. В соответствии с [18] в качестве целевого ориентира вероятностного показателя безопасности рассматривается суммарная вероятность большого аварийного выброса для одного блока АЭС, равная  $1,0 \cdot 10^{-7}$  на интервале в один год.

Полученные оценки близки к целевому ориентиру и свидетельствуют, что проект блока № 4 Нововоронежской АЭС с учетом мероприятий по модернизации удовлетворяет самым современным требованиям, предъявляемым к обеспечению безопасности населения при расширении спектра проектных аварий, повышена его устойчивость к любым внешним воздействиям природного и техногенного характера, заявленным в Концепции повторного продления энергоблока № 4 НВОАЭС.

### **Литература**

1. Полувековое обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР в России и за рубежом. / Сборник докладов. – Нововоронежская АЭС, 2014. – 521 с.
2. Овчинников Ф.Я., Семенов В.В. Эксплуатационные режимы водо-водяных энергетических реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1988. – 359 с.
3. НП-096-15. Требования к управлению ресурсом оборудования и трубопроводов атомных станций. Основные положения. – М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2015. – 19 с.
4. Гурович Б.А., Кулешов Е.А., Николаев Ю.А., Штромбах Я.И. Оценка относительного вклада различных механизмов в радиационное охрупчивание материалов корпусов реакторов. Препринт ИАЭ-6025/11. – М.: РНЦ КИ, 1997. – 107 с.
5. Алексеенко Н.Н., Амаев А.Д., Горынин И.В., Николаев В.А. Радиационное охрупчивание стали корпусов водо-водяных реакторов. – М.: Энергоиздат, 1981. – 191 с.
6. Амаев А.Д., Крюков А.М., Неклюдов И.М., Паршин А.М., Платонов П.А., Тихонов А.Н.,

- Хлопкин Н.С., Штромбах Я.И.* Радиационная повреждаемость и работоспособность конструкционных материалов. – С-Пб.: Политехника, 1997. – 312 с.
7. *Штромбах Я.И., Платонов П.А., Брак Д.Ю., Николаев Ю.А.* Обоснование прочности и ресурса корпусов реакторов. // Ежемесячный журнал по атомной энергии России «Росэнергоатом». – 2006. – № 7. – С. 58-59.
8. *Ерак Д.Ю.* Материаловедческое обоснование эксплуатации корпусов реакторов ВВЭР за пределами проектного срока службы. Дисс. д-ра техн. наук. – Москва, 2013. – 229 с.
9. *Асмолов В.Г., Поваров В.П., Витковский С.Л., Беркович В.Я., Четвериков А.Е., Мозуль И.А., Семченков Ю.М., Суслов А.И.* Концепция продления срока эксплуатации энергоблоков с ВВЭР-440 Нововоронежской АЭС. // Теплоэнергетика. – 2014. – № 2. – С. 16-25.
10. НП-017-18. Основные требования к продлению срока эксплуатации блока атомной станции. – М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2018. – 21 с.
11. ПНАЭ Г-7-002-86. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 525 с.
12. РД ЭО 0421-02. Методика прогноза прочностных характеристик материала корпуса реактора при дооблучении. – М.: Росэнергоатом, 2012. – 7 с.
13. МТ 1.1.4.02.1204-2017. Расчет на сопротивление хрупкому разрушению корпусов реакторов ВВЭР-440 (В-179, В-230) с учетом их отжига при продлении срока эксплуатации до 60 лет. / Методика. – М.: АО «Концерн Росэнергоатом», 2017. – 38 с.
14. *Маргулова Т.Х., Мартынова О.Н.* Водные режимы тепловых и атомных электростанций. – М.: Высшая школа, 1987. – 318 с.
15. *Карзов Г.П., Марголин Б.З., Швецова В.А.* Физико-механическое моделирование процессов разрушения. – С-Пб.: Политехника, 1993. – 391 с.
16. *Кутепов А.М.* Гидродинамика и теплообмен при парообразовании. – М.: Энергоиздат, 1986. – 448 с.
17. МТ 1.1.4.02.1205-2017. Расчет корпусов парогенераторов реакторных установок ВВЭР-440 (В-179, В-230, В-213) на сопротивление хрупкому разрушению при продлении срока эксплуатации до 60 лет. / Методика. – М.: АО «Концерн Росэнергоатом», 2017. – 41 с.
18. НП-001-15. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. – М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2016. – 57 с.
19. НП-026-16. Требования к управляющим системам, важным для безопасности атомных станций. – М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2016. – 30 с.

Поступила в редакцию 22.03.2019 г

#### **Авторы**

Поваров Владимир Петрович, директор, канд. техн. наук  
E-mail: povarovvp@nvnpp1.rosenergoatom.ru

Федоров Анатолий Иванович, первый заместитель главного инженера по эксплуатации  
E-mail: fedorovai@nvnpp1.rosenergoatom.ru

Витковский Сергей Леонидович, и.о. главного инженера  
E-mail: vitkovskysl@nvnpp1.rosenergoatom.ru

UDC 621.039

## **SOME ASPECTS OF THE RE-EXTENSION OF THE REACTOR PLANT LIFE WITH VVER-440 ON THE EXAMPLE OF NOVovorONEZH NPP UNIT 4**

Povarov V.P., Fedorov A. I., Vitkovsky S.L.

Branch of «Concern Rosenergoatom», Novovoronezh nuclear power plant  
1 Industrial zone Yuzhnnaya, Novovoronezh, Voronezh reg., 1396072 Russia

### ABSTRACT

The re-modernization of power Unit No. 4 of Novovoronezh NPP with the purpose of its further safe operation proved the possibility of a new approach to the extension of the resource characteristics and significantly increases the possibility of operation of reactor plants VVER-440. In the present article, the authors analyze the existing problems of the power unit with VVER-440 (B-179), show possible ways to solve the identified shortcomings, as well as the final state of the updated power unit, in particular, a significant expansion of the range of design accidents to the maximum possible associated with the rupture of the main circulation pipelines (GTP) (DN = 500 mm). In addition, a unique experience in the use of safety systems of Unit No. 3, decommissioned, to improve the reliability and additional redundancy of security systems of Unit No. 4. In particular, the activities within the modernization framework had allowed to expand significantly the spectrum of the design basis accidents with the primary coolant leak with a nominal diameter of 100 mm to the maximum possible, associated with the break of the Main Circulation Pipeline (MCP) (DN 500 mm). In addition, a unique experience was gained in applying the safety systems of power Unit No. 3, which was finally shutdown to be prepared for decommissioning, to increase reliability and to provide additional redundancy for safety systems of the Unit No. 4.

The results of the activities performed have demonstrated the correctness of the adopted concept of re-extending the service life of Unit No.4 and ensured the Unit compliance with up-to-date safety requirements in nuclear power engineering including, from the point of view of safety impact by the first-level probabilistic safety analysis model (PSA-1) for internal initiating events.

**Key words:** re-extension of service life, VVER-440, V-179, fluence, radiation embrittlement, safety systems, annealing of the reactor vessel.

### REFERENCES

1. *Half a century of ensuring the safety of nuclear power plants with VVER in Russia and abroad.* Collection of reports. Novovoronezh NPP Publ., 2014, 521 p. (in Russian).
2. Ovchinnikov F.Ya., Semenov V.V. *Operational regimes of water-water energy reactors.* Moscow. Energoatomizdat Publ., 1988, 359 p. (in Russian).
3. NP-096-15. *Requirements for managing the life of equipment and pipelines of nuclear power plants. The main provisions.* Moscow. FBU «NTTs YaRB» Publ., 2015, 19 p. (in Russian).
4. Gurovich B.A., Kuleshov E.A., Nikolaev Yu.A., Shtrombakh Ya.I. *An assessment of the relative contribution of various mechanisms to the radiation embrittlement of reactor vessel materials.* Preprint IAE-6025/11. Moscow. RNTs KI Publ., 1997, 107 p. (in Russian).
5. Alekseenko N.N., Amaev A.D., Gorynin I.V., Nikolaev V.A. *Radiation embrittlement of steel bodies of water-water reactors.* Moscow. Energoizdat Publ., 1981, 191 p. (in Russian).
6. Amaev A.D., Kryukov A.M., Neklyudov I.M., Parshin A.M., Platonov P.A., Tikhonov A.N., Khlopkin N.S., Shtrombakh Ya.I. *Radiation damageability and performance of*

- structural materials*. St. Petersburg. Politekhnik Publ., 1997, 312 p. (in Russian).
7. Shtrombakh Ya.I., Platonov P.A., Brak D.Yu., Nikolaev Yu.A. Justification of the strength and service life of reactor vessels. *Rosenergoatom* (the monthly magazine for atomic energy of Russia). 2006, no. 7, pp. 58-59 (in Russian).
  8. Erak D.Yu. *Material substantiation of the operation of VVER reactors outside the design service life*. Diss. Dr. techn. Sci. Moscow 2013, 229 p. (in Russian).
  9. Asmolov V.G., Povarov V.P., Vitkovsky S.L., Berkovich V.Ya., Chetverikov A.E., Mozul I.A., Semchenkov Yu.M., Suslov A.I. The concept of extending the life of power units with a VVER-440 Novovoronezh NPP. *Teploenergetika*. 2014, no. 2, pp. 16-25 (in Russian).
  10. NP-017-18. *Basic requirements for extending the life of a nuclear power unit*. Moscow. FBU «NTTs YaRB» Publ., 2018, 21 p. (in Russian).
  11. PNAE G-7-002-86. *Standards for calculating the strength of equipment and pipelines of nuclear power plants*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1989, 525 p. (in Russian).
  12. RD EO 0421-02. *Methods for predicting the strength characteristics of the material of the reactor vessel during irradiation*. Moscow. Rosenergoatom Publ., 2012, 7 p. (in Russian).
  13. MT 1.1.4.02.1204-2017. *Calculation of the resistance to brittle fracture of the WWER-440 (V-179, B-230) reactor shells, taking into account their annealing when extending the service life to 60 years*. The technique. Moscow. AO «Kontsern Rosenergoatom» Publ., 2017, 38 p. (in Russian).
  14. Margulova T.Kh., Martynova O.N. *Water regimes of thermal and nuclear power plants*. Moscow. Vysshaya Shkola Publ., 1987, 318 p. (in Russian).
  15. Karzov G.P., Margolin B.Z., Shvetsova V.A. *Physical and mechanical modeling of destruction processes*. St. Petersburg. Politekhnik Publ., 1993, 391 p. (in Russian).
  16. Kutepov A.M. *Hydrodynamics and heat transfer during vaporization*. Moscow. Energoizdat Publ., 1986, 448 p. (in Russian).
  17. MT 1.1.4.02.1205-2017. *Calculation of buildings of steam generators of VVER-440 reactor installations (B-179, B-230, B-213) for resistance to brittle fracture when extending the service life to 60 years*. The technique. Moscow. AO «Kontsern Rosenergoatom» Publ., 2017, 41 p. (in Russian).
  18. NP-001-15. *General provisions for the safety of nuclear power plants*. Moscow. FBU «NTTs YaRB» Publ., 2016, 57 p. (in Russian).
  19. NP-026-16. *Requirements for control systems important for the safety of nuclear power plants*. Moscow. FBU «NTTs YaRB» Publ., 2016, 30 p. (in Russian).

#### Authors

Povarov Vladimir Petrovich, Director, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: povarovvp@nvnpp1.rosenergoatom.ru

Fedorov Anatoly Ivanovich, First Deputy Chief Operating Engineer

E-mail: fedorovai@nvnpp1.rosenergoatom.ru

Vitkovsky Sergey Leonidovich, Acting Chief Engineer

E-mail: vitkovskysl@nvnpp1.rosenergoatom.ru