

## Подходы к обоснованию продления срока эксплуатации реактора типа БН

Б. А. Васильев<sup>а</sup>, О. Ю. Виленский<sup>а</sup>, В. Б. Кайдалов<sup>а</sup>, Б. З. Марголин<sup>б</sup>,  
А. Г. Гуленко<sup>б</sup>, И. П. Курсевич<sup>б</sup>

<sup>а</sup> ОАО “ОКБМ Африкантов”, Нижний Новгород, Россия

<sup>б</sup> ФГУП ЦНИИ КМ “Прометей”, Санкт-Петербург, Россия

*Описаны работы по определению нормативно-методических подходов к обоснованию продления срока эксплуатации реактора типа БН.*

**Ключевые слова:** реактор типа БН, ползучесть, усталость, поток нейтронов.

**Введение.** Принципиальная особенность работы реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем по сравнению с реакторами других типов заключается в воздействии на конструкционные материалы незаменимых элементов повышенных температур (550...600°С) и интенсивного потока быстрых нейтронов (до  $\sim 2 \cdot 10^{21}$  нейтр/(см<sup>2</sup> · год) с энергией  $E > 0,1$  МэВ). При указанных условиях основными механизмами повреждения материала элементов реактора являются ползучесть, усталость, а также их взаимодействие. Под воздействием интенсивного потока нейтронов происходит значительное охрупчивание аустенитных сталей, используемых в качестве конструкционных материалов в реакторах типа БН. Дополнительным нагружающим фактором на элементы такого типа реакторов кроме термомеханической нагрузки является неравномерное распухание материала под воздействием облучения высокими дозами. Это вызывает существенное формоизменение отдельных элементов, что в предельном случае может привести к нарушению их нормального функционирования. Следует также отметить, что большинство основных элементов реактора труднодоступны для контроля неразрушающими методами на предмет наличия в них дефектов. Поэтому при продлении срока службы реактора необходимо учитывать возможное наличие в этих элементах дефектов технологического и эксплуатационного происхождения.

С учетом изложенного при обосновании продления срока эксплуатации реактора БН-600 до 45 лет был проведен комплекс методических и материаловедческих работ, направленных на разработку процедур и методов расчета прочности и долговечности элементов конструкций с дефектами, подверженных воздействию высоких температур и интенсивного облучения, а также на получение эксплуатационных характеристик конструкционного материала с учетом их деградации под влиянием высоких температур на базе не менее  $3 \cdot 10^5$  ч и нейтронного облучения.

**1. Условия эксплуатационного нагружения незаменимых “критических” элементов реактора БН-600.** Реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем БН-600 был введен в эксплуатацию в апреле 1980 года

в составе энергоблока № 3 Белоярской АЭС. В настоящее время это единственный действующий энергетический реактор такого типа не только в России, но и в мире. Установленный проектом срок эксплуатации энергоблока № 3 с реактором БН-600 (30 лет) истек в 2010 году.

С учетом этого была определена актуальность задачи продления проектного срока эксплуатации энергоблока с реактором БН-600, а положительный опыт его эксплуатации в течение длительного срока и удовлетворительное техническое состояние основного оборудования, по сути, создали предпосылки для ее успешного решения.

Возможность эксплуатации энергоблока за пределами срока, установленного проектом, в основном определяется эксплуатационными характеристиками незаменимого оборудования. Незаменяемые “критические” элементы реактора БН-600 приведены на рис. 1.

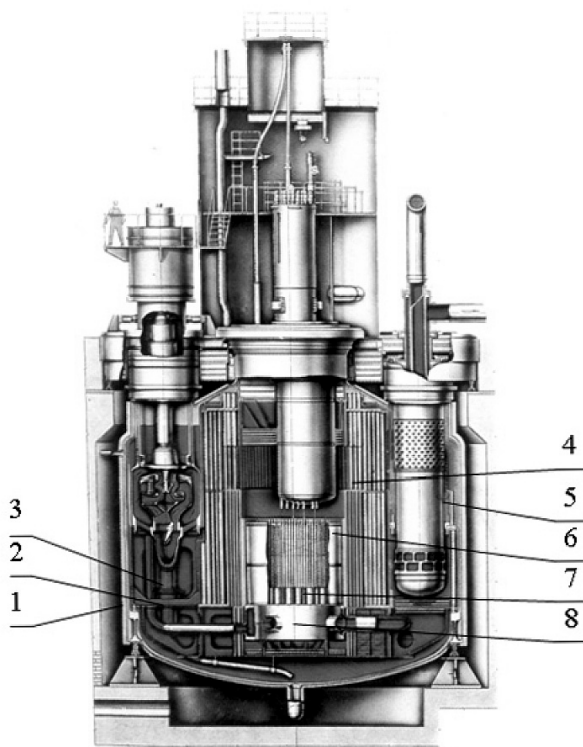


Рис. 1. Незаменяемые “критические” элементы реактора БН-600: 1 – корпус; 2 – опорный пояс; 3 – блок напорного трубопровода; 4 – трубы боковой защиты (область перелива); 5 – опора теплообменника; 6 – подпорка; 7 – коллекторы; 8 – напорная камера.

С точки зрения радиационного повреждения в наиболее неблагоприятных условиях находятся конструкции, расположенные в непосредственной близости от активной зоны (а.з), т.е. подпорка (для сборок а.з) и коллекторы. Кроме высоких уровней температур (до  $530^{\circ}\text{C}$ ) и их перепадов по высоте и толщине верхней несущей обечайки подпорки данная конструкция подвергается наиболее интенсивному нейтронному облучению (до  $\sim 10^{23}$  нейтр/см<sup>2</sup> с  $E > 0,1$  МэВ за 45 лет), существенно меняющемуся по высоте и окружности обечайки. Максимальные уровни нейтронного облучения и температур на

коллекторах (до  $\sim 10^{22}$  нейтр/см<sup>2</sup> с  $E > 0,1$  МэВ за 45 лет эксплуатации и 385°С) существенно ниже, чем в подпорке.

Опоры теплообменников и трубы боковой защиты (в области перелива натрия) работают при повышенных температурах (до 540°С) и температурных пульсациях.

Корпус реактора подвержен облучению сравнительно низкими дозами при температурах не выше 450°С; основными нагружающими факторами в этом случае являются механические нагрузки и температурные градиенты. Избыточное давление в корпусе реактора сравнительно небольшое (не более 0,14 МПа).

Напорная камера и блок напорного трубопровода эксплуатируются под давлением 0,8 МПа при уровне температур до 380°С в условиях циклического нагружения и температурных пульсаций (в напорной камере).

Число циклов теплосмен было принято равным 230 в переходных режимах и при срабатывании быстрой аварийной защиты с учетом фактических данных, учитываемых в обосновании работоспособности оборудования реакторной установки (РУ) БН-600 при продлении ее эксплуатации до 45 лет.

**2. Результаты материаловедческих исследований для обоснования продления срока эксплуатации незаменимых элементов реактора БН-600.** Основным конструкционным материалом, используемым при изготовлении незаменимых элементов реактора БН-600, является нержавеющая аустенитная сталь типа X18H9.

На основе исследований, проведенных на деталях реакторов БР-10 и БОР-60, пакете-имитаторе реактора БН-600, а также в результате обобщения известных из литературных источников данных по механическим свойствам зарубежных аустенитных сталей типа 304 были получены расчетные температурно-дозовые зависимости, характеризующие механические свойства сталей типа X18H9 и их сварных швов до флюенсов нейтронов  $\sim 10^{23}$  нейтр/см<sup>2</sup>, температур облучения и испытания от 20 до 650°С (предел текучести, предел прочности, критическая деформация разрушения, а также истинные диаграммы пластического деформирования).

Учитывая данные, приведенные в литературных источниках по характеристикам радиационного распухания зарубежных сталей типа 304, а также полученные в результате дополнительных исследований радиационного распухания металла в реакторе БН-600, была сформирована экспериментальная база данных по распуханию сталей типа X18H9 при различных флюенсах и температурах облучения, включающая более 500 экспериментальных точек. Эти данные послужили основой для исследования физических механизмов и главных факторов, влияющих на распухание аустенитных нержавеющих сталей (повреждающая доза, или флюенс нейтронов, температура облучения, скорость повреждений, напряжение, пластическая деформация).

В рамках этапа исследований ползучести и длительной прочности проведено обобщение данных по ползучести, длительной прочности и пластичности аустенитных материалов в исходном состоянии и сформулированы уравнения ползучести с учетом нейтронного облучения при различных температурах. Показано, что при температурах  $T < 500^\circ\text{C}$  основной вклад в

общую ползучесть вносит радиационная составляющая ползучести, которая линейно зависит от скорости свободного распухания  $\dot{S}_0$ , флюкса нейтронов  $\Phi$ , напряжения  $\sigma_{eq}$  и слабо зависит от температуры  $T$ :

$$\xi_{eq}^c(\Phi, \sigma_{eq}) = (B\Phi + D\dot{S}_0)\sigma_{eq}, \quad (1)$$

где  $B$  и  $D$  – константы материала.

При температуре выше  $500^\circ\text{C}$  вклад в общую ползучесть начинает вносить термоактивированная составляющая, и зависимость от напряжений становится нелинейной. На основании экспериментальных данных определены параметры уравнений ползучести при воздействии нейтронного потока на материал.

На базе сформулированных уравнений ползучести и разработанной физико-механической модели, описывающей межзеренное разрушение материалов, спрогнозированы нормативные кривые длительной прочности аустенитных материалов при различных температурах ( $T = 450\dots 650^\circ\text{C}$ ) как в исходном состоянии, так и при нейтронном облучении до  $\Phi = 10^{14}$  нейтр/(см<sup>2</sup> · с) ( $E > 0,1$  МэВ) с учетом параметров жесткости напряженного состояния.

В рамках выполненных исследований разработан и верифицирован метод прогнозирования сопротивления материала разрушению при циклическом нагружении. Данный метод согласуется с основными рекомендациями отраслевых норм расчета на прочность ПНАЭ Г-7-002-86 [1], но значительно расширяет возможности прогноза. Так, его использование позволяет учитывать влияние скорости деформирования, флюкса нейтронов и деградации свойств материала за счет облучения и термического старения на усталостную прочность.

В результате экспериментальных исследований кинетики трещин в облученных аустенитных материалах реакторов типа БН, включая испытания металла, сформирована база данных и предложены зависимости для расчета скорости роста усталостной трещины в аустенитных сталях при различных температурах и дозах облучения.

Для прогнозирования скорости роста трещины в условиях ползучести и нейтронного облучения предложен инженерный метод, который базируется на физико-механической модели межзеренного разрушения:

$$\left(\frac{dl}{dt}\right)_{\text{обл}} = A_r (C^*)^{n_r} \omega_1 \omega_2, \quad (2)$$

где  $A_r$ ,  $n_r$  – константы материала;  $\omega_1(\Phi, T)$  – параметр, увеличивающий скорость роста трещины за счет скорости облучения (флюкса нейтронов  $\Phi$ );  $\omega_2(F, T)$  – параметр, увеличивающий скорость роста трещины при ползучести за счет уровня облучения (флюенса нейтронов  $F$ ).

С помощью модели вязкого разрушения, основанной на деформационном критерии, получены также прогнозные зависимости вязкости разрушения (трещиностойкости) аустенитных сталей  $J_c$  от флюенса нейтронов, температуры облучения и текущей температуры.

Перечисленные выше результаты материаловедческих исследований вошли в приложения нормативного руководящего документа [2], одобренного Ростехнадзором и введенного в действие в 2007 году.

**3. Методические положения по обоснованию работоспособности незаменяемых элементов реакторов типа БН при продлении срока эксплуатации.** По результатам исследований условий эксплуатации незаменяемых критических элементов реактора БН-600 и предварительных расчетных оценок их напряженного состояния установлены механизмы старения, определяющие работоспособность этих элементов:

радиационно-термическая ползучесть, распухание и охрупчивание вследствие облучения (подпорка сборок а.з);

многоцикловая термоусталость при нестационарной ползучести (опоры теплообменников, трубы боковой защиты);

малоцикловая термоусталость при нестационарной упругопластической деформации (корпус, опорный пояс, напорная камера, блок напорного трубопровода, коллекторы);

развитие возможных исходных или образовавшихся в процессе эксплуатации трещиноподобных дефектов (для всех элементов).

Для анализа прочности и обоснования работоспособности основных элементов реактора типа БН на стадиях эксплуатации и продления назначенного срока службы РУ разработан ряд процедур расчета по различным предельным состояниям:

зарождение трещины при циклическом нагружении по механизму усталости (для элементов с температурой  $T \leq 450^\circ\text{C}$ );

зарождение трещины при длительном статическом и циклическом нагружении при ползучести и усталости (для элементов с температурой  $T > 450^\circ\text{C}$ ). При реализации этого состояния суммарное усталостное повреждение и повреждение за рассматриваемый период эксплуатации в какой-либо зоне элемента находится на или выше билинейной кривой, характеризующей суммарное критическое повреждение  $D_c$ . При этом усталостное повреждение определяется с использованием нормативных кривых усталости, зависящих не только от текущей температуры  $T_i$  и накопленного флюенса нейтронов  $F_i$ , но и от флукса  $\Phi_i$  и средней скорости деформации в цикле  $\xi_i$ ;

достижение трещиноподобным дефектом критического размера, при котором в какой-либо зоне элемента на каком-либо проектном режиме перестают выполняться условия прочности по критерию нестабильного развития трещины или происходит потеря герметичности элементов, представляющих собой сосуды давления и трубопроводы;

достижение предельного формоизменения элемента конструкции, которое за период эксплуатации не достигается, если изменение геометрических размеров элемента меньше допустимых значений, по достижении которых нарушается нормальное функционирование его или соседних с ним элементов. Расчет проводится путем пошагового решения термовязкоупругопластической задачи с учетом радиационного распухания.

Указанные выше методические разработки и расчетные процедуры положены в основу нормативного руководящего документа [2].

**4. Основные результаты обоснования работоспособности критических незаменяемых элементов реактора БН-600 при продлении срока эксплуатации до 45 лет.** Положения разработанного РД [2] использовались при обосновании работоспособности незаменяемых критических элементов реактора БН-600, перечисленных в разд. 1, в течение 45 лет эксплуатации.

На первом этапе выполнялись расчеты пространственных нейтронных и температурных полей в незаменяемых элементах реактора БН-600 с учетом фактической и прогнозируемой модели эксплуатации РУ.

Далее были проведены расчеты напряженно-деформированного состояния (НДС) незаменяемых элементов реактора БН-600 с учетом нелинейного деформирования конструкционного материала и влияния облучения в различных режимах эксплуатации.

Оценки циклической и длительной повреждаемости незаменяемых элементов реактора БН-600, проведенные с использованием нормативных кривых усталости и длительной прочности из РД [2] по результатам анализа НДС, показывают, что в течение 45 лет эксплуатации не исключено зарождение трещин в следующих элементах:

верхняя несущая обечайка подпорки а.з (в зоне повышенных температур под опорами элеваторов);

опоры элеваторов (в основании выреза под направляющую трубу);

опоры теплообменников (в области нижней части входных окон).

В остальных незаменяемых элементах реактора БН-600 расчетная повреждаемость существенно ниже допускаемых значений.

Последующие расчеты роста возможных трещин, зародившихся в процессе эксплуатации, а также постулируемых трещин, развивающихся технологических дефектов в сварных соединениях свидетельствуют о том, что эти трещины не достигают критических размеров в течение 45 лет эксплуатации РУ БН-600.

По условиям нейтронного облучения существенное радиационное распухание прогнозируется для подпорки а.з (флюенс до  $\sim 10^{23}$  нейтр/см<sup>2</sup> с энергией  $E > 0,1$  МэВ). На рис. 2 представлено расчетное формоизменение несущей обечайки подпорки вследствие неравномерного по объему радиационно-термического воздействия после 45 лет эксплуатации. Данные анализа ее формоизменения показывают, что оно не приводит к потере работоспособности связанного с ней оборудования: сборок а.з; элеваторов загрузки-выгрузки и механизма перегрузки.

Таким образом, согласно результатам выполненных исследований работоспособность незаменяемых элементов реактора БН-600 с учетом продлеваемого срока эксплуатации энергоблока № 3 Белоярской АЭС (до 45 лет) можно считать гарантированной.

**5. Основные задачи исследований при обосновании работоспособности оборудования проектируемых реакторов типа БН.** В настоящее время завершены работы по обоснованию 45-летнего проектного срока службы реактора БН-800. В этом реакторе сохраняются основные конструктивные решения реактора БН-600, в том числе конструкция подпорки (после интенсивного облучения ее максимальный флюенс нейтронов за 45 лет на 30% ниже, чем подпорки, используемой в реакторе БН-600). Для ее изготовления

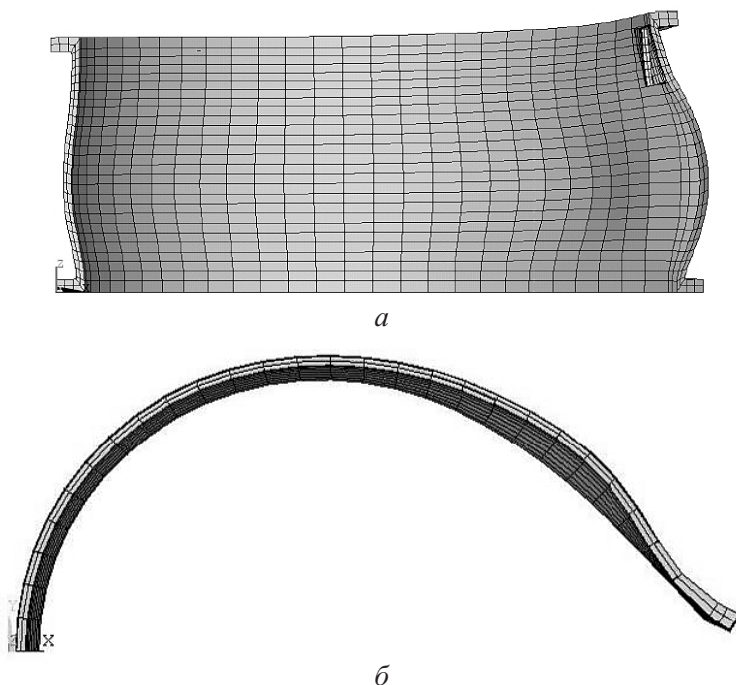


Рис. 2. Формоизменение несущей обечайки подпорки после 45 лет эксплуатации (масштаб перемещений увеличен в 20 раз): *а* – вид сбоку; *б* – вид сверху на сечение максимального распухания.

применена аустенитная сталь 08X16Н11М3, обладающая более радиационно-стабильной устойчивостью по сравнению со сталью типа X18Н9, что в совокупности с несколько меньшим уровнем облучения снижает проблему ее радиационного формоизменения. Выполнен комплекс материаловедческих исследований по определению кратковременных и длительных (на базе не менее  $3,5 \cdot 10^5$  ч) механических характеристик стали 08X16Н11М3 в условиях нелинейного деформирования, зарождения и роста трещин с учетом влияния нейтронного облучения.

В проекте реактора БН-1200 предусматривается обеспечить длительность его эксплуатации до 60 лет ( $\sim 5 \cdot 10^5$  часов эксплуатации). При этом в его конструкции исключено интенсивное облучение подпорки (максимальный флюенс  $\sim 10^{17}$  нейтр/см<sup>2</sup> с энергией  $E > 0,1$  МэВ) и, как следствие, ее радиационное формоизменение. Однако в проекте предусматривается заметное повышение температуры натрия на входе в активную зону (на 45...56°C по сравнению с реакторами БН-600 и БН-800) и соответственно элементов корпуса реактора. Это потребует более тщательного обоснования работоспособности сварных соединений и более широкого применения для элементов корпуса стали типа X16Н11М3 как более жаропрочной по сравнению со сталью типа X18Н9.

**Заключение.** Актуальность задачи продления назначенного срока эксплуатации, конструктивные особенности и специфические условия нагружения элементов реактора БН-600 обусловили необходимость проведения мето-

дических и материаловедческих исследований, направленных на разработку процедур и методов расчета прочности и долговечности элементов конструкций с дефектами, подверженных воздействию высоких температур и интенсивного нейтронного облучения, а также на получение эксплуатационных характеристик конструкционного материала – стали типа Х18Н9 – с учетом их деградации под влиянием высоких температур на базе не менее  $3 \cdot 10^5$  ч и интенсивного нейтронного облучения. Результаты методических разработок и материаловедческих исследований положены в основу нормативного РД [2], одобренного Ростехнадзором и введенного в действие в 2007 г.

Положения разработанного РД использованы при обосновании работоспособности незаменимых критических элементов реактора БН-600 при продлении его срока эксплуатации до 45 лет. Согласно результатам выполненных исследований работоспособность незаменимых элементов реактора БН-600 с учетом продлеваемого срока эксплуатации энергоблока № 3 Белоярской АЭС до 45 лет гарантируется. Это стало одним из аспектов, который способствовал получению лицензии Ростехнадзора на продление срока эксплуатации энергоблока № 3 Белоярской АЭС до 31.03.2020 г.

Основные задачи исследований при обосновании работоспособности оборудования проектируемых реакторов типа БН обусловлены применением более жаропрочного и радиационно-стабильного материала по сравнению с используемой в реакторе БН-600 сталью типа Х18Н9 и увеличением назначенного срока эксплуатации реактора БН-1200 до 60 лет.

## Резюме

Описано роботи щодо визначення нормативно-методичних підходів до обґрунтування подовження терміну експлуатації реактора типу БН.

1. ПНАЭ Г-7-002-86. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 525 с.
2. РД ЭО 1.1.2.09.0714-2007. Методика расчета прочности основных элементов реакторных установок на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. – М.; СПб., 2007. – 181 с.

Поступила 03. 10. 2012