

РАЗРАБОТКА МЕТОДОЛОГИИ И ОБОСНОВАНИЕ ПРОДЛЕНИЯ СРОКА ЭКСПЛУАТАЦИИ КОРПУСА И НЕЗАМЕНЯЕМЫХ ВНУТРИКОРПУСНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ РЕАКТОРА БН-600 ДО 45-ти ЛЕТ

**Б.А. Васильев*, О.Ю. Виленский*, В.Б. Кайдалов*, Ю.Л. Каманин*,
Б.З. Марголин**, А.Г. Гуленко****

**ОАО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород*

***ФГУП ЦНИИ КМ «Прометей», г. Санкт-Петербург*



Выполнен прогнозный анализ влияния отрицательных факторов на ресурс незаменимого оборудования реактора БН-600 (корпус реактора, незаменимые внутрикорпусные устройства). Результаты выполненных работ показали, что работоспособность корпуса и незаменимых внутрикорпусных элементов реактора БН-600 в течение 45-ти лет эксплуатации обеспечивается.

Ключевые слова: внутрикорпусные устройства, незаменимые элементы, ресурсные характеристики.

Key words: in-vessel components, irreplaceable components, lifetime characteristics.

ВВЕДЕНИЕ

Реакторная установка на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем БН-600 была введена в эксплуатацию в апреле 1980 г. в составе энергоблока №3 Белоярской АЭС. В настоящее время БН-600 – единственный действующий энергетический реактор этого типа не только в России, но и в мире. Установленный проектом срок эксплуатации энергоблока №3 с РУ БН-600 (30 лет) истек в апреле 2010 г.

Вышеназванные обстоятельства определили актуальность задачи продления проектного срока эксплуатации энергоблока с РУ БН-600, а накопленный положительный опыт его эксплуатации и удовлетворительное техническое состояние основного оборудования, по сути, создали предпосылки для ее успешного решения. Работы по оценке возможности продления срока эксплуатации энергоблока с РУ БН-600 были инициированы Белоярской АЭС в 1998 г.

Возможность эксплуатации энергоблока за пределами срока, установленного проектом, в основном, определяется ресурсными характеристиками незаменимого оборудования. К такому оборудованию, в первую очередь, относятся корпус и незаменимые внутрикорпусные элементы реактора БН-600. Большая часть этих

© *Б.А. Васильев, О.Ю. Виленский, В.Б. Кайдалов, Ю.Л. Каманин, Б.З. Марголин, А.Г. Гуленко, 2011*

конструкций практически недоступна для контроля и проведения ремонта. Поэтому в обосновании работоспособности указанных конструкций особую значимость имеет расчетный анализ.

В 2004 г. ОКБМ были выполнены предварительные оценки возможности сверхпроектной (до 40–45-ти лет) эксплуатации «критических» узлов реактора БН-600 – незаменимых элементов конструкции, работающих в наиболее тяжелых условиях [1]. Оценки прочности незаменимых элементов выполнялись с использованием положений отраслевых «Норм расчета на прочность...» [2] на основе имевшихся данных по условиям нагружения, физико-механическим характеристикам конструкционных материалов и напряженно-деформированному состоянию (НДС) в различных режимах эксплуатации этих элементов. В целом результаты выполненной работы подтвердили наличие резерва работоспособности основных незаменимых конструкций, однако вывод о возможности продления эксплуатации РУ БН-600 до 45-ти лет носил предварительный характер.

Это было связано, в первую очередь, с необходимостью усовершенствования методик расчёта накопления и развития повреждений в материале, а также с определением и прогнозированием служебных характеристик конструкционных материалов и их сварных соединений с учетом влияния облучения и длительности нагружения до $3 \cdot 10^5$ часов (45 лет эксплуатации с КИУМ=0,8) при температурах выше 450°C . Также потребовалось уточнение расчетов нейтронных и температурных полей и, соответственно, НДС наиболее нагруженных незаменимых элементов.

С учетом изложенного и в связи со специфическими условиями эксплуатации отдельных незаменимых элементов реактора БН-600 (высокий уровень температур и интенсивное нейтронное облучение) ЦНИИ КМ «Прометей» при участии ОКБМ была разработана новая наукоемкая методология обоснования прочности элементов реакторов БН, учитывающая

- двухстадийность процесса разрушения – зарождение микротрещины и ее развитие до критических размеров;
- механизмы повреждения в условиях ползучести и нейтронного облучения, а также при взаимодействии ползучести и усталости;
- радиационные набухание и ползучесть;
- деградацию механических свойств на временной базе $3 \cdot 10^5$ часов.

При анализе нагруженности элементов РУ БН-600 кроме термомеханических нагрузок впервые учтено нагружение, связанное с градиентом набухания.

С использованием новой методологии, разработанной в виде руководящего документа (РД) [3], специалистами ОКБМ было выполнено обоснование работоспособности незаменимого оборудования реактора БН-600 при продлении проектного срока эксплуатации РУ до 45-ти лет. Структурная схема проведения обоснования работоспособности незаменимых элементов реактора БН-600 при продлении срока эксплуатации РУ до 45-ти лет представлена на рис. 1.

«КРИТИЧЕСКИЕ» НЕЗАМЕНИМЫЕ ЭЛЕМЕНТЫ РЕАКТОРА БН-600 И УСЛОВИЯ ИХ ЭКСПЛУАТАЦИОННОГО НАГРУЖЕНИЯ

Перечень «критических» незаменимых элементов реактора БН-600, определяющих его ресурс, был составлен исходя из следующих критериев:

- влияние на безопасность;
- невозможность замены и ремонта;
- недоступность для осмотра и контроля технического состояния;
- максимальные значения основных повреждающих факторов, прежде всего

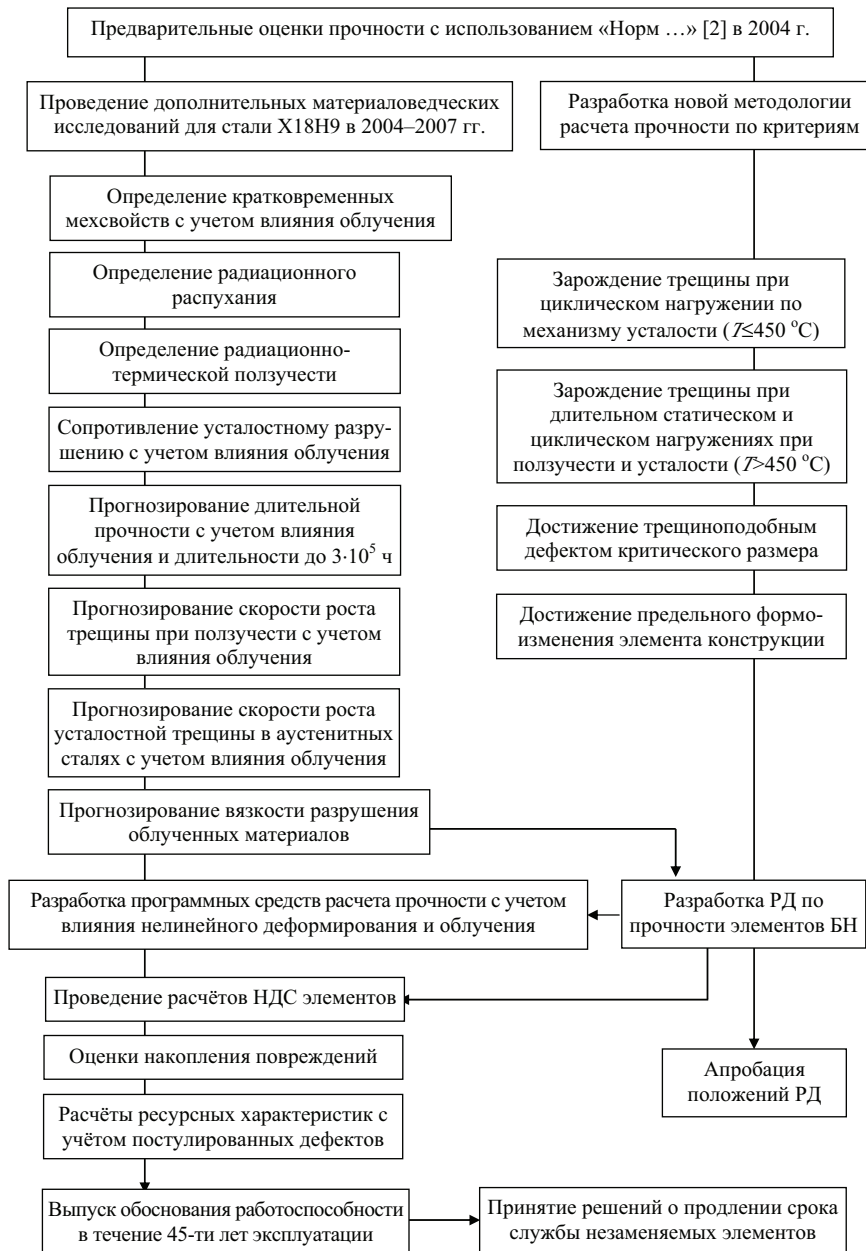


Рис. 1. Структурная схема обоснования работоспособности незаменимых элементов реактора БН-600 при продлении срока эксплуатации до 45-ти лет

радиационного облучения, а также температурного воздействия и термоциклических нагрузок.

В соответствии с этими критериями к «критическому» было отнесено следующее оборудование реактора (рис. 2): корпус, напорная камера, подпорка (сборка активной зоны), коллекторы, опорный пояс, блок напорного трубопровода, опора теплообменника, трубы боковой (радиационной) защиты.

С точки зрения радиационного повреждения в наиболее неблагоприятных условиях находятся конструкции, расположенные в непосредственной близости от активной зоны (а.з.), т.е. подпорка и коллекторы. Кроме высоких уровней темпе-

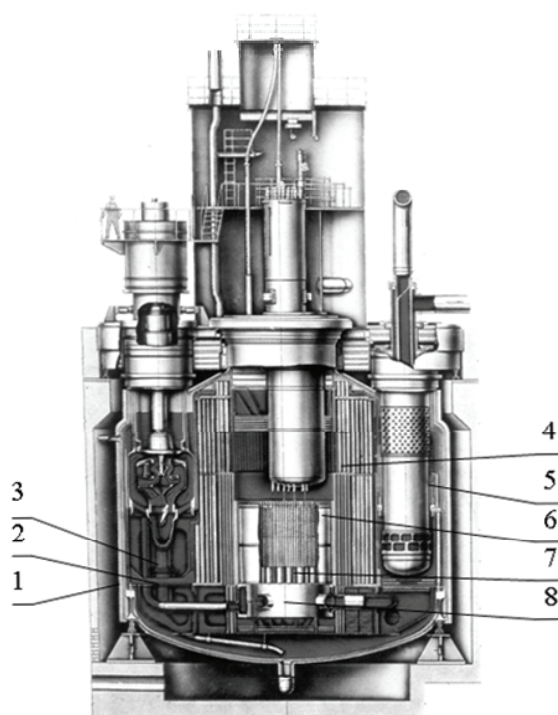


Рис. 2. «Критические» незаменимые элементы реактора БН-600: 1 – корпус; 2 – опорный пояс; 3 – блок напорного трубопровода; 4 – трубы боковой защиты; 5 – опора теплообменника; 6 – подпорка; 7 – коллекторы; 8 – напорная камера

ратуры (до 530°C) и градиентов температуры по высоте и толщине верхней несущей обечайки подпорки данная конструкция подвергается наиболее интенсивному нейтронному облучению (до $\sim 10^{23}$ н/см² с $E > 0,1$ МэВ за 45 лет эксплуатации), существенно меняющемуся по высоте и окружности обечайки. Максимальные уровни нейтронного облучения и температур на коллекторах (до $\sim 10^{22}$ н/см² с $E > 0,1$ МэВ за 45 лет эксплуатации и 385°C) существенно ниже, чем в подпорке а.з.

Опоры теплообменников и трубы боковой защиты в районе перелива натрия работают в области повышенных температур (до 540°C) и температурных пульсаций.

Корпус реактора подвержен относительно низкодозному облучению с температурами не выше 450°C; основным нагружающим фактором для него являются весовые нагрузки и температурные градиенты. Максимальное избыточное давление в корпусе реактора сравнительно невелико – 0,14 МПа.

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

Температурным пульсациям подвержен и опорный пояс, имеющий температуру не выше 450°C и воспринимающий также весовые нагрузки со стороны размещенного на нем оборудования.

Модель эксплуатации оборудования на период продления срока службы сформирована на основе фактического количества режимов эксплуатации реактора БН-600 и прогноза их дальнейшей реализации.

Перечень режимов нормальной эксплуатации, нарушений нормальной эксплуатации и количество режимов, формирующих циклы теплосмен, учитываемые в

обосновании работоспособности оборудования реактора БН-600 при продлении его эксплуатации до 45-ти лет, представлены в табл. 1.

Анализ проектной и фактической моделей эксплуатации реактора БН-600 показал, что фактическое количество режимов существенно меньше принятого в проекте. При этом для расчетов прочности незаменимого оборудования реактора БН-600 при продлении срока эксплуатации РУ до 45-ти лет прогнозируемое количество режимов, образующих циклы, было принято путем экстраполяции с некоторым запасом имевшихся на 2006 г. фактических данных.

Таблица 1

Режим работы реактора	Количество режимов		
	Проект на 30 лет	Фактическое за 1980–2009 гг.	Прогнозируемое за 45 лет до 2025 г.
Изменения мощности реактора в пределах 25–100% $N_{ном.}$ со скоростью изменения температуры на выходе из активной зоны не более 30°C/ч	Не оценивается		
Останов реактора со скоростью изменения температуры на выходе из реактора не более 30°C/ч с расхолаживанием до температуры натрия в баке реактора 220–300°C	150	78	170*
Срабатывание быстрой аварийной защиты (БАЗ) реактора на уровне мощности реактора 30% $N_{ном.}$ с расхолаживанием до температуры натрия в баке реактора 220–300°C	200	24	60*
Пуск блока после останова или БАЗ со скоростью изменения температуры натрия на выходе из активной зоны не более 30°C/ч	350	112	230*
Отключение петли теплообмена на уровне мощности реактора 30% $N_{ном.}$ в том числе на одну петлю	250 120	74 32	220* 85*
Подключение неработающей петли на уровне мощности реактора до 35% $N_{ном.}$ при двух других работающих петлях, в том числе на одну петлю	200 100	50 22	160* 80*

* Принято консервативно для расчетов прочности оборудования

РЕЗУЛЬТАТЫ МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ В ОБОСНОВАНИЕ ПРОДЛЕНИЯ СРОКА ЭКСПЛУАТАЦИИ НЕЗАМЕНЯЕМЫХ ЭЛЕМЕНТОВ РЕАКТОРА БН-600

По результатам анализа условий эксплуатации «критических» незаменимых элементов реактора БН-600 и предварительных расчетных оценок их напряженного состояния были установлены механизмы старения, определяющие работоспособность этих элементов:

- радиационное распухание и ползучесть;
- радиационное охрупчивание;
- малоцикловая термоусталость при нестационарной упругопластической деформации;
- многоцикловая термоусталость;

- термическая нестационарная ползучесть;
- развитие постулируемых технологических или образовавшихся в процессе эксплуатации трещиноподобных дефектов.

ЦНИИ КМ «Прометей» проведен комплекс материаловедческих исследований физико-механических характеристик основного конструкционного материала реактора БН-600 – аустенитных сталей типа X18H9 – с учетом температурно-силового воздействия и нейтронного облучения на материал для временной базы до $3 \cdot 10^5$ часов.

На основе исследований, проведенных на натуральных деталях реакторов БР-10 и БОР-60, пакете-имитаторе реактора БН-600, а также в результате обобщения имеющихся данных по механическим свойствам зарубежных аустенитных сталей типа 304 были получены расчетные температурно-дозовые зависимости по кратковременным свойствам основного металла сталей типа X18H9 и металла сварного шва в диапазоне флюенсов нейтронов от 0 до 10^{23} см⁻², температур облучения и испытания от 20 до 650°C: предела текучести, предела прочности, критической деформации разрушения с построением диаграмм деформирования [4].

В результате проведения дополнительных исследований радиационного распухания натурального металла в реакторе БН-600 и на основе имеющихся данных по характеристикам радиационного распухания зарубежных аустенитных сталей типа 304 сформирована экспериментальная база по распуханию сталей типа X18H9 при различных флюенсах и температурах облучения, включающая в себя более 500 экспериментальных точек. Эти данные послужили основой для выполнения исследований физических механизмов и основных факторов, влияющих на распухание аустенитных сталей, к которым отнесены повреждающая доза (флюенс нейтронов), температура облучения, скорость создания повреждений, напряжение, пластическая деформация [5].

Проведено обобщение экспериментальных 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, флукса нейтронов и напряжения и слабо зависит от температуры. При температуре, превышающей 500°C, вклад в общую ползучесть начинает вносить термоактивированная составляющая, и зависимость от напряжений становится нелинейной. На основании полученных данных определены параметры уравнений ползучести сталей типа X18H9 при воздействии нейтронного потока.

На основе уравнений ползучести и разработанной физико-механической модели, описывающей межзеренное разрушение материалов [6], спрогнозированы кривые длительной прочности аустенитных материалов при различных температурах как в исходном состоянии, так и при нейтронном облучении [7]. Учитывая, что в незаменяемых элементах реактора БН-600 могут возникать неравномерные поля напряжений и деформаций с параметрами жесткости, отличными от одноосного нагружения, для выполнения расчетов прочности получены нормативные (с коэффициентами запаса) зависимости длительной прочности при различных флуксах нейтронов до 10^{14} см⁻²·с⁻¹ ($E > 0,1$ МэВ) в температурном интервале 450–650°C для двухосного напряженного состояния, характерного для потенциально возможных узлов зарождения трещин – на поверхности элементов.

В рамках выполненных исследований разработан метод прогнозирования сопротивления разрушению материала при циклическом нагружении [8]. Данный

метод согласуется с основными рекомендациями отраслевых норм [2], но значительно расширяет возможности прогноза. Так, метод позволяет учитывать влияние скорости деформирования, флакса нейтронов и деградации свойств материала за счет влияния облучения и термического старения на сопротивление усталостному разрушению. Разработанный метод был верифицирован применительно к аустенитным материалам, испытанным при различных температурах, дозах и температурах облучения. Получены нормативные (с коэффициентами запаса) кривые усталости сталей типа X18H9 – для основного металла и металла шва. При этом нормативные кривые усталости для металла шва приняты ниже на 30% по допустимому размаху деформаций по сравнению с основным металлом.

В результате проведенных экспериментальных исследований по кинетике трещин в облученных аустенитных материалах реакторов БН, включая испытания натурального металла, сформирована база данных по кинетике трещин и предложены расчетные зависимости, позволяющие рассчитывать скорость роста усталостной трещины в сталях типа X18H9 при различных температурах и дозах облучения. Также по результатам экспериментальных исследований натурального металла элементов реактора БН-600 определена зависимость от температуры и асимметрии цикла нагружения порогового значения размаха коэффициента интенсивности напряжений сталей типа X18H9, ниже которого усталостная трещина прекращает свое развитие.

На основе обобщения имеющихся данных по кинетике трещины при ползучести в аустенитных материалах в [9] показано, что существует хорошая корреляция между скоростью роста трещины при ползучести и C^* -интегралом, характеризующим удельную работу деформации ползучести. Для прогнозирования скорости роста трещины в условиях ползучести и нейтронного облучения предложен инженерный метод, который базируется на физико-механической модели межзеренного разрушения, когда скорость роста трещины увеличивается за счет влияния скорости облучения (флакса нейтронов) и уровня облучения (флюенса). Получены параметры зависимости скорости роста трещины за счет ползучести с учетом влияния облучения.

На основе экспериментальных исследований статической трещиностойкости аустенитных материалов, в том числе материала пакета-имитатора реактора БН-600, сформирована база данных по статической трещиностойкости аустенитных материалов и их сварных швов, облученных различными повреждающими дозами при различных температурах облучения и испытанных в широком диапазоне температур. С помощью модели вязкого разрушения, основанной на деформационном критерии, созданы прогнозные зависимости вязкости разрушения (статической трещиностойкости) аустенитных сталей от флюенса нейтронов, температуры облучения и текущей температуры.

МЕТОДИЧЕСКИЕ ПОЛОЖЕНИЯ ПО ОБОСНОВАНИЮ РАБОТОСПОСОБНОСТИ НЕЗАМЕНЯЕМЫХ ЭЛЕМЕНТОВ РЕАКТОРА ТИПА БН ПРИ ПРОДЛЕНИИ СРОКА ЭКСПЛУАТАЦИИ

Для анализа прочности и обоснования работоспособности основных элементов реактора типа БН на стадиях эксплуатации и продления назначенного срока службы РУ были разработаны процедуры расчета по различным предельным состояниям.

1. «Зарождение трещины при циклическом нагружении по механизму усталости» (для элементов с температурой $T \geq 450^\circ\text{C}$), при реализации которого суммарное за рассматриваемый период усталостное повреждение в различных режимах

эксплуатации в какой-либо зоне элемента достигает допустимого значения, равного единице. Усталостное повреждение определяется с использованием кривых усталости в зависимости от температуры и флюенса.

Также предложена процедура формирования циклов при сложном нагружении.

2. «Зарождение трещины при длительном статическом и циклическом нагружении при ползучести и усталости» (для элементов с температурой $T > 450^{\circ}\text{C}$), при реализации которых совместное усталостное и длительное повреждение за рассматриваемый период эксплуатации в какой-либо зоне элемента достигает допустимого значения, определяемого по билинейной кривой с минимальными значениями повреждений (0,3;0,3). При этом усталостное повреждение за рассматриваемый период эксплуатации определяется с использованием кривых усталости, зависящих не только от текущей температуры и накопленного флюенса нейтронов, но и от флукса нейтронов и средней скорости деформации в цикле.

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

Для расчета развития трещины при ползучести разработана процедура расчета референсного (приведенного) напряжения, по которому вычисляется значение C^* -интеграла.

Также предложена процедура расчета референсного (приведенного) напряжения, используемого для анализа герметичности.

4. «Достижение предельного формоизменения элемента конструкции», которое за рассматриваемый период эксплуатации не достигается, если изменение геометрических размеров элемента меньше допустимых значений, при достижении которых нарушается нормальное функционирование его или соседних с ним элементов. Расчет изменения геометрических размеров элемента проводится посредством решения термовязкоупругопластической задачи с учетом радиационного распухания.

Также сформулированы определяющие уравнения для расчета термоупруговязкопластических задач методом конечных элементов (МКЭ) [10].

Указанные выше результаты материаловедческих исследований и методические расчетные процедуры легли в основу нормативного руководящего документа (РД) «Методика расчета прочности основных элементов реакторных установок на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем» [3], применяемого на стадиях эксплуатации и продления назначенного срока службы РУ. Разработанный РД одобрен Ростехнадзором и введен в действие концерном «Росэнергоатом» в мае 2007 г.

На основе моделей нелинейного деформирования материала, накопления повреждений и развития трещин, представленных в РД, разработаны программные средства для расчетов с учетом влияния облучения. Проведена апробация положений РД с применением разработанных программных средств.

ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ОБОСНОВАНИЯ РАБОТОСПОСОБНОСТИ КОРПУСА И НЕЗАМЕНЯЕМЫХ ВНУТРИКОРПУСНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ РЕАКТОРА БН-600 ПРИ ПРОДЛЕНИИ ЭКСПЛУАТАЦИИ РУ ДО 45-ти ЛЕТ

Положения разработанного РД [3] использовались ОКБМ при обосновании работоспособности «критических» незаменяемых элементов реактора БН-600 на срок эксплуатации 45 лет.

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

Далее были проведены расчеты НДС «критических» незаменяемых элементов реактора с учетом нелинейного деформирования конструкционного материала и влияния облучения в различных режимах эксплуатации [11] с использованием разработанных и адаптированных программных средств.

В таблице 2 представлены условия эксплуатации, основные механизмы накопления повреждений и результаты оценок прочности корпуса и незаменяемых внутрикорпусных элементов реактора БН-600.

Таблица 2

Наименование элемента	Максимальная температура, °С	Максимальный флюенс нейтронов за 45 лет ($E > 0,1$ МэВ), см ⁻²	Основной механизм накопления повреждений	Возможность зарождения трещин (развитие трещин до критических размеров)
Корпус	450	$2,5 \cdot 10^{18}$	МЦУ*	Нет (нет)
Напорная камера	370	$6 \cdot 10^{19}$	МЦУ, МнЦУ**	Нет (нет)
Подпорка	530	$\sim 10^{23}$	Распухание, ползучесть, охрупчивание, МЦУ	Есть (нет)
Коллекторы	385	$\sim 10^{22}$	Охрупчивание, МЦУ	Нет (нет)
Опорный пояс	450	$< 10^{18}$	МЦУ, МнЦУ	Нет (нет)
Блок напорного трубопровода	375	$< 10^{18}$	МЦУ	Нет (нет)
Опора ПТО	540	10^{18}	МнЦУ, ползучесть,	Есть (нет)
Трубы боковой защиты	540	$4 \cdot 10^{19}$	МнЦУ, ползучесть	Нет (нет)

* МЦУ – малоцикловая усталость

** МнЦУ – многоцикловая усталость

По условиям нейтронного облучения существенное радиационное повреждение ожидается только для одного из незаменяемых элементов – подпорки, ограничивающей массив сборок активной зоны. Оно обусловлено прогнозируемым заметным необратимым формоизменением ее верхней несущей обечайки, расположенной напротив центра а.з., вследствие неравномерного по объему обечайки радиационного распухания и ползучести материала при эксплуатации в течение 45-ти лет. На рисунке 3 представлено расчетное формоизменение несущей обечайки подпорки после 45-ти лет эксплуатации, полученное с использованием разработанной программы UMB BK УПАКС, использующей МКЭ и учитывающей влияние облучения на нелинейное деформирование материала [12]. Наибольшие размерные изменения происходят в районе элеваторной выгородки, где накапливается наибольший флюенс нейтронов.

Проведенный анализ необратимого изменения характерных размеров несущей обечайки подпорки вследствие радиационно-термического воздействия в течение 45-ти лет эксплуатации реактора БН-600 (максимальное увеличение высоты – на

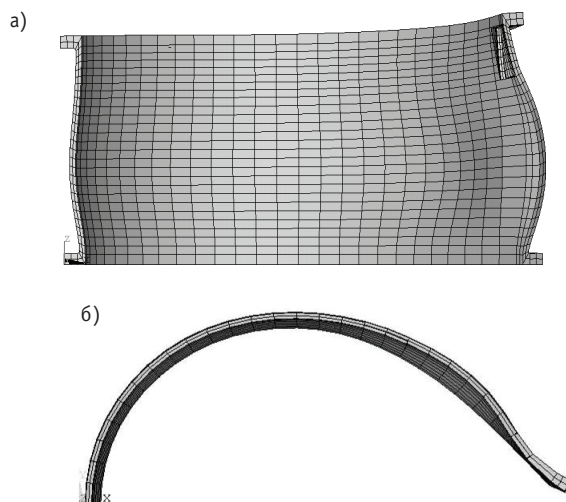


Рис. 3. Формоизменение верхней несущей обечайки подпорки после 45-ти лет эксплуатации (масштаб перемещений увеличен в 20 раз): а) – вид сбоку; б) – вид сверху на сечение с максимальным распуханием

21 мм, диаметра в направлении элеваторной выгородки – на 62 мм, уменьшение диаметра в перпендикулярном направлении – не более чем на 9 мм и др.) показал, что оно не приведет к потере работоспособности оборудования, связанного с подпоркой: сборок активной зоны, элеваторов загрузки-выгрузки и механизма перегрузки.

Оценки циклической и длительной повреждаемости в незаменяемых элементах реактора БН-600 с использованием РД [3], проведенные по результатам анализа НДС, показали, что в течение 45-ти лет эксплуатации не исключено зарождение трещин в

- верхней несущей обечайке подпорки (в зоне повышенных температур под опорами элеваторов) за счет ползучести в условиях нейтронного облучения;
- опорах элеваторов (в основании выреза под направляющую трубу) за счет малоциклового усталости в условиях нейтронного облучения;
- опоре теплообменника отключенной петли (в районе нижней части входных окон) при значительных термопульсациях в режиме работы на двух петлях за счет многоциклового усталости.

В остальных незаменяемых элементах реактора БН-600 накапливаемые за 45 лет повреждения получают существенно ниже допустимых значений, и зарождения трещин не ожидается.

Расчеты роста постулированных трещин, зарождающихся в процессе эксплуатации или развивающихся из технологических дефектов, локализованных в сварных соединениях, проведенные для незаменяемых элементов с использованием РД [3], показали, что эти трещины не достигают своих критических размеров в течение 45-ти лет эксплуатации реактора БН-600.

Таким образом, согласно результатам выполненных исследований, работоспособность незаменяемых элементов реактора БН-600 в течение 45-ти лет эксплуатации обеспечивается.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

ОКБМ совместно с ЦНИИ КМ «Прометей» проведены материаловедческие, методические и расчетные исследования по обоснованию работоспособности корпуса и незаменяемых внутрикорпусных элементов реактора БН-600 при продле-

нии проектного срока эксплуатации энергоблока №3 Белоярской АЭС до 45-ти лет.

Актуальность задачи продления назначенного срока эксплуатации, конструктивные особенности и специфические условия нагружения незаменимых элементов реактора БН-600 обусловили необходимость проведения методических и материаловедческих исследований, 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 служебных характеристик конструкционного материала с учетом их деградации под влиянием высоких температур на базе не менее $3 \cdot 10^5$ часов и интенсивного нейтронного облучения.

В рамках методических исследований разработаны необходимые процедуры и методы расчета прочности основных элементов реактора БН на стадиях эксплуатации и продления назначенного срока службы.

Для эффективного применения разработанных методов проведены дополнительные материаловедческие исследования основного конструкционного материала реактора БН-600 – стали типа X18H9. В результате получены зависимости ее радиационного распухания, радиационно-термической ползучести и пластического деформирования с учетом влияния облучения. Уточнены ранее использованные и получены новые нормативные (с коэффициентами запаса) зависимости для усталости, длительной прочности, статической, циклической и длительной трещиностойкости с учетом влияния облучения.

Результаты методических разработок и материаловедческих исследований легли в основу нормативного РД «Методика расчета прочности основных элементов реакторных установок на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем», одобренного Ростехнадзором и введенного в действие концерном «Росэнергоатом» в мае 2007 г.

Положения разработанного РД использованы при обосновании работоспособности незаменимых «критических» элементов реактора БН-600 при продлении срока его эксплуатации до 45-ти лет.

Результаты выполненных работ показали, что работоспособность корпуса и незаменимых внутрикорпусных элементов реактора БН-600 в течение 45-ти лет эксплуатации обеспечивается.

С учетом результатов выполненного обоснования приняты решения о продлении срока службы и условиях дальнейшей эксплуатации корпуса и незаменимого внутриреакторного оборудования реактора БН-600 в составе блока № 3 Белоярской АЭС. Получена лицензия Ростехнадзора на право эксплуатации ядерной установки энергоблока №3 Белоярской АЭС до 31 марта 2020г.

Литература

1. *Vasiliev B.A., Vilensky O.Yu., Kaidalov V.B., Lysov V.A.* Results of preliminary analysis of the state of BN-600 reactor non-replaceable structural elements for prolonging reactor service life/ Proceedings of the Ninth International Conference on material issues in design, manufacturing and operation of nuclear power plants equipment (Pushkin-Saint-Petersburg, 6-8 June 2006). – P. 229-236.
2. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок ПНАЭГ-7-002-86. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 525 с.
3. Методика расчета прочности основных элементов реакторных установок на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем РД ЭО 1.1.2.09.0714-2007. М. – С-Пб. – 2007. – 181 с.
4. *Курсевич И.П., Марголин Б.З., Прокошев О.Ю., Кохонов В.И.* Механические свойства аустенитных сталей при нейтронном облучении: влияние различных факторов // Вопросы материаловедения. – 2006. – № 4 (49). – С. 55-69.

5. *Васина Н.К., Марголин Б.З., Гуленко А.Г., Курсевич И.П.* Радиационное распухание аустенитных сталей: влияние различных факторов//Вопросы материаловедения. -2006. – № 4 (48). – С. 69-89.
6. *Марголин Б.З., Гуленко А.Г., Курсевич И.П., Бучатский А.А.* Моделирование разрушения материалов при длительном статическом нагружении в условиях ползучести и нейтронного облучения. Сообщение 1. Физико-механическая модель//Проблемы прочности. – 2006. – № 3. – С. 5-22.
7. *Марголин Б.З., Гуленко А.Г., Курсевич И.П., Бучатский А.А.* Моделирование разрушения материалов при длительном статическом нагружении в условиях ползучести и нейтронного облучения. Сообщение 2. Прогнозирование длительной прочности//Проблемы прочности. – 2006. – № 5. – С. 5-16.
8. *Марголин Б.З., Бучатский А.А., Гуленко А.Г.* Новый метод прогнозирования сопротивления циклическому нагружению при вязкоупругопластическом деформировании и нейтронном облучении материала//Проблемы прочности. – 2008. – № 6. – С. 5-24.
9. *Марголин Б.З., Гуленко А.Г., Бучатский А.А., Балакин С.М.* Моделирование разрушения материалов при длительном статическом нагружении в условиях ползучести и нейтронного облучения. Сообщение 3. Прогнозирование скорости роста трещины в аустенитных материалах//Проблемы прочности. – 2006. – № 6. – С. 5-16.
10. *Васильев Б.А., Виленский О.Ю., Кайдалов В.Б., Петрунин В.В., Марголин Б.З., Капустин С.А.* Численные исследования напряженно-деформированного состояния и поврежденности сварных конструкций из аустенитных нержавеющей сталей в условиях интенсивного нейтронного облучения/Труды научно-практической конференции «Прочность и долговечность конструкций в тепловой и атомной энергетике» (Санкт-Петербург, 25-27 сентября 2007 г.). – С. 151-166.
11. *Капустин С.А., Горохов В.А., Виленский О.Ю., Кайдалов В.Б., Марголин Б.З., Бучатский А.А.* Моделирование напряженно-деформированного состояния конструкций из нержавеющей сталей, эксплуатирующихся в условиях интенсивных терморadiационных воздействий/Проблемы прочности и пластичности: Межвузовский сборник. – Н. Новгород. – 2007. Вып. 69. – С. 106-116.
12. *Vasiliev B.A., Vilensky O.Yu., Kaidalov V.B., Kapoustin S.A., Margolin B.Z.* Development of calculation technique for BN-600 reflector strength and deformation analysis/Proceedings of the Ninth International Conference on material issues in design, manufacturing and operation of nuclear power plants equipment (Pushkin-Saint-Petersburg, 6-8 June 2006). – P. 217-228.

Поступила в редакцию 14.10.2011

ABSTRACTS OF THE PAPERS

УДК 621.039.526

Status and Trends of the Fast Reactor Technology Development \V.M. Poplavsky; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 11 pages, 7 tables, 3 illustrations. – References, 8 titles.

It is shown that by the present time only the technology of the fast sodium-cooled reactors as a basis of the new technological platform involving the closed fuel cycle is actually available to be commercialized. It is declared that the utilization of other coolants can improve safety and performance of the fast reactors.

УДК 621.0395.2

Development of the Design of the Large Sodium-Cooled Fast Reactor Unit (BN-K) \N.N. Oshkanov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 6 pages, 3 illustrations. – References, 4 titles.

The choice of the BN-K commercial fast reactor as a basis of the new technological platform is justified. The ways of reduction in the unit cost of the construction down to the BNPP-2006 project are shown.

УДК 621.039.526

30-year Commercial Operating Experience from the BN-600 Reactor \M.V. Bakanov, O.A. Potapov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 5 pages, 1 table, 4 illustrations. – References, 3 titles.

The main outcomes of the operation of the BN-600 liquid metal fast reactor and achieved performance indicators are considered. The fields of work on the BN-600 lifetime extension are presented.

УДК 621.039.5

Facts from the BN-600 Development History \L.A. Kochetkov, V.M. Poplavsky, M.F. Troyanov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 5 pages.

The concise historical review of the design, construction and operation of the BN-600 power unit, BN-350 power unit successor but designed on a different technological platform, is presented. The problems encountered at the initial stage of the BN-600 operation are shown. The perspectives of the development of the fast sodium-cooled reactors are shown.

УДК 621.039.53

Development of the Methodology and Justification of the Extension of Lifetime of the Vessel and Irreplaceable in-vessel Components of the BN-600 Reactor to 45 Years \B.A. Vasilev, O.Yu. Vilensky, V.B. Kaydalov, Yu.L. Kamanin, B.Z. Margolin, A.G. Gulenko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 12 pages, 2 tables, 3 illustrations.

The predictive analysis of the effect of the negative factors on the lifetime of the irreplaceable BN-600 reactor components (reactor vessel, irreplaceable in-vessel components) has been fulfilled. The results of the completed work have shown that the serviceability of the vessel and irreplaceable in-vessel components of the BN-600 reactor for 45 years of operation is ensured.

УДК 621.039.5

Ensuring the Serviceability of the Replaceable Reactor Components while Extending the BN-600 Power Unit Lifetime up to 45 Years \B.A. Vasilev, A.V. Timofeev, M.A. Lyubimov, V.V. Gladkov, V.B. Kaydalov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 11 pages, 1 table.

The Experimental machine-building design office together with the Central research centre of structural materials called «Prometheus» and Beloyarsk NPP have carried out the work on justifying and ensuring the serviceability of the replaceable equipment of the BN-600 reactor while extending