

ОБОСНОВАНИЕ РЕСУРСНЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ШТАТНЫХ СТЕРЖНЕЙ АЗ РЕАКТОРА БН-600

Е.А. Козманов*, В.А. Желтышев*, А.А. Тузов**

** Белоярская АЭС, г. Заречный*

*** ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А. И. Лейпунского, г. Обнинск*



В статье изложены содержание и результаты выполненного комплекса работ в обоснование повышения ресурса штатных стержней аварийной защиты 1663.000.00 с 365 до 500 эфф.сут. Принимая во внимание высокую стоимость обогащенного карбида бора и достаточный запас работоспособности стержней АЗ по физическим характеристикам поглотителя, на основании успешных результатов их эксплуатации, экспериментальных и расчетных исследований был сделан вывод о возможности и целесообразности увеличения эксплуатационного ресурса стержней АЗ в реакторе БН-600 до 500 эфф.сут.

Стержни АЗ 1663.00.000 с небольшими изменениями в конструкции используются в реакторе БН-600 с момента его пуска. Назначенный ресурс стержней АЗ составлял 365 эфф.сут. По расположению (рис. 1) и условиям работы стержней АЗ заметному воздействию нейтронного потока подвергается только его нижняя часть. Соответственно выгорает поглотитель только в нижней части ПЭЛ нижнего рабочего звена. Среднее по стержню выгорание изотопа ^{10}B к концу эксплуатации не превышает 3,5% ат. По существующим оценкам, требуемая от стержня АЗ физическая эффективность сохраняется до выгорания изотопа ^{10}B в 7% ат. Принимая во внимание высокую стоимость обогащенного карбида бора и достаточный запас работоспособности стержней АЗ по физическим характеристикам поглотителя на фоне успешных результатов их эксплуатации, был сделан вывод о возможности и целесообразности увеличения эксплуатационного ресурса стержней АЗ в реакторе БН-600 до 3-х межперегрузочных интервалов.

В рамках расчетно-экспериментального обоснования увеличения назначенного ресурса стержней АЗ до 500 эфф.сут были проведены работы [1-3]:

- анализ фактической нагруженности конструкции и потери физической эффективности стержня АЗ с учетом опыта эксплуатации;
- материаловедческие исследования стержня АЗ после эксплуатации в течение 420 эфф.сут;
- анализ результатов послереакторных исследований элементов конструкции и поглотителя;
- ресурсные испытания стержней АЗ в реакторе БН-600 на 455 и 480 эфф.сут;
- анализ технического состояния и расчетно-эмпирические исследования по обоснованию сохранения работоспособности штатными стержнями АЗ, АЗ-П при продлении ресурса до 500 эфф.сут;

© *Е.А. Козманов, В.А. Желтышев, А.А. Тузов, 2005*

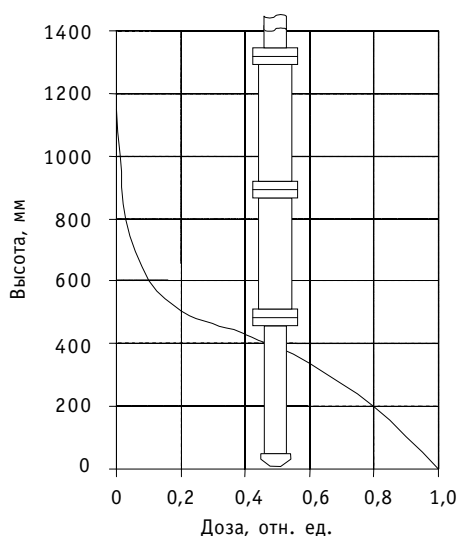


Рис. 1. Распределение повреждающей дозы по высоте стержня АЗ

• оформление в Госатомнадзоре РФ изменения «Условий действия лицензии на эксплуатацию энергоблока № 3 Белоярской атомной электрической станции», дающего право на эксплуатацию стержней аварийной защиты (1663.00.000 и 1663.00.000-01) с назначенным ресурсом 500 эфф.сут в составе СУЗ реактора БН-600.

Увеличение назначенного ресурса до 500 эфф.сут позволяет обеспечить эксплуатацию штатных стержней АЗ в течение трех полных микрокампаний в активной зоне 01М1 и модифицированной активной зоне 01М2. К 2006 г. экономический эффект от эксплуатации 16 стержней аварийной защиты 1663.00.000 с увеличенным назначенным ресурсом составит более 12 млн. руб. (в ценах 2004 г.).

ПЕРВИЧНЫЕ И МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ КОНСТРУКЦИОННЫХ ЭЛЕМЕНТОВ [1]

Основой для расчетных и материаловедческих исследований послужили результаты реакторных испытаний и первичных послереакторных исследований. В бассейне выдержки проводилась оценка технического состояния по внешнему виду и геометрии 15 стержней АЗ, выгружаемых с постепенным увеличением наработки до 480 эфф.сут (рис. 2). В «горячей» камере БАЭС проводилась разделка и первичные исследования составляющих элементов трех стержней АЗ, отработавших по специальным программам сверх назначенного ресурса до 115 эфф.сут.

Элементы конструкции стержней сохраняют стабильную геометрию после эксплуатации в течение 480 эфф.сут [1]. По результатам измерений установлено, что наиболее уязвимыми элементами конструкции являются труба нижнего удлиителя и хвостовик. Относительный прирост их диаметра $\Delta d/d_0$ достигал 2% и 1,5% соответственно. Вытеснители сохранили прямолинейность, а изменения линейных размеров оболочек ПЭЛ не превышали 0,1 мм (менее 0,5%). Блочки карбида бора

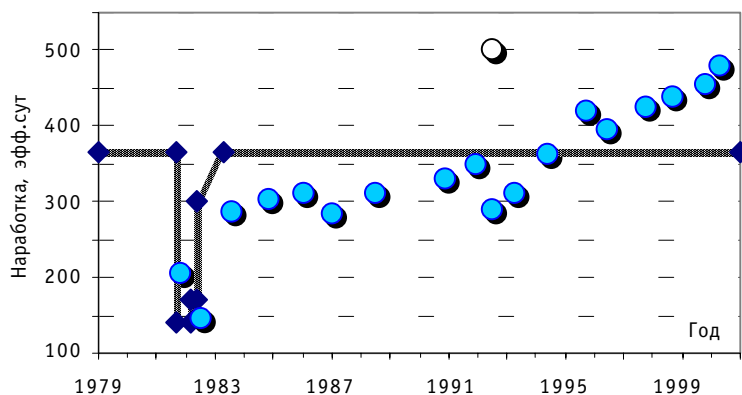


Рис. 2. Ресурс эксплуатации штатных стержней АЗ: ● назначенный ресурс; ○ достигнутый ресурс; ◆ опытный стержень

равномерно распухают под облучением по мере выгорания бора. Увеличение диаметра блочков происходит до 3–3,5% от исходного размера. Далее напряжения, возникающие при выделении гелия и трития в результате (n,α) и $(n,2t)$ -реакций, приводят к растрескиванию блочков и выходу продуктов реакции из тела поглотителя. Осевой зазор по высоте ПЭЛ не выбирается. Радиальный зазор внутри оболочки частично заполняется потерявшими целостность таблетками. Следов жесткого контакта карбида бора с оболочкой обнаружено не было.

В рамках материаловедческих исследований определялись следующие характеристики и свойства:

- механические характеристики материала оболочек ПЭЛ и нижнего удлинителя стержня;
- микроструктура сварных швов и материала оболочек ПЭЛ и нижнего удлинителя стержня;
- микротвердость материала оболочек и сварных соединений ПЭЛ, сварных швов и материала нижнего удлинителя стержня.

После 420 эфф. сут прочностные характеристики в нижней части оболочек ПЭЛ (сталь ЭИ-847) при рабочих температурах составляют порядка 700 МПа, пластичность материала при этом была не ниже 1,4–3,0%.

В большей мере отмечено снижение механических свойств при испытании образцов материала удлинителя (сталь X18H10T) в тангенциальном направлении – наблюдается падение равномерного и общего удлинения до нуля. При этом в продольном, более вероятном по приложению нагрузок при перегрузке стержня направлении, прочностные и пластические свойства остаются на приемлемом уровне – 790 МПа и 2% соответственно.

Продолжение эксплуатации стержня АЗ на 80 – 100 эфф.сут в тех же условиях не приведет к заметному изменению механических свойств и оболочки, и удлинителя.

Металлографические исследования материала и сварных соединений оболочек ПЭЛ и нижнего удлинителя показали, что структурное состояние материала и сварных швов является типичным, коррозионных повреждений не выявлено; дефектов в теле швов не обнаружено; герметичность сварных соединений не нарушена.

РАЗРАБОТКА КРИТЕРИЕВ ПРЕДЕЛЬНОГО СОСТОЯНИЯ И МОДЕЛИ РАСЧЕТНОЙ ОЦЕНКИ ОСТАТОЧНОГО РЕСУРСА СТЕРЖНЕЙ [3]

На основе всех имеющихся материалов по данной теме были установлены основные факторы, лимитирующие работоспособность стержней АЗ. К ним относятся: радиационно-стимулированное формоизменение конструктивных элементов (увеличение линейных размеров и формы); радиационное охрупчивание сталей, из которых изготовлены элементы стержней; выгорание поглотителя.

В качестве критериев предельного состояния элементов стержней АЗ были предложены и обоснованы следующие:

- изменение линейных размеров и формы конструктивных элементов вследствие радиационного распухания, препятствующее перемещению в активной зоне реактора и при перегрузке;
- выгорание поглотителя, при котором физическая эффективность стержня снижается до минимального значения, определенного нормативными документами;
- снижение прочностных свойств материалов конструктивных элементов до значений, не обеспечивающих сохранение целостности в условиях нормальной и аварийной эксплуатации.

Физические расчеты показали, что при эксплуатации в течение 500 эфф.сут потеря физической эффективности стержнем АЗ составит не более 1,4%, что существенно ниже допустимой потери (10%), установленной нормативными документами для стержней аварийной защиты.

Для обоснования работоспособности стержня в нормальных и аварийных режимах эксплуатации были проведены расчеты различных элементов конструкции на прочность с учетом прогнозируемой деградации механических свойств конструкционных материалов.

Результаты расчетов показали, что хвостовик и труба удлинителя сохраняют запас работоспособности по своим прочностным свойствам. Стержень сохраняет достаточный запас работоспособности: по условиям циклической прочности; по условиям прочности при сейсмических нагрузках; в режиме БАЗ при проектных авариях. При расчетах напряженно-деформированного состояния ПЭЛ получено, что максимальное значение наиболее опасных азимутальных температурных напряжений в оболочке ПЭЛ стержня, возникающих при срабатывании аварийной защиты в конце увеличенного ресурса, почти в два раза, а максимальная величина накопленной деформации почти в три раза меньше предельно допустимых значений.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Таким образом, экспериментальные и расчетные исследования позволили спрогнозировать безопасную эксплуатацию и обосновать назначенный ресурс штатных стержней АЗ 1663.000.00 в активной зоне БН-600 в течение ~500 эфф.сут [4].

Помимо этого, в процессе выполнения представленного комплекса работ была разработана программа первичных исследований стержня АЗ, ставшая прототипом программ исследований стержней СУЗ; разработан и реализован способ нестандартных дистанционных измерений блоков поглотителя, который также взят на вооружение при подобных исследованиях. Была успешно апробирована разработанная методика расчетно-экспериментального обоснования работоспособности стержней СУЗ реакторов БН.

Литература

1. Козманов Е.А., Мальцев В.В., Огородов А.Н., Росляков В.Ф. Комплекс работ по повышению ресурса стержней АЗ реактора БН-600/Научно-техническая конф. «Свердловскому ядерному научному центру 35 лет». – ГУДПСФ НИКИЭТ, Заречный, 2001.
2. Желтышев В.А., Мальцев В.В., Лыжин А.А. Проблемы продления ресурса рабочих органов СУЗ/Международная научно-техническая конф. «Опыт конструирования, производства и эксплуатации органов регулирования ядерных реакторов». – М.: ГПИЗП, 2002.
3. Поплавский В.М., Тузов А.А., Камаев А.А., Мальцев В.В., Козманов Е.А. Расчетно-экспериментальные исследования в обоснование увеличения ресурса стержней аварийной защиты (сб.1663) реактора БН-600 до 500 эфф.сут/VII Всероссийская конф. по реакторному материаловедению. – ГНЦРФ НИИАР, Димитровград, 2003.
4. Стержень аварийной защиты аппарата БН-600. Технические условия. – ТУ 95.5063-76 1663.00.000 ТУ.

Поступила в редакцию 14.02.2005

ABSTRACTS OF THE PAPERS

УДК 621.039.526: 621.311.22

BN600 Performance Efficiency Evaluation over 25 years of Operation \N.N. Oshkanov, O.A. Potapov, P.P. Govorov; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2005. – 7 pages, 2 tables, 3 illustrations. – References, 5 titles.

The availability of the sodium-cooled fast BN600 reactor power unit over 25 years of operation has been analyzed. The effect of the off-normal equipment operation on the unit availability has been considered.

УДК 621.039.526

BN800 Reactor Beloyarsk 4 Construction \N.N. Oshkanov, Yu.V. Noskov, M.V. Bakanov, N.P. Leontev, A.I. Karpenko; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2005. – 3 pages, 1 table.

The role the BN800 reactor power unit plays in developing the nuclear power industry is highlighted. The comparative characteristics of the BN600 and BN800 reactors are given. The innovative design features aimed at BN800 reactor safety improvement as compared to its prototype, i. e. the BN600 reactor, are presented. The current phase of the BN800 construction is considered.

УДК 621.039.526

BN600 Spectrometric Failed Fuel Detection System \V.F. Roslyakov, E.S. Lisitsyn, S.A. Gurev, N.A. Zobnin; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2005. – 5 pages, 2 illustrations.

The article presents both the existing spectrometric failed fuel detection system designed to record and measure the fission product activity in reactor cover gas and upgraded failed fuel detection system which is based on the state-of-the-art instrumentation and software.

УДК 621.039.526

Justification of the Lifetime Characteristics of the Standard BN600 Reactor Safety Rods \V.A. Zhyoltyshev, E.A. Kozmanov, A.A. Tuzov; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2005. – 4 pages, 2 illustrations. – References, 4 titles.

The article presents the contents and results of the integrated work in support of extending the lifetime of standard safety rods 1663.000.00 from 365 to 500 efpd. Taking into account the high cost of the enriched boron carbide and sufficient serviceability margin of the safety rods by the physical characteristics of absorber and on the basis of the successful results of their operation and experimental and theoretical studies it was inferred that the safety rod residence lifetime could be extended up to 500 efpd.

УДК 621.039

BN600 Power Unit Safety Evaluation Concept \N.N. Oshkanov, A.I. Karpenko, P.P. Govorov, A.A. Kuznetsov; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2005. – 7 pages, 3 illustrations. – References, 5 titles.

The article considers the optional concept of the Beloyarsk NPP BN600 power unit safety evaluation. Both the current condition of the unit is proposed to be evaluated (verification of the integrity of physical barriers, surveillance of the limits and conditions of operational safety) and possible changes in the unit condition to be predicted taking into account the current values of the process parameters and equipment operating conditions. The options of the representation of the information both on the current unit condition and its possible change in future are proposed.

УДК 621.039

Secondary-to-Primary Sodium Leak Detection in the BN600 Reactor IHX's \A.A. Kuznetsov, P.P. Govorov, A.I. Karpenko; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2005. – 6 pages, 4 illustrations.

The article considers the BN600 reactor IHX secondary-to-primary sodium leak detection method based on the comparison of the results of the calculation of the sodium weights for various periods of time. The choice of the sodium weight as a monitored value has been stipulated by the advantages of the calculated weight value versus the directly measured values. To monitor the density only two values, i. e. weight of sodium in the reactor and secondary sodium weight, are necessary and sufficient to be known.