

ПРОДЛЕНИЕ ПРОЕКТНОГО СРОКА СЛУЖБЫ ЭНЕРГОБЛОКА №3 БЕЛОЯРСКОЙ АЭС С РЕАКТОРОМ БН-600

А.М. Завалишен, С.Л. Ким, В.В. Мальцев

Белоярская АЭС, г. Заречный



Представлены обзор по анализу состояния оборудования энергоблока БН-600, оценка возможности, безопасности и целесообразности продления срока эксплуатации энергоблока. Приведены реализованные мероприятия по повышению безопасности энергоблока, замене и продлению ресурса его оборудования.

Ключевые слова: инвестиционный проект, модернизация, прогноз, ресурс, срок эксплуатации.

Key words: capital project, upgrade, prediction, lifetime, service life.

ВВЕДЕНИЕ

Установленный проектом срок эксплуатации энергоблока № 3 Белоярской АЭС с реактором БН-600 истек 8 апреля 2010 г.

Назначенный в проектах первых поколений АЭС Советского Союза и России 30-летний срок их эксплуатации был определен в 50–60 гг. прошлого века и отражал, во-первых, некоторый консерватизм принятой расчетной базы его обоснования, когда отсутствовали фактические эксплуатационные данные по износу оборудования атомных станций и, во-вторых, экономические аспекты, предусматривающие необходимость возмещения затрат на сооружение и эксплуатацию АЭС, наработку нормативного объема прибыли и формирование финансовых резервов для последующего вывода АЭС из эксплуатации.

Последующий накопленный положительный опыт эксплуатации отечественных и зарубежных АЭС предоставил необходимую базу для обоснования технической возможности пересмотра ранее назначенных сроков службы энергоблоков. Сопоставление затрат на продление срока эксплуатации действующих АЭС с вложениями на сооружение новых генерирующих мощностей показало несомненную экономическую эффективность и привлекательность вложения финансовых средств в продление срока эксплуатации действующих АЭС.

Как следствие, перспективные программы развития атомной отрасли России [1, 2] отражали продление срока эксплуатации действующих АЭС как одну из наиболее важных тенденций современного этапа развития атомной энергетики.

Кроме того, применительно к энергоблоку № 3 Белоярской АЭС с реактором БН-600 особая важность продления его срока эксплуатации (ПСЭ) объяснялась тем

обстоятельством, что этот энергоблок являлся единственным действующим на площадке Белоярской АЭС. В период с 1990 по 2000 гг. годов вопрос расширения площадки новыми энергоблоками еще не был решен и, соответственно, ПСЭ энергоблока № 3 позволило бы сохранить площадку с действующим источником генерируемой мощности 600 МВт.

Работы по ПСЭ энергоблока № 3 были начаты заблаговременно, в 1997 г., т.е. примерно за 13 лет до окончания первоначально назначенного проектом срока его эксплуатации.

Условно работы по ПСЭ можно разделить на два основных этапа:

- подготовительный продолжительностью ~ 8 лет (1997 – 2005 гг.);
- реализация предусмотренных мероприятий по ПСЭ, продолжительность ~ 5 лет (2005–2010 гг.).

ПОДГОТОВИТЕЛЬНЫЕ РАБОТЫ

Необходимость указанного выше столь раннего начала работ заключалась в уникальности реактора БН-600 и оборудования первого и второго натриевых контуров и, как следствие, невозможности использования опыта других АЭС, большего объема необходимых исследований и обоснований.

Работы были начаты в условиях отсутствия нормативной базы по проблематике ПСЭ.

Эвристически, в качестве ориентира было принято продление срока эксплуатации энергоблока на дополнительные 10 лет. Работы были развернуты по следующим основным направлениям:

- анализ ресурсных характеристик систем и элементов энергоблока, зданий и сооружений с выделением критических элементов, которые, собственно, и будут определять ресурс энергоблока;
- предварительная оценка остаточного ресурса основных критических незаменяемых элементов металлоконструкций реактора.

В 2000–2001 гг. на федеральном и отраслевом уровнях была сформирована нормативно-методическая база, определяющая требования к продлению срока службы АЭС [3–5], которая в целом подтвердила правильность первоначально выбранного Белоярской АЭС направления, но потребовала переориентировать начатые работы на возможность ПСЭ энергоблока № 3 не менее, чем на дополнительные 15 лет.

Согласно нормативным требованиям, основная цель первого подготовительного этапа заключалась в следующем – показать техническую возможность и экономическую целесообразность ПСЭ энергоблока, выполнив следующий комплекс работ:

- подтверждение самой принципиальной возможности ПСЭ по состоянию основных критических незаменяемых элементов металлоконструкций реактора;
- комплексное обследование энергоблока с уточнением ресурсных характеристик остальных элементов энергоблока;
- анализ текущего уровня безопасности энергоблока;
- анализ экономической эффективности и целесообразности ПСЭ.

Очевидно, что в первую очередь было необходимо оценить состояние основных критических незаменяемых элементов металлоконструкций реактора. Ответ на этот вопрос определяет саму принципиальную возможность ПСЭ энергоблока и целесообразность продолжения работ по другим направлениям. С этой целью Главным конструктором реакторной установки (ОКБМ) были проведены прогнозные оценки напряженно-деформированного состояния и сопротивления термо-

Федеральное агентство по атомной энергии
Филиал концерна «Росэнергоатом»
Белоярская атомная станция

УТВЕРЖДАЮ
Технический директор
концерна «Росэнергоатом»
Н.М. Сорокин
28.12.2004 г.

Заместитель Генерального директора
концерна «Росэнергоатом» –
директор филиала
«Белоярская атомная станция»
Н.Н. Ошанов
2004 г.

ИТОГОВЫЙ ОТЧЕТ
по результатам комплексного обследования
энергоблока № 3 Белоярской АЭС
3-Бел/ОТЗ-3-2004

Заместитель директора по направлению
АЭС с реакторами БН и реконструкции
АЭС с реакторами ВВЭР СПБАСЭП
Ершов В.Н.

Главный конструктор РУ БН
Васильев Б.А.

Заместитель генерального директора
ГНЦ РФ ФЭИ
Иск. №29-85/2464 от 29.04.2004,
Иск. №29-85/2602 от 15.11.2004
Поплавский В.М.

Главный конструктор – начальник
отделения ОКБ «Гидропресс»
Иск. №31-17/9605 от 15.12.2004
Трунов Н.Б.

ФЕДЕРАЛЬНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
Федеральное государственное унитарное предприятие
«Российский государственный концерн по производству
электрической и тепловой энергии на атомных станциях»
КОНЦЕРН «РОСЭНЕРГОАТОМ»
ФИЛИАЛ КОНЦЕРНА «РОСЭНЕРГОАТОМ» «БЕЛОЯРСКАЯ АТОМНАЯ СТАНЦИЯ»

УТВЕРЖДАЮ
Технический директор
Концерна «Росэнергоатом»
Н.М. Сорокин
28.12.2004 г.

ПРОГРАММА
подготовки энергоблока № 3 Белоярской АЭС
к продлению срока эксплуатации
3-Бел/ОТЗ-3-ПР-154 г.06

Заместитель директора СПБ АЭП
по направлению БН
Иск. № 32-14-БПЗ-3/3 В.Н. Ершов
с 07 с 02 2006 г.

Зам. директора ГНЦ РФ ФЭИ
Иск. № 78-85/875х В.М. Поплавский
с 10 с 03 2006 г.

Главный конструктор РУ БН
ОКБМ
Иск. № 33-479 Б.А. Васильев
с 29 с 03 2006 г.

Зам. директора ЦНИИ КМ «Прометей»
Иск. № КВ-3 Г.П. Карзов
с 31 с 01 2006 г.

Главный конструктор – начальник
отделения ФГУП ОКБ «Гидропресс»
Иск. № 11-18/1932 Н.Б. Трунов
с 31 с 03 2006 г.

Главный инженер Белоярской АЭС
Иск. № 31 с 01 2006 г.

г. Заречный
2006 г.

Федеральное государственное унитарное предприятие
«Санкт-Петербургский научно-исследовательский и
проектно-конструкторский институт
«АТОМЭНЕРГПРОЕКТ»
(ФГУП «СПбАЭНП»)

БЕЛОЯРСКАЯ АЭС
Продление срока эксплуатации энергоблока № 3
Инвестиционный проект
Стадия проектирования
Разработка проектной документации
Том 1
Раздел 1. Общая пояснительная записка
Б.Т.2-00-004.ИИ/1

Заместитель директора
по направлению АЭС с реакторами БН
и реконструкции АЭС с реакторами ВВЭР
В.Н. Ершов
2006

Технический инженер проекта
М.Р. Ашмизов

Открытое акционерное общество
«Концерн по производству электрической и
тепловой энергии на атомных станциях»
(ОАО «Концерн Энергоатом»)

УТВЕРЖДАЮ
И.о. первого заместителя Генерального
директора – Технический директор
ОАО «Концерн Энергоатом»
Ю.В. Кольев
28.12.2009

БЕЛОЯРСКАЯ АТОМНАЯ ЭЛЕКТРИЧЕСКАЯ СТАНЦИЯ
БЛОК 3
ОТЧЕТ ПО УГЛУБЛЕННОЙ ОЦЕНКЕ БЕЗОПАСНОСТИ

Главный конструктор РУ БН
ОАО «ОКБМ АФРИКАНТОВ»
Б.А. Васильев

Директор департамента проектирования
АЭС с реакторами БН и реконструкции АЭС
с реакторами ВВЭР ОАО «СПбАЭНП»
В.Н. Ершов

И.о. директора Проектно-конструкторского
филиала ОАО «Концерн Энергоатом»
В.П. Новик

Главный инженер филиала ОАО «Концерн
Энергоатом» «Белоярская АЭС»
М.В. Баянов

Заместитель директора ГНЦ РФ ФЭИ
В.М. Поплавский

2009

механической усталости «критических» элементов (корпус реактора, напорная камера, отражатель нейтронов; опорный пояс, коллекторы, блок напорного трубопровода, опора теплообменников, трубы защиты с графитом в районе перелива), которые показали принципиальную возможность продления эксплуатации

реакторной установки БН-600 до 40 лет и сохранение работоспособности элементов установки при продлении срока эксплуатации РУ до 45-ти лет при сохранении штатных режимов работы реактора и проведении необходимых работ по техобслуживанию и ремонту [6, 7].

В то же время прогнозные оценки были выполнены с учетом механических характеристик конструкционных материалов на базе $2 \cdot 10^5$ ч (~ 30 лет) по предельным значениям, имевшимся в нормативной документации. Соответственно, для получения более достоверных результатов расчета остаточного ресурса элементов реактора, а также оборудования первого и второго контуров было признано необходимым при подготовке к ПСЭ провести комплекс металловедческих работ по определению служебных характеристик металла на базе вплоть до $3 \cdot 10^5$ ч (~ 45 лет).

Комиссионное комплексное обследование состояния элементов энергоблока, зданий и сооружений потребовало два года (2003–2005 гг.) напряженных усилий как персонала станции, так и привлеченных специализированных организаций. Было обследовано ~ **75,5 тысяч** элементов, представляющих номенклатуру из ~ **1,2 тысячи** позиций. Необходимо отметить, что обследовались не только элементы, важные для безопасности энергоблока как ядерного объекта, но и вспомогательные общезнергетические элементы, поскольку работоспособность их обеспечивала бы возможность дальнейшего функционирования энергоблока как источника электрической и тепловой энергии. Кроме того, были отдельно проанализированы и обоснованы возможности безопасного обращения с радиоактивными отходами и обеспечения временного хранения отработавшего ядерного топлива и его вывоза с площадки АЭС в период дополнительного 15-летнего срока эксплуатации. Результаты комплексного обследования [8] показали, что для подавляющего большинства элементов энергоблока (в основном, это элементы КИП, электротехнического и ряда тепломеханического оборудования) их необходимое техническое состояние полностью обеспечивается за счет реализованной на Белоярской АЭС стратегии технического обслуживания и ремонта (ТОиР). В то же время полученные результаты позволили обоснованно сформировать номенклатуру элементов, для которых

- по физическому состоянию необходима их замена для обеспечения возможности дальнейшей эксплуатации энергоблока на дополнительный срок (**20** позиций с общим количеством заменяемых элементов ~ **1164** единиц);
- необходимо проведение дополнительных исследований и обоснований возможности дальнейшей эксплуатации (основной и страховочный корпус реактора, его внутрикорпусные элементы, а также элементы энергоблока по **131** позиции). Указанный объем дополнительных исследований с уровнем утверждения обосновывающей ПСЭ документации был рассмотрен и одобрен Ростехнадзором.

В рамках оценки текущего уровня безопасности было проанализировано соответствие энергоблока требованиям всех действовавших на тот период (вплоть до 2005 г.) 164-х нормативных документов Ростехнадзора, регламентировавших вопросы обеспечения безопасности при эксплуатации АЭС. При этом не просто констатировалось наличие тех или иных отступлений, но, согласно современным требованиям, выявленные нарушения были проклассифицированы с точки зрения их влияния на безопасность и по результатам обобщения однотипных последствий сформулированы следующие проблемы безопасности [9]:

- отсутствие на энергоблоке требуемых правилами резервного пункта управления (РПУ) и второго комплекта аппаратуры аварийной защиты (АЗ2К);
- необходимость повышения надежности системы теплоотвода от реактора;

- отсутствие расчетного подтверждения возможности выполнения системами и элементами, важными для безопасности, своих функций при землетрясении интенсивностью выше проектного землетрясения (ПЗ);

- необходимость оснащения энергоблока рядом дополнительных технических средств с целью ослабления возможных последствий наиболее тяжелых запроектных аварий.

Отсутствие РПУ и АЗК с учетом уже реализованных на тот момент на энергоблоке компенсирующих мероприятий имело невысокую (первую-вторую) категорию значимости с точки зрения их влияния на безопасность. Тем не менее, было признано целесообразным при подготовке энергоблока к ПСЭ предусмотреть оснащение его РПУ и АЗК.

Потенциально более высокую – третью категорию значимости имели проблемы повышения надежности отвода тепла от реактора и управляемости при запроектных авариях, обеспечения сейсмостойкости.

Необходимо отметить, что в этот период был выполнен весьма значимый этап – методами микросейсмораионирования были установлены параметры землетрясений, присущих площадке энергоблока № 3 Белоярской АЭС – ПЗ 5 баллов с повторяемостью 1000 лет, максимально расчетное землетрясение (МРЗ) 6 баллов с повторяемостью 10 000 лет [10]. Это был несомненно очень важный, но только первый шаг. Дальше необходимо было либо подтвердить стойкость оборудования, либо предусмотреть и реализовать технические мероприятия по повышению его сейсмостойкости.

Эффективность мероприятий по устранению или ослаблению последствий указанных проблем была оценена и подтверждена с применением инструментария вероятностного анализа безопасности [11], после чего они были предусмотрены в последующей реализации при подготовке энергоблока к ПСЭ.

Вопросы сейсмостойкости зданий и оборудования потенциально могут иметь достаточно высокую – третью категорию значимости. Но нужно подчеркнуть, что пока это только потенциальная и максимально консервативная оценка, поскольку проводимые работы по уточнению сейсмических параметров площадки и сейсмостойкости оборудования еще не завершены.

Результаты первого, подготовительного, этапа предоставили обширную базу данных, позволивших подготовить

- программу [12], содержащую всю номенклатуру необходимых для ПСЭ технических мероприятий по повышению безопасности энергоблока, замене оборудования, дополнительным обследованиям, подготовке лицензионной документации;

- обоснование экономической эффективности ПСЭ, включающее в себя перспективный анализ востребованности электроэнергии энергоблока № 3 для обеспечения потребителей Свердловской энергосистемы, расчеты коммерческой, экономической (общественной) и бюджетной эффективности инвестиций. Результаты расчетов подтвердили, что проект ПСЭ энергоблока на 15 лет имеет весьма хорошие для энергетической отрасли показатели эффективности (индекс доходности, внутренняя норма доходности, срок окупаемости) – дисконтированный срок окупаемости составляет ~ 11,5 лет.

Учитывая полученные положительные результаты подготовительного этапа эксплуатирующей организацией – концерном «Росэнергоатом» – было принято решение [13] о целесообразности продолжения работ по ПСЭ энергоблока № 3 и их полномасштабном финансировании.

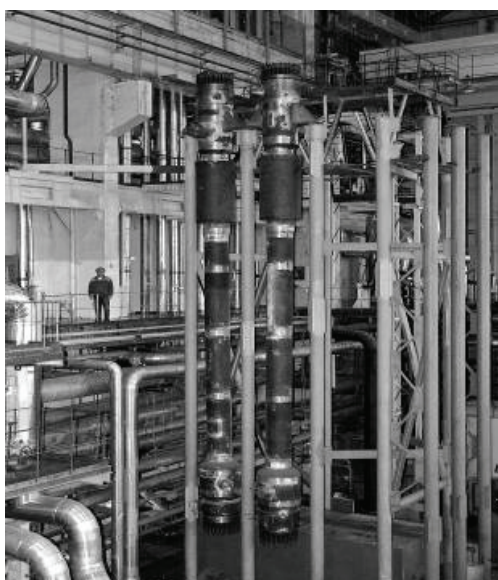
РЕАЛИЗАЦИЯ МЕРОПРИЯТИЙ ПО ПСЭ ЭНЕРГБЛОКА

Реализация предусмотренных мероприятий проводилась на основании Инвестиционного проекта ПСЭ [14], утвержденного Росатомом, с общей стоимостью работ 2 351,4 млн. руб. в базовых ценах 2000 г.

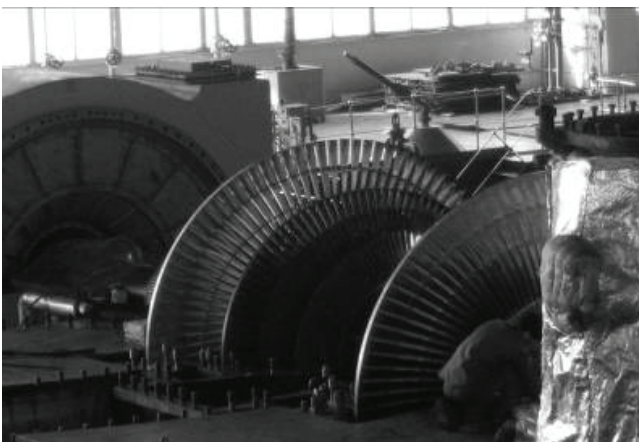
На всем этапе подготовки энергоблока № 3 к ПСЭ в полной мере была реализована концепция выполнения работ «на ходу», т.е. необходимые работы выполнялись в периоды плановых остановов энергоблока на ремонт (ППР) без дополнительного простоя энергоблока.

Работы выполнены по следующим основным направлениям:

- повышение безопасности энергоблока, включая обоснование и повышение сейсмостойкости;
- проведение дополнительных материаловедческих работ по уточнению служебных характеристик металла и обоснование ПСЭ незаменяемых металлоконструкций реактора на дополнительные 15 лет;



Новые модули парогенератора



Модернизация последних ступеней цилиндров низкого давления турбин

- замена оборудования;
- выполнение дополнительных обследований и обоснований ПСЭ для согласованного с Ростехнадзором круга элементов;
- разработка отчета по углубленной оценке безопасности и комплекта документации, обосновывающей получение лицензии на дополнительный срок эксплуатации.

В рамках повышения безопасности энергоблока и улучшения условий управления запроектными авариями реализованы следующие мероприятия.

- В помещении реакторного отделения создан резервный пункт управления, отделенный от блочного щита управления территориально и по схемам контроля и управления, оснащенный

собственной автономной системой жизнеобеспечения персонала. В объеме создания РПУ реактор оснащен дополнительными средствами измерения температуры натрия на выходе из активной зоны с диапазоном до 1000°C для обеспечения контроля за тепловым состоянием реактора при запроектных авариях.

- Завершена модернизация первого комплекта аппаратуры аварийной защиты (устаревшая транзисторная аппаратура заменена на ап-

паратуру с использованием микросхем, осуществлен переход на цифровую обработку сигналов). В помещении реакторного отделения создан второй комплект аппаратуры аварийной защиты реактора по нейтронно-физическим и технологическим параметрам, схемно и территориально отделенный от первого комплекта аппаратуры защиты.

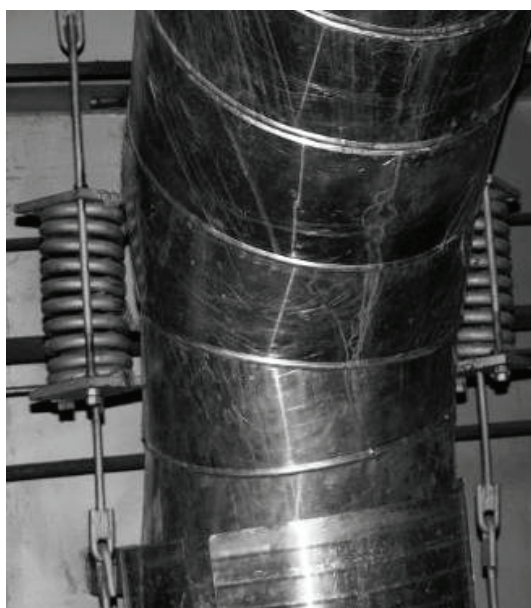
- Модернизированы существующие два канала системы аварийного электроснабжения первой группы надежности (каналы разнесены территориально в различные помещения для исключения отказа по общей причине, морально устаревшие обратимые двигатели-генераторы заменены на тиристорные преобразователи). Согласно требованиям правил, пропорционально количеству каналов теплоотвода (три) организован третий канал данной системы.

- Проведена модернизация системы радиационного контроля с заменой технических средств на современные, увеличением объема контроля радиационных параметров и изменением структуры системы.

- Выполнен предусмотренный объем работ по обоснованию сейсмостойкости зданий, сооружений и оборудования по уточненным сейсмическим параметрам площадки энергоблока № 3. Расчетному исследованию и обоснованию по уточненным параметрам были подвергнуты 84 системы, включая системы первого, второго, третьего технологических контуров, электротехническое оборудование и КИП. По 25-ти системам расчетом обоснована их сейсмостойкость, на 59-ти системах выполнен рекомендованный объем дополнительных работ по повышению их сейсмостойкости (модернизация опорно-подвесной системы, укрепление, усиление конструкций или замена ослабленных элементов, изменение трассировки трубопроводов). Таким образом, энергоблок № 3 с реактором БН-600 является практически единственным действующим энергоблоком АЭС на территории России, на котором в результате реально выполненных работ сейсмостойкость обеспечивается при землетрясениях интенсивностью до шести баллов включительно.



Второй комплект аппаратуры аварийной защиты реактора



Повышение сейсмостойкости – модернизация опорно-подвесной системы



Модернизация системы радиационного контроля – автоматизированное рабочее место сменного инженера

тки от аэрозолей натрия с использованием батарейного циклона со сроком реализации 2011 г.

Для уточнения служебных характеристик металла и обоснования ПСЭ незаменимых металлоконструкций реактора потребовалось дополнительно выполнить широкий спектр работ: получение дополнительных экспериментальных данных по механическим свойствам, распуханию и трещиностойкости на основании исследований натурных элементов; подготовку базы данных по механическим и радиационным характеристикам стали Х18Н9 и ее аналогов; разработку физико-механических моделей для прогнозирования длительной прочности, пластичности и роста трещин в облученном материале; оценку изменения служебных свойств конструкционных материалов за 34105 ч (~ 45 лет) эксплуатации реактора. На базе полученных результатов была разработана методология расчета прочности (напряженно-деформированного состояния) элементов реакторной установки с натриевым теплоносителем, оформленная одобренным Ростехнадзором специальным руководящим документом [15]. Выполненные в 2007 г. ОКБМ расчеты прочности незаменимых элементов реактора БН-600 по критериям механики разрушения с учетом дефектности материалов и сварных соединений и вновь разработанной методологии расчетов прочности показали, что

- по условиям нейтронного облучения существующее радиационное распухание

- Проводятся работы по оснащению энергоблока дополнительной системой аварийного расхолаживания с использованием воздушного теплообменника с установленным сроком реализации 2012 г. Система будет располагаться в центральном зале в непосредственной близости от реактора и предназначена для обеспечения расхолаживания реактора для всего спектра возможных теплоотводных аварий.

- Проводятся работы по оснащению пожарной вентсистемы помещений с натриевым оборудованием системой очистки



Резервный пункт управления

ождается для одного из незаменимых элементов – подпорки, ограничивающей массив сборок активной зоны, но за 45 лет эксплуатации ожидаемое формоизменение подпорки не приведет к потере работоспособности связанного с ней оборудования (сборок активной зоны, элеваторов загрузки-выгрузки и механизма перегрузки);

- во всех «критических» элементах реактора условия прочности не нарушаются в течение 45 лет эксплуатации даже с учетом возможного зарождения и прогнозируемого развития трещин.

Полученные результаты позволили обосновать работоспособности незаменимых элементов реактора БН-600 [16] и решения о продлении их срока службы на дополнительные 15 лет [17, 18], одобренные Ростехнадзором.

Замена физически изношенного оборудования проводилась по 20-ти позициям.

Наиболее финансовоемкой (~62% от общей стоимости работ по ПСЭ) явились работы по изготовлению и замене всех 72-х модулей на всех трех парогенераторах (ПГ). С учетом длительного цикла изготовления и возможности замены модулей на энергоблоке только в периоды ППР организация работ была начата сразу – в период 2005–2006 гг. На настоящий момент весь комплект модулей изготовлен и заменен в предусмотренном объеме. Таким образом, на эксплуатацию в дополнительный период энергоблок выходит с новыми ПГ.

Кроме модулей ПГ заменено следующее основное оборудование энергоблока: рабочие колеса всех трех главных циркуляционных насосов первого контура; система управления перегрузкой реактора (СУ ТТЧ-П) и система управления отмывкой отработавших ТВС (СУ ТТЧ-О); ряд питательных электронасосов (4,5,6ПЭНБ); последние ступени цилиндров низкого давления всех трех турбин (замена из-за износа последних ступеней Баумана позволила, кроме повышения надежности, увеличить электрическую мощность каждой турбины на ~3 МВт); системы возбуждения всех трех турбогенераторов (на современные тиристорные), а также ряд элементов системы выдачи электроэнергии (выключатели сети 0,4 кВ – 50 единиц и аппаратура системы электрообогрева натриевых контуров – 252 единицы); рабочие и ремонтные затворы гидроузла (3 единицы); циркуляционные насосы ЦН-3,4; все сетевые насосы системы теплоснабжения (ЗСНТ-А,Б,В,Г); аппаратура систем контроля механических величин турбин (3 комплекта), антисейсмической защиты (2 комплекта), технологического КИП (677 единиц) и контроля течи парогенераторов (18 единиц).

Необходимо отметить, что для повышения безопасности энергоблока кроме реализации Инвестиционного проекта ПСЭ были использованы возможности международной помощи. По программе ТАСИС производится замена арматуры третьего пароводяного контура систем, важных для безопасности (231 единица изготовления германской фирмы Земпелл), а также остальных выключателей сети 0,4 кВ (257 единиц изготовления итальянского филиала Шнайдер Электрик). На петлях теплоотвода № 5, 6 арматура заменена, завершение на петле № 4 предусмотрено в ППР 2011 года. Завершение замены выключателей предусмотрено в 2012 г.

В соответствии с согласованным с Ростехнадзором перечнем для 131 позиции систем и элементов энергоблока с привлечением соответствующих специализированных организаций были проведены дополнительное обследование, оценка технического состояния и остаточного ресурса, расчеты на прочность. По результатам выполненных работ для всех этих систем и элементов оформлены решения о продлении их срока службы и условиях дальнейшей эксплуатации. Согласно установленной процедуры, для элементов второго класса безопасности решения были утверждены в эксплуатирующей организации, для элементов третьего клас-



Комплект документов для получения лицензии на дальнейшую эксплуатацию энергоблока № 3 Белоярской АЭС



Лицензия № ГН-03-101-2342 от 07.04.2010 на эксплуатацию энергоблока № 3

са безопасности решения были оформлены на уровне Белоярской АЭС, все решения прошли экспертизу и одобрены Уральским округом Ростехнадзора. Выданные надзорным органом предложения и замечания рекомендовано учесть и (или) устранить в процессе дальнейшей эксплуатации в дополнительный период.

С учетом проводившихся на энергоблоке работ по повышению его безопасности и сейсмостойкости, модернизации систем, замене оборудования на современное, результатов дополнительных обследований с применением современных аттестованных расчетных кодов были проведены уточненные расчеты путей протекания и последствий возможных нарушений нормальной эксплуатации, проектных и запроектных аварий, а также вероятностные оценки безопасности энергоблока (вероятность повреждения активной зоны снижена до $3,54 \cdot 10^{-5}$ на реактор в год). Полученные результаты легли в основу разработанного отчета по углубленной оценке безопасности [19], который совместно с комплектом обосновывающей документации (36 документов) был представлен в Ростехнадзор на экспертизу.

07.04.2010 г. Ростехнадзором выдана лицензия № ГН-03-101-2342 на эксплуатацию энергоблока № 3 Белоярской АЭС на мощности реактора вплоть до разрешенной, номинальной со сроком действия лицензии до 31.03.2020 г.

Предложения и замечания, сформулированные по результатам экспертизы, не содержат факторов, препятствующих эксплуатации энергоблока, и рекомендованы для учета и (или) устранения в процессе дальнейшей эксплуатации энергоблока в дополнительный период.

Поскольку для элементов энергоблока оформлен новый назначенный ресурс до 2025 г., имеется возможность последующего продления лицензии еще на пять лет.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Продление срока эксплуатации действующих энергоблоков АЭС является одной из важных тенденций современного этапа развития атомной энергетики и наиболее эффективным направлением вложения финансовых средств для сохранения генерирующих мощностей.

В результате проведенного большого объема работ по анализу состояния незаменимого оборудования энергоблока № 3 Белоярской АЭС, а также оценки технической возможности, безопасности и экономической целесообразности была определена принципиальная возможность ПСЭ энергоблока и реализованы мероприятия по повышению безопасности энергоблока, замене и продлению ресурса его оборудования; при этом

- на всем этапе подготовки энергоблока к ПСЭ была реализована концепция выполнения работ «на ходу» – в периоды плановых остановов энергоблока на ремонт без его дополнительных простоев;
- реализация предусмотренных мероприятий проводилась без превышения общей стоимости работ, определенной в Инвестиционном проекте, и, соответственно, без увеличения срока их окупаемости.

Энергоблок № 3 Белоярской АЭС был приведен к соответствию требованиям действующих в атомной энергетике норм и правил, выдана лицензия на его эксплуатацию в дополнительный период.

Литература

1. Программа развития атомной энергетики РФ на 1998-2005 годы и на период до 2010 года, утвержденная постановлением Правительства РФ от 21.07.1998 № 815.
2. Стратегия развития атомной энергетики в первой половине XXI века, одобренная Правительством РФ 25.02.2000.
3. Основные требования к продлению срока эксплуатации блока атомной станции. НПО172000.
4. Основные положения по продлению срока эксплуатации блоков АС второго поколения. РДЭ0032701.
5. Положение по управлению ресурсными характеристиками элементов энергоблоков АС. РДЭ0028101.
6. Предварительное обоснование возможности эксплуатации РУ БН-600 в течение 40 лет. Инв. № 9788/04от. – ФГУП ОКБМ, Нижний Новгород, 2004.
7. Предварительная оценка работоспособности незаменимых элементов («критических узлов») реактора БН-600 в течение 45 лет. Инв. № 9787/04от. – ФГУП ОКБМ, Нижний Новгород, 2004.
8. Итоговый отчет по результатам комплексного обследования энергоблока № 3 Белоярской АЭС, № Бел/Отч 3-2004, 2004.
9. Оценка безопасности энергоблока № 3 Белоярской АЭС. Анализ несоответствий энергоблока № 3 требованиям НТД Ростехнадзора. Отчет, № 38-5/10-847, 2004.
10. Комплект отчетной документации по результатам оценки сейсмической опасности площадки энергоблока №3 и оценки сейсмостойкости оборудования здания главного корпуса энергоблока № 3 Белоярской АЭС. ФГУП СПбАЭП, С-Петербург, 2004-2006.
11. Оценка эффективности мероприятий по компенсации дефицитов безопасности энергоблока с реактором БН-600 при продлении срока эксплуатации. Инв. № 10410/050т. – ФГУП ОКБМ, Нижний Новгород, 2005.
12. Программа подготовки энергоблока № 3 Белоярской АЭС к продлению срока эксплуатации, № БелАЭС 3 ПРГ-457 К06, 2006.
13. Приказ № 298 08.04.2005 концерна «Росэнергоатом» Об организации работ по продлению эксплуатации энергоблока № 3 Белоярской АЭС.
14. Инвестиционный проект продления срока эксплуатации энергоблока № 3, инв. № БЛ.2-00-004.ИП/1-3. – ФГУП «СПбАЭП», С-Петербург, 2006.

15. Методика расчета прочности основных элементов реакторных установок на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем, РД 90.1.1.2.09.0714-2007.
16. Обоснование работоспособности незаменяемых элементов реактора БН-600 в течение 45 лет эксплуатации энергоблока № 3 Белоярской АЭС. Инв. № 11032/07 от. – ФГУП ОКБМ, Нижний Новгород, 2007.
17. Решение о продлении срока службы корпуса и страховочного кожуха реактора БН-600 энергоблока № 3 Белоярской АЭС. № БелАЭС ЗР-71К(1.43)2009, 2009.
18. Решение о продлении срока службы незаменяемого внутриреакторного оборудования БН-600 энергоблока № 3 Белоярской АЭС. № БелАЭС ЗР-70К(1.43)2009, 2009.
19. Белоярская АЭС. Блок 3. Отчет по углубленной оценке безопасности, утв. 18.03.2009, инв №№ 1682П- 1695П. – ПКФ, Москва.

Поступила в редакцию 14.10.2011

the design lifetime. The results of the completed work have shown that the serviceability of the replaceable equipment is ensured for 45 years of operation.

УДК 621.039.56

Problem of the Lowering of the Nuclear Power Plant Personnel Exposure \O.L. Tashlykov, S.E. Shcheklein, V.I. Bulatov, A.G. Shastin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 6 pages, 3 illustrations. – References, 7 titles.

The data on the change in the personnel exposure at different stages of the nuclear power plant life cycle are presented. The evolution of the measures on reduction in the exposure and their efficiency are considered. The role of the remote and automated devices in the reduction of the personnel exposure during maintenance and inspection is shown. The main fields of the studies on solving the tasks of the personnel exposure optimization during the NPP decommissioning are presented.

УДК 621.039.58

Beloyarsk NPP BN-600 Reactor Unit 3 Lifetime Extension \A.M. Zavalishen, S.L. Kim, V.V. Maltsev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 12 pages, 9 illustrations. – References, 19 titles.

The analysis of the condition of the BN-600 power unit equipment is reviewed, the possibility, the safety and the appropriateness of the power unit lifetime extension is assessed as well as the measures taken to improve the power unit safety and replace its equipment and extend its lifetime are presented.

УДК 621.039.56

Utilization of the Reactivity Monitoring Counting Channel for In-Service Monitoring of Beloyarsk NPP Unit 3 BN-600 Reactor Core Characteristics \V.A. Zhyoltyshev, V.A. Lititsky, I.P. Matveenko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 10 pages, 6 tables, 3 illustrations. – References, 9 titles.

The utilization of the reactivity monitoring counting channel manufactured by the Federal state unitary enterprise “State scientific centre “IPPE” has allowed the additional reactivity monitoring methods which make it possible to improve both the safety and effectiveness of the reactor operation to be developed. The experience accumulated during the development can serve as the basis during the work of the same type for the BN800 reactor and other perspective fast reactors.

УДК 621.039.54

Location of the Failed Fuel Sub-Assemblies in the BN-600 Reactor Core using a Sector Failed Fuel Detection System \A.S. Zhilkin, S.A. Gurev, S.L. Osipov, A.V. Salyaev, V.A. Shamansky, A.G. Tsikunov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 9 pages, 2 tables, 6 illustrations.

The results of the development of the algorithm and M36 code which is used to define a direction to the failed fuel sub-assembly in the core, a sector and a group of the slots in the sector where the failed fuel sub-assembly is located are presented. The results of the calculation using the M36 code are compared with the test data and the generally good agreement for the reactor core slots is shown.

УДК 621.039.54

Automated Complex for Nondestructive Examination of the Irradiated BN-600 Reactor Components \M.V. Kuprienko, S.S. Sagalov, A.N. Kostyuchenko, E.V. Kubasov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 9 pages, 9 illustrations. – References, 5 titles.

The state-of-the-art methodological equipment for the post-irradiation examination of the condition of the sub-assemblies and absorbing and fuel pins of the BN-600 reactor has been developed. Equipping the Beloyarsk NPP shielded cell with the process and research equipment of the second modification allows the efficient diagnosis of the condition of the BN-600 reactor core components to be presently conducted.