

ВЫПОЛНЕНИЕ ПРОГРАММ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЭНЕРГООБЛОКОВ № 1 И № 2 БЕЛОЯРСКОЙ АЭС

**Н.Н. Ошканов, В.Ф. Росляков, Б.И. Чубаров, В.А. Махов,
Е.А. Винивитин**

Белоярская атомная станция, г. Заречный



В статье приведен перечень и краткое техническое содержание работ по вопросам эксплуатации и подготовки к выводу из эксплуатации остановленных энергоблоков, развивающихся по трем основным направлениям: обеспечение безопасного хранения ОЯТ и подготовка его к вывозу; реализация программы удаления просыпей ОЯТ с остановленных блоков; выполнение работ по программе обращения с РАО.

Ключевые слова: реактор АМБ, вагон-контейнер, вывод из эксплуатации, отработавшее ядерное топливо, радиоактивные отходы.

Key words: AMB reactor, flask car, decommissioning, irradiated fuel, radwaste.

ВВЕДЕНИЕ

Действующие в настоящее время Программы вывода из эксплуатации блоков № 1 (№ 2) Белоярской АЭС приняты к выполнению в 2003 г. Отдельные направления работ – по хранению и подготовке к вывозу отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), обращению с радиоактивными отходами (РАО), повышению безопасности мест локализации просыпей топлива – детализированы в следующих долгосрочных подпрограммах:

- «Программа по обеспечению безопасного хранения и подготовки к вывозу отработавшего ядерного топлива реакторов АМБ Белоярской АЭС»;
- «Программа удаления просыпей облученного ядерного топлива из кладки, систем и элементов оборудования блоков №№ 1,2 Белоярской АЭС»;
- «Рабочая программа по обращению с РАО на АЭС концерна «Росэнергоатом» на период с 2003 по 2008 годы».

Разработка и реализация мероприятий по программам конкретизируются в ежегодных планах тематических мероприятий по подготовке и выводу из эксплуатации блоков 1,2.

ЭКСПЛУАТАЦИЯ ОБОРУДОВАНИЯ, СИСТЕМ, ЗДАНИЙ И СООРУЖЕНИЙ БЛОКОВ В СООТВЕТСТВИИ С ТЕХНОЛОГИЧЕСКИМ РЕГЛАМЕНТОМ

Реактор

После останова в 1981 г. выгрузка ОЯТ из реактора №1 проведена с 1981 г. по январь 1987 г. Реактор отключен от всех технологических потоков: вода, пар, азот.

© Н.Н. Ошканов, В.Ф. Росляков, Б.И. Чубаров, В.А. Махов, Е.А. Винивитин, 2009

В 2006 г. выполнена герметизация верхнего листа верхней плиты реактора. В реакторе находится 30 полностью погруженных рабочих органов системы управления защитой реактора (СУЗ). Исполнительные механизмы СУЗ обесточены и их электросхемы отключены для предотвращения извлечения рабочих органов. Контуры охлаждения аварийной защиты, автоматического и ручного регулирования реактора опорожнены.

Реактор № 2 остановлен в 1989 г. Из реактора в период 1990 – 1993 гг. полностью выгружены ТВС. В реакторе находятся 80 полностью погруженных рабочих органов СУЗ. Исполнительные механизмы СУЗ обесточены.

Осуществляется контроль температуры, влажности, активности графитовых кладок реакторов №1, 2 с помощью системы контроля реакторного пространства (СКРП), разработанной для контроля параметров реакторов №1, 2 с выгруженной активной зоной.

Системы блоков

Эксплуатация действующего оборудования проводится в соответствии с «Технологическим регламентом эксплуатации 1 очереди БАЭС». Основные контуры блоков и их оборудование не работают и освобождены от технологических сред. В соответствии с проектом и программой законсервированы подогреватели низкого и высокого давления системы регенерации тепла турбины, трубопроводы в их пределах и тепломеханическое оборудование блока № 1.

Лицензирование

В соответствии с действующими нормативными документами в отрасли вывод из эксплуатации начинается после удаления ОЯТ с остановленных блоков. На этап подготовки к выводу из эксплуатации (существующее состояние блоков) получены лицензии на эксплуатацию блоков, остановленных для вывода из эксплуатации [1].

БЕЗОПАСНОЕ ХРАНЕНИЕ В БАСЕЙНАХ ВЫДЕРЖКИ (БВ) ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА И ПОДГОТОВКА ЕГО К ВЫВОЗУ С ПРОМПЛОЩАДКИ 1 ОЧЕРЕДИ БАЭС

На период до вывоза ОЯТ АМБ с площадки Белоярской АЭС необходимо обеспечить его безопасное хранение. Мероприятия по повышению безопасности хранения ОЯТ АМБ детализированы в решениях:

- «Об установке в чехлы кассет К-17 с ОЯТ реакторов АМБ-100, АМБ-200 в бассейнах выдержки энергоблоков № 1, 2 Белоярской АЭС»;
- «Об обеспечении выполнения противоаварийных мероприятий по безопасному хранению и подготовке к вывозу ОЯТ остановленных реакторов АМБ-100, АМБ-200 Белоярской АЭС»;
- «О выполнении дополнительных мероприятий по обеспечению безопасности при возможной разгерметизации бассейнов выдержки №1 и 2 Белоярской АЭС».

По результатам технико-экономических исследований, обобщению сведений по состоянию ОЯТ АМБ и перспективам обращения с ним рекомендован наиболее перспективный вариант окончательной утилизации ОЯТ АМБ – его радиохимическая переработка. Для выполнения этого направления работ разрабатываются программы обращения с ОЯТ АМБ на предприятии по переработке ОЯТ и технологии разделки и переработки ОЯТ АМБ. Вопрос находится на стадии выработки технических предложений с их последующим анализом; никаких окончательных решений по нему не принято.

По действующим в период 2002–2008 гг. программам по обеспечению безопасного хранения и подготовки к вывозу отработавшего ядерного топлива реак-

торов АМБ Белоярской АЭС выполнены следующие мероприятия.

1. По подготовке к вывозу ОЯТ АМБ:

- изготовлен опытный образец контейнера ТУК-84 для кассет К-17 и проведены его приемочные испытания, в том числе бросковые по нормам МАГАТЭ [7–9] (рис.1);

- изготовлен опытный образец контейнера ТУК-84/1 для кассет К-35 и проведены его приемочные испытания, которые подтвердили возможность его доработки для транспортирования и хранения кассет К-17;

- изготовлена партия пеналов, входящих в состав ТУК-84/1 для кассет К-35 и для кассет К-17;

- изготовлено шесть вагонов-контейнеров ТК-84/1 для перевозки ТУК-84/1, проведены приемочные испытания головного из серии вагона в условиях железнодорожного коридора первой очереди Белоярской АЭС (рис. 2);

- разработан проект по модернизации транспортно-технологической части блоков, изготовлено и смонтировано оборудование для загрузки кассет К-17 в пеналы; завершается изготовление эксплуатационного оборудования для загрузки кассет К-17 в ТУК-84/1;

- проведена реконструкция строительной части железнодорожного коридора блоков и станционных железнодорожных путей для приемки опытного образца вагона-контейнера ТК-84/1.

2. По обеспечению безопасного хранения ОЯТ АМБ на Белоярской АЭС:

- введена в эксплуатацию система очистки вод БВ-1,2 от изотопов цезия [5];

- вырезаны образцы чехловых труб из реперной кассеты-17 и проведены исследования их толщины; изготовлена установка неразрушающего контроля толщины чехловых труб кассет и визуальной оценки повреждений (рис. 3);

- проведены измерения толщины стенок чехловых труб 26 кассет;

- выполнена герметизация комплексов помещений БВ-1,2;



Рис. 1. Бросковые испытания опытного образца ТУК-84



Рис. 2. Вагон-контейнер ТК-84/1 в железнодорожном коридоре блоков №1, 2

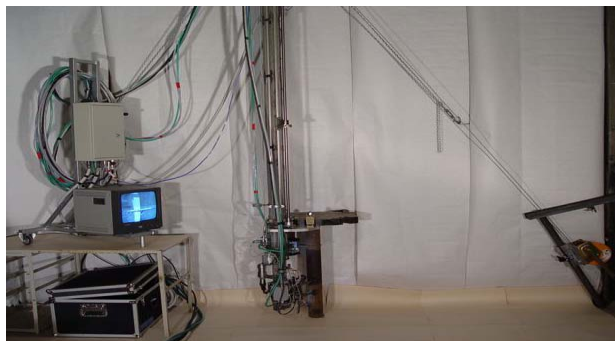


Рис. 3. Общий вид установки неразрушающего контроля толщины стенок чехловых труб

- разработан ТОб при хранении и обращении с ОЯТ АМБ;
- разработана и введена в работу система непрерывного контроля уровня воды в БВ-1,2;
- разработан технический проект на модуль пенального сухого хранилища для кассет с ОЯТ АМБ;
- разработано оборудование и программное обеспечение для обнаружения места течи металлической облицовки БВ;
- проведены стендовые испытания модернизированной оснастки для ремонта облицовки БВ;
- разработан проект, проводятся работы по реконструкции системы опорожнения БВ;
- проведена реконструкция вентиляционных систем для ограничения потенциального выброса радиоактивных аэрозолей при опорожнении любого из бассейнов выдержки;
- проводится обследование строительных конструкций аппаратного отделения для определения остаточного ресурса;
- разработаны программа работ по обращению с кассетами с ОЯТ АМБ при возможном опорожнении БВ и технические предложения по модернизации кранового оборудования и оснастки для дистанционного выполнения работ по перегрузке кассет с ОЯТ;
- для восстановления барьера безопасности, нарушенного вследствие сквозной язвенной коррозии чехловых труб кассет К-17у, и для исключения дальнейшего контакта кассет К-17 с водой БВ принято решение об установке кассет К-17 с ОЯТ в бассейнах выдержки в чехлы; разработана КД опытного образца тонкостенного чехла для кассет К-17, завершается его изготовление; изготовление установочной партии, серийное изготовление и зачехление К-17у планируется выполнить в период 2009–2010 гг.;
- выполняется разработка состава и технологии получения неорганического материала-стабилизатора для заливки в чехол с установленной кассетой К-17у.

ВЫПОЛНЕНИЕ ПРОГРАММЫ УДАЛЕНИЯ ПРОСЫПЕЙ ОБЛУЧЕННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ИЗ КЛАДКИ, СИСТЕМ И ЭЛЕМЕНТОВ ОБОРУДОВАНИЯ БЛОКОВ 1, 2

Программа предусматривает разработку технологий по удалению просыпей ОЯТ и их переработку в формы, удобные для длительного хранения/захоронения в соответствии с требованиями нормативной документации, и проектов локализации оборудования, содержащего просыпи, с усилением барьеров безопасности и физической защиты. В частности, для локализации просыпей в пределах реактор-

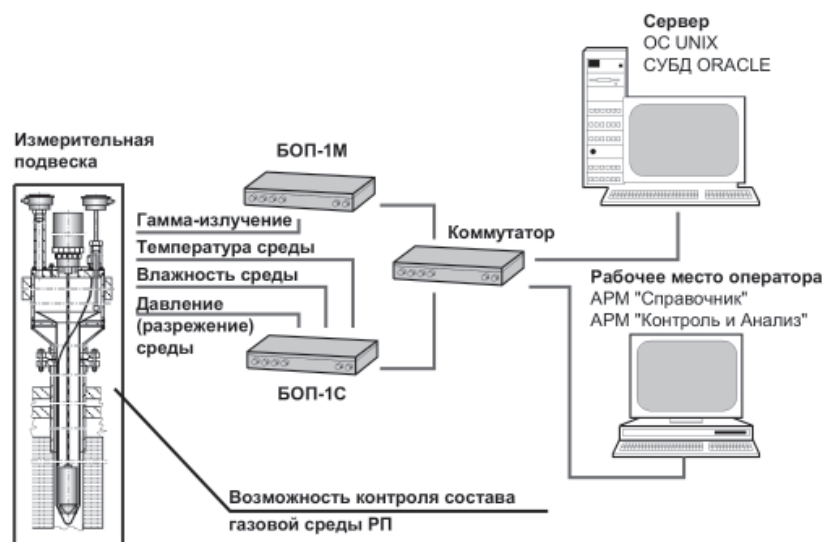


Рис. 4. Состав системы СКРП

ного пространства реакторов АМБ-100,200 для хранения под наблюдением разработаны и реализованы проекты их герметизации.

Разработан проект системы контроля реакторного пространства РП-1,2. Для РП-1 и РП-2 изготовлены, смонтированы и введены в опытную эксплуатацию по одному каналу СК РП (рис. 4, 5).

СК РП контролирует следующие параметры:

- мощность дозы гамма-излучения;
- влажность и температуры газовой среды в графитовой кладке;
- давление (разрежение) газовой среды в реакторном пространстве.

Разрабатываются технологии и установки по переработке реакторного графита, содержащего просыпи ОЯТ (СВС-технология, переработка в расплаве солей). Разрабатывается технология переработки графита, извлеченного из реакторов АМБ-100,200 во время ремонтов графитовых кладок, с последующим хранением в контейнерах.



Рис. 5. Измерительная подвеска реакторного пространства блока № 1

ОБРАЩЕНИЕ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ (РАО). СУЩЕСТВУЮЩЕЕ ПОЛОЖЕНИЕ

В настоящее время для переработки РАО используются следующие установки:

- установка сжигания ТРО типа УСТ-25;
- установка прессования типа «Брикет»;
- установка дезактивации металлических РАО методом переплава на индукционной электропечи ИСТ-016.

Переработка радиоактивных отходов на установках выполняется по регламенту.

ПРОВЕДЕНИЕ КОМПЛЕКСНОГО ИНЖЕНЕРНОГО И РАДИАЦИОННОГО ОБСЛЕДОВАНИЯ ОБОРУДОВАНИЯ, СИСТЕМ, ЗДАНИЙ И СООРУЖЕНИЙ БЛОКОВ № 1 И 2

Комплексное обследование оборудования, систем, зданий и сооружений блоков проведено в 2001, 2008 гг. при подготовке комплекта обосновывающих документов на получение лицензий на эксплуатацию.

В отдельное направление работ, потребовавшее разработки и принятия специальной программы (программы удаления просыпей облученного ядерного топлива из кладки, систем и элементов оборудования блоков 1, 2), выделено обследование просыпей топлива в графитовых кладках реакторов, коммуникациях и оборудовании, с ними связанных. Обследование графитовых кладок и оборудования, в том числе и емкостей с жидкими радиоактивными отходами (приемных баков спецводоочистки и емкостей хранилища жидких отходов) потребовало разработки уникальных методик, разработанных в отрасли впервые [2–6]. Обследование выполнено в период 80-90-х годов, получены заключения по ядерной безопасности мест локализации просыпей ОЯТ.

РАЗРАБОТКА И ФОРМИРОВАНИЕ БАЗЫ ДАННЫХ ПО ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ БЛОКОВ

В период 2003–2008 гг. разработана НИКИЭТ опытно-промышленная версия базы данных блоков №1, 2. В настоящее время выполняется подготовка к установке сервера БД на Белоярской АЭС и создание системы информационного обеспечения вывода из эксплуатации первой очереди БАЭС.

Литература

1. *Кремнев В.А., Елин В.А., Гаврилов С.Д.* Концепция прекращения эксплуатации АЭС в СССР и ряде стран-членов СЭВ//Атомная энергия. – 1990. – Т. 68. – Вып. 5. – С. 371-373.
2. *Фролов В.В., Махов В.А., Морозов В.Г.* Разработка методик и определение мест локализации и массы просыпей отработавшего топлива в реакторе АМБ-100 Белоярской АЭС/Сб. «Проблемы снятия с эксплуатации энергоблоков первой очереди Белоярской АЭС». – Екатеринбург: Изд. Ур. О РАН, 1994. – С. 95-105.
3. *Буланенко В.И., Фролов В.В.* Радиационные характеристики остатков топлива в кладках снятых с эксплуатации уран-графитовых реакторов//Атомная энергия. – 1995. – Т. 78. – Вып. 6. – С. 396-400.
4. *Буланенко В.И., Фролов В.В., Николаев А.Г.* Радиационные характеристики графита снятых с эксплуатации уран-графитовых реакторов//Атомная энергия. – 1996. – Т. 81. – Вып. 4. – С. 304-306.
5. *Шарыгин Л.М., Муромский А.Ю., Моисеев В.Е., Сараев О.М., Морозов В.Г.* Испытания селективного сорбента термоксид-3А для очистки от радионуклидов теплоносителя бассейна выдержки Белоярской АЭС//Атомная энергия. – 1996. – Т. 80. – Вып. 4. – С. 279-282.
6. Методика выполнения измерений состава и активности радионуклидов в пробах ЖРО АЭС на низкофоновом спектрометре альфа-излучения типа СЭА/Св. аттестации НПО «ВНИИНМ им. Д.И. Менделеева» № 305/96 от 24.06.96 г.

7. Анфалова О.В., Воробьева А.И., Краев В.С., Чемеркин М.А., Осокин Л.И. Конструкция транспортного упаковочного комплекта ТУК-84//Атомная энергия. – 2006. – Т. 100. – Вып. 6. – С. 419-422.
8. Васильев А.Ф., Нетемин И.Ф., Субботин С.Г. Методы и результаты испытаний крупногабаритной модели ТУК-84//Атомная энергия. – 2006. – Т. 100. – Вып. 6. – С. 441-445.
9. Кочура И.А., Невзоров В.А., Нетемин И.Ф., Проскурин А.В., Сапожникова М.Б., Таусенев В.В. Бросковые испытания ТУК-84 на аварийные условия перевозки//Атомная энергия. – 2006. – Т. 100. – Вып. 6. – С. 445-448.

Поступила в редакцию 27.04.2009

УДК 621.039

Implementation of the Decommissioning Programmes of Beloyarsk NPP Power Units 1 and 2/N.N. Oshkanov, V.F. Roslyakov, B.I. Chubarov, V.A. Makhov, E.A. Vinivitin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 7 pages, 5 illustrations. – References, 9 titles.

The article overviews the generalized list of the work presently in hand under the programmes of the decommissioning of Beloyarsk NPP power units 1 and 2.

УДК 621.039:519.7

Development of the optimal algorithms of the NPP decommissioning using the methods of mathematical simulation/O.L. Tashlykov, A.N. Seseikin, S.E. Shcheklein, A.G. Chechentsov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 6 pages, 2 tables, 1 illustration. – References, 8 titles.

The required scope of the source information on the radiation background in the power unit premises for the development of the systems of the optimal NPP decommissioning planning is determined.

The ways are proposed to increase the efficiency of utilization of the obtained information on the radiation background for optimization of the sequence of the dismantling of the radioactive equipment by means of the mathematical simulation in order to minimize exposure and material costs.

УДК 621.039.526

Research into the Temperature Behaviour of the Irradiated Fuel Sub-Assemblies of the First Phase of the Beloyarsk NPP under the conditions of the «Dry» Storage/S.V. Bogatov, V.P. Zabegaev, A.I. Karpenko, E.L. Rozenbaum; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 6 pages, 4 illustrations. – References, 4 titles.

The article presents the computational and the experimental investigations of the temperature behaviour of the standard cask holding thirty five irradiated fuel sub-assemblies under the dry storage in the process pit. Research showed that the heat-up due to the residual heat did not cause the excessive growth of temperature even under the conditions of the complete absence of the heat removal by ventilation.

УДК 621.039.548

Methodology and Results of the Operational Calculation of the Temperature of the Fuel in the Fuel Pins of the BN-600 Reactor Fuel Sub-Assemblies/S.V. Bogatov, M.G. Kireev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 9 pages, 2 tables, 6 illustrations. – References, 9 titles.

The article presents the methodology of the determination of the peak fuel temperature and computational investigations of the temperature behaviour of the fuel in the fuel pins of the fuel sub-assemblies of various types during the BN600 reactor operation. The effect of the sodium uranate in the gap between fuel and cladding of the fuel pin on the heat transfer processes is considered.

УДК 621.311.25:621.039

Features of the Vibration Conditions of the Pumping Units of the Primary Sodium Pumps of the BN-600 Power Unit under the conditions of Two-Loop Operation/E.Yu. Badanin, P.P. Govorov, V.A. Drozdenko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 4 pages, 2 illustrations. – References, 5 titles.

The article presents the results of the investigation of the vibration conditions of the pumping components of the primary sodium pumps under the two-loop operation of the power unit. The comparative analysis has been conducted, and the distinctive features of the conditions of the pumping component operation under these circumstances have been found.