



ИНФОРМАЦИОННЫЙ БЮЛЛЕТЕНЬ

№ 12(18)

2010

СЕРИЯ: АТОМНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ БЛОКОВ АЭС

Варианты вывода блоков АЭС из эксплуатации

Вывод из эксплуатации блока АЭС – комплексная задача, охватывающая множество вопросов, начиная от окончательного останова блока до демонтажа его конструкций. Сущность вывода из эксплуатации состоит в последовательной реализации комплекса административных и технических мер, имеющих целью прекращение всякой деятельности, связанной с функциональным назначением объекта, и приведение его в экологически безопасное состояние, не требующее контроля со стороны надзорных органов.

Как показала мировая практика, вывод из эксплуатации требует значительных интеллектуальных и материальных затрат, сбалансированного планирования, специальной нормативно-правовой базы, тщательной организации, координации и контроля работ, создания специальной инфраструктуры, выработки инновационных инженерных решений и высокой квалификации персонала. По приблизительным оценкам, общие затраты на вывод из эксплуатации и демонтаж одного ядерного энергоблока могут составить от 20 до 30 % строительства нового сопоставимого объекта.

В соответствии с рекомендациями МАГАТЭ и требованиями, содержащимися в национальных нормативных документах, процесс вывода блоков АЭС из эксплуатации должен учитываться, начиная уже со стадии проектирования станции. Для этого уже на стадии проектирования необходима, в первую очередь, оценка объема и радиационных характеристик отходов, которые будут образовываться при выводе из эксплуатации энергоблока, и дозовых нагрузок на персонал при демонтаже радиоактивного оборудования. При снятии с эксплуатации происходит разрушение защитных барьеров. Без принятия соответствующих мер безопасности этот процесс может привести к облучению персонала, проводящего демонтаж радиоактивного оборудования и защитно-строительных конструкций, а также к выходу радиоактивных продуктов за пределы АЭС с нежелательными последствиями для окружающей среды.

Для практической реализации рассматриваются следующие варианты вывода блоков АЭС из эксплуатации: *отсроченный демонтаж* – надежная консервация с последующим демонтажем; *немедленный демонтаж* – полное удаление; промежуточный вариант – *частичный демонтаж* (частичное удаление и надежная консервация оставшихся радиоактивных элементов). Каждый из вариантов вывода имеет как свои преимущества, так и недостатки.

Например, преимуществами немедленного демонтажа являются возможность использования на демонтаже персонала АЭС, технологического оборудования нынешней станции и др. В случае отложенного демонтажа за время длительной выдержки остановленных реакторов, во-первых, произойдет уменьшение радиоактивности конструктивных элементов, будут разработаны новые технологии и технические решения,

которые позволят более эффективно выполнить работы. Но, с другой стороны, при отсроченном демонтаже, за время выдержки в течение нескольких десятилетий неизбежно будет утрачена часть информации об объекте, придут специалисты с другой технологической культурой и т. д.

Аргументами в пользу выбора конкретного варианта чаще всего являются следующие факторы: наличие или отсутствие хранилища для окончательного захоронения элементов реактора и необходимых финансовых средств для непосредственного удаления; снижение затрат на обработку и кондиционирование РАО вследствие уменьшения радиоактивности; возможность занятости и применения опыта эксплуатационного персонала АЭС и имеющейся на станции инфраструктуры, технологического оборудования; условия для получения лицензий; отсутствие необходимости в затратах на контроль и содержание объекта в случае, если будет принят вариант безопасной консервации; повторное использование промплощадки АЭС.

Общее количество отходов при выводе из эксплуатации блока АЭС зависит от конечного состояния выводимой из эксплуатации установки (полный снос зданий и сооружений, демонтаж только оборудования реакторной установки), варианта вывода из эксплуатации (немедленный, отложенный демонтаж) и др. В случае полного сноса зданий и сооружений блоков АЭС могут образоваться сотни тысяч тонн отходов различных материалов.

Радиоактивные материалы, образующиеся при снятии блока АЭС с эксплуатации, имеют существенные отличия от радиоактивных отходов, образующихся при нормальной эксплуатации станции. Основные различия состоят в следующем: значительное количество отходов, образующихся в короткий срок; новая массовая и изотопная структура радиоактивных материалов, возникшая за счет активации конструкционных и строительных материалов; наличие радионуклидов с очень большими периодами полураспадов; присутствие значительного количества низкоэнергетических бета- и рентгеновских излучателей; наличие большой доли материалов, активность которых предполагает возможность их неограниченного повторного использования.

Все отходы, связанные с выводом из эксплуатации энергоблока, подразделяются на три основных типа: жидкие, отвержденные и твердые отходы, накопленные за весь эксплуатационный период; твердые демонтажные отходы; вторичные отходы, генерируемые в процессе демонтажа (как жидкие, так и твердые). К жидким радиоактивным отходам, образующимся при выводе энергоблоков АЭС из эксплуатации, относятся: растворы от дезактивации и отмывки оборудования и помещений; воды от опорожнения реакторных систем; воды санпропускников, саншлюзов, спецпрачечных; пульпы перлита, ионообменных смол; шламы; кубовые остатки; конденсат с установок упарки. Данные отходы относятся к категории низкоактивных. Вторичные твердые и жидкие радиоактивные отходы, генерируемые в процессе демонтажа, подлежат переработке в соответствии с концепцией обращения с радиоактивными отходами АЭС: жидкие будут отверждены, твердые – компактированы.

Характеристики радиоактивных отходов при демонтаже ВВЭР-1200

В процессе эксплуатации АЭС под воздействием облучения нейтронами активируются конструкционные материалы реактора, теплоизоляция шахты, внутренние слои бетона. Эта активность не может быть снижена дезактивацией. Кроме того, возможно осаждение радиоактивных продуктов коррозии и продуктов деления на поверхности оборудования технологических контуров и ограждающих строительных конструкций помещений, в которых размещено технологическое оборудование. Их радиоактивность дезактивацией может быть уменьшена.

Информация о радиационных характеристиках реакторных конструкций активационного происхождения частично может быть получена экспериментально путем отбора образцов и измерения их активности при эксплуатации объекта. Информация на

стадии проектирования о количестве и радиационных характеристиках радиоактивных отходов может быть получена расчетным путем.

В рамках проекта АЭС-2006 было выполнено расчетное моделирование в трехмерной геометрии активации конструкций реактора ВВЭР-1200 за проектный срок эксплуатации и сделан прогноз изменения радиационных характеристик конструкций во времени при выдержке от 3 до 150 лет после останова блока [1]. В расчетах учитывались радионуклиды: ^{54}Mn , ^{55}Fe , ^{59}Ni , ^{60}Co , ^{41}Ca , $^{93\text{m}}\text{Nb}$, ^{94}Nb , ^{134}Cs , ^{152}Eu и ^{154}Eu .

Расчеты были выполнены для основных конструктивных элементов ВВЭР-1200. Результаты расчетов представлены в таблицах 1-4: таблица 1 – перечень и масса основных конструкций ВВЭР-1200; таблица 2 – наведенная активность конструктивных элементов ВВЭР-1200 после останова блока; таблица 3 – динамика уменьшения наведенной активности корпуса ВВЭР-1200 в зависимости от времени выдержки после останова блока; таблица 4 – распределение массы активированных материалов ВВЭР-1200 по группам отходов в зависимости от выдержки после окончательного останова блока.

В соответствии с санитарными правилами обращения с радиоактивными отходами (СПОРО-2002) и проектирования АЭС (СП-АС-03) все конструкции реактора были разделены на три группы твердых радиоактивных отходов (высоко-, средне- и низкоактивные) по удельной активности и мощности дозы γ -излучения на расстоянии 10 см от поверхности материала.

Таблица 1 – Перечень и масса основных конструкций ВВЭР-1200

Элемент конструкции	Материал	Активируемая масса, т
Выгородка	08X18H10T	37
Шахта	08X18H10T	33
Блок защитных труб	08X18H10T	36
Корпус	15XHMФА	130
Теплоизоляция	09Г2С 08X18H10T	9
Сухая защита	Серпентинитовый бетон	29
Опорная ферма	Серпентинитовый бетон, сталь	34
Строительный бетон	М-200	1050

Таблица 2 – Наведенная активность конструктивных элементов ВВЭР-1200 после останова блока

Конструкция	Время выдержки, лет	Активность		Мощность дозы, мЗв/ч
		удельная, Бк/г	интегральная, Бк	
Выгородка	3	$2,10 \cdot 10^{10}$	$2,23 \cdot 10^{17}$	$4,28 \cdot 10^6$
	150	$1,47 \cdot 10^9$	$1,86 \cdot 10^{16}$	$1,80 \cdot 10^{-2}$
Шахта	3	$2,12 \cdot 10^9$	$1,52 \cdot 10^{16}$	$5,41 \cdot 10^5$
	150	$1,74 \cdot 10^8$	$1,26 \cdot 10^{15}$	$2,28 \cdot 10^{-3}$
Блок защитных труб	3	$2,14 \cdot 10^8$	$5,94 \cdot 10^{14}$	$1,38 \cdot 10^3$
	150	$1,84 \cdot 10^7$	$5,13 \cdot 10^{13}$	$5,78 \cdot 10^{-6}$
Корпус	3	$5,27 \cdot 10^7$	$1,76 \cdot 10^{15}$	$9,77 \cdot 10^3$
	150	$6,27 \cdot 10^6$	$1,37 \cdot 10^{14}$	$4,12 \cdot 10^{-5}$
Теплоизоляция	3	$4,14 \cdot 10^5$	$1,77 \cdot 10^{12}$	$1,40 \cdot 10^3$
	150	$1,98 \cdot 10^4$	$4,72 \cdot 10^{10}$	$5,90 \cdot 10^{-6}$
Сухая защита	3	$1,59 \cdot 10^5$	$1,01 \cdot 10^{12}$	$9,32 \cdot 10^1$
	150	$4,10 \cdot 10^2$	$2,61 \cdot 10^9$	$1,19 \cdot 10^{-2}$
Опорная ферма	3	$2,43 \cdot 10^5$	$1,01 \cdot 10^{12}$	$4,65 \cdot 10^1$
	150	$2,29 \cdot 10^2$	$9,57 \cdot 10^8$	$5,13 \cdot 10^{-3}$

Таблица 3 – Динамика уменьшения наведенной активности корпуса ВВЭР-1200 в зависимости от времени выдержки после окончательного останова блока

Время выдержки, лет	Активность		Мощность дозы, мЗв/ч
	удельная, Бк/г	интегральная, Бк	
3	$5,27 \cdot 10^7$	$1,76 \cdot 10^{15}$	$9,77 \cdot 10^3$
5	$4,04 \cdot 10^7$	$1,25 \cdot 10^{15}$	$7,52 \cdot 10^3$
10	$2,52 \cdot 10^7$	$6,57 \cdot 10^{14}$	$3,90 \cdot 10^3$
50	$1,24 \cdot 10^7$	$2,71 \cdot 10^{14}$	$2,05 \cdot 10^1$
100	$8,81 \cdot 10^6$	$1,92 \cdot 10^{14}$	$2,91 \cdot 10^{-2}$
150	$6,27 \cdot 10^6$	$1,37 \cdot 10^{14}$	$4,12 \cdot 10^{-5}$

Таблица 4 – Распределение массы активированных материалов ВВЭР-1200 по группам отходов в зависимости от выдержки после окончательного останова блока, т

Группа радиоактивных отходов	Время выдержки, лет					
	3	5	10	50	100	150
Высокоактивные	236	236	236	236	106	106
Среднеактивные	90	90	90	90	139	139
Низкоактивные					81	81

По результатам расчетов сделаны следующие выводы:

основную долю отходов, которые образуются при выводе из эксплуатации блока с ВВЭР-1200, составят строительный и серпентинитовый бетон;

фактически только сухая защита и опорная ферма при выдержке более 100 лет могут быть отнесены к низкоактивным твердым отходам;

все металлоконструкции ВВЭР-1200 до 150 лет после окончательного останова реактора будут относиться к категории радиоактивных отходов, бетонные конструкции при выдержке более 60 лет после окончательного останова – к категории радиоактивных материалов (удельная активность меньше 10^2 Бк/г);

суммарная масса твердых отходов при выводе блока из эксплуатации до 150 лет после окончательного останова будет составлять около 330 т.

Для подготовки информационного бюллетеня использованы следующие источники:

1. Радиационные характеристики реакторных конструкций после окончательного останова АЭС с ВВЭР. / Б.К. Былкин., А.Л. Егоров и др. //Атомная энергия. М – 2009. – Т. 106, вып. 1. – С.56-59.
2. Муратов, О.Э. Снятие АЭС с эксплуатации: проблемы и пути решения. / О.Э. Муратов, М.Н.Тихонов // Информационное агентство "PRoAtom": Обращение с РАО и ОЯТ [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://www.proatom.ru/index.php>.
3. Радиационная безопасность демонтажа при снятии с эксплуатации АЭС. / Б.К. Былкин, С.Г. Цыпин, А.А. Хрулев //Атомная техника за рубежом. – 1995. – №5. – С.9-22.

Материал подготовили: Войтецкая Е.Ф., Кузьмина Н.Д., Нарейко Л.М.

Адреса для контактов:

ГНУ «ОИЭЯИ-Сосны» НАН Беларуси, 220109, Минск, ул. академика А.К. Красина, 99

тел.: 299-47-61, 299-45-56, факс: 299-43-55, E-mail: <http://www.sosny.bas-net.by>

E-mail: valentina.bryliova@yandex.by

Для получения данного информационного бюллетеня просим подать заявку в электронном виде с указанием своего электронного адреса

©При перепечатке ссылка обязательна

По заказу Министерства энергетики Республики Беларусь