

## **Адаптация технологии демонтажа оборудования выводимых из эксплуатации блоков АЭС к требованиям радиационной безопасности**

**А.И. Берела, Б.К. Былкин, С.А. Томилин, А.Г. Федотов**

Вывод из эксплуатации энергоблоков атомных электрических станций (АЭС) сопровождается масштабными работами по демонтажу оборудования и металлоконструкций (далее – оборудование) [1]. Главным граничным условием функционирования технологических процессов демонтажа оборудования на заключительной стадии жизненного цикла блоков АЭС является обеспечение радиационной безопасности (РБ) персонала, населения и окружающей среды [2]. Сущность требований РБ постоянна для всех стадий жизненного цикла блока АЭС, включая и его вывод из эксплуатации – непревышение действующих на момент выполнения работ пределов основных доз облучения персонала и населения, а также нормативов по выбросам, сбросам и концентрациям радиоактивных веществ в различных природных средах. Эти требования согласуются с известными принципами обеспечения РБ – нормирование, обоснование и оптимизация, разработанными компетентными международными организациями (МКРЗ и МАГАТЭ) и принятыми как определяющие РБ в Федеральном законе от 09.01.1996 № 3–ФЗ «О радиационной безопасности населения» и ОСПОРБ – 99/2010 (СП 2.6.1.2612-10 «Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности»).

Технология демонтажа оборудования включает технологические процессы непосредственно демонтажа оборудования с места установки, его перемещения на участок разделки, фрагментации, контейнеризации (упаковки) фрагментов, перемещения контейнеров (упаковок) на площадки переработки радиоактивных отходов (РАО) или в хранилища, организованные на территории (или за пределами) АЭС. Предполагается также возможность частичной или полной разделки оборудования по месту установки и размещения его на хранение без разделки.

В сферу действия технологии попадают подготовительные работы по технической организации рабочих зон и трасс перемещения, использованию систем энергообеспечения, вентиляции и т. д. Технология демонтажа включает также мероприятия и процедуры обеспечения РБ, такие как применение радиационно-защитных и санитарных барьеров, дозиметрический контроль, обращение с вторичными РАО (пыле-, газообразными, твердыми, жидкими) и др.

Полученные при демонтаже оборудования РАО должны проходить радиационный контроль и отвечать требованиям последующего обращения с ними, т.е. технологии хранения или переработки. Например, должна быть выполнена сортировка РАО под виды переработки (глубокая или термическая дезактивация, переплавка, прессование и т.д.) и обеспечены их массогабаритные параметры, отвечающие условиям ее реализации, таким как размещение в дезактивационных ваннах, индукционных печах, рабочем пространстве прессы.

Современное проектирование технологических процессов, в том числе и демонтажных, предполагает его структурно-параметрическую оптимизацию [3 – 7]. Однако в случае разработки технологий демонтажа оборудования при выводе из эксплуатации блоков АЭС необходимо выполнить для них упреждающую структурно-параметрическую адаптацию к требованиям РБ, регламентированным действующими в нашей стране законодательными и нормативными документами по РБ (в части эксплуатации, вывода из эксплуатации АЭС и обращения с РАО).

Такой подход к проектированию демонтажных технологий для заключительной стадии жизненного цикла блоков АЭС не получил до настоящего момента достаточного внимания. Актуальность такой адаптации объясняется не только важностью проблемы, но и тем, что специалисты-технологи, разрабатывающие технологические процессы, не имеют необходимой компетенции в области РБ и ее регулирования, в том числе и при обращении с РАО. Тем не менее, вопросы РБ не обойдены вниманием уже в разработке проблемно-ориентированной системы проектирования демонтажной техно-

логии и технологического оборудования с участием авторов настоящей работы [3 – 9].

Непосредственно РБ при выводе из эксплуатации блоков АЭС регламентируют НП–012–99 «Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации блока атомной станции» и СП 2.6.1.2205-07 «Обеспечение радиационной безопасности при выводе из эксплуатации блока атомной станции (Санитарные правила СП ВЭ БАС-07)», в общем плане требования РБ определяются санитарными правилами проектирования и эксплуатации атомных станций (СП АС-03), основополагающим документом является обозначенный выше Федеральный закон «О радиационной безопасности населения». Именно к правилам и требованиям, содержащимся в этих документах, должен быть адаптирован технологический процесс демонтажа оборудования.

Исходными моментами в обеспечении РБ технологических процессов демонтажа оборудования являются следующие положения.

1. Технологии демонтажных работ, исходя из мирового опыта, должны органически включать решение вопросов обеспечения РБ. Для этого демонтажные работы сопровождаются:

- мониторингом радиационной обстановки по фону и загрязненности демонтируемых объектов и рабочих зон;
- дозовым контролем;
- предварительной и при необходимости сопровождающей дезактивацией демонтируемого оборудования и рабочих зон;
- применением эффективных технических средств, в том числе с дистанционным управлением, средств радиационной защиты, систем спецвентиляции и спецканализации блока;
- а также, операциями обращения с твердыми, газообразными и жидкими вторичными радиационными отходами, возникающими в ходе работ.

2. Для обеспечения РБ демонтажных работ еще на этапе подготовки к выводу из эксплуатации осуществляется удаление радиоактивных рабочих сред из оборудования и технологических систем блока АЭС.

3. РБ демонтажных работ обеспечивается такими организационными процедурами универсального применения, как соблюдение культуры безопасности, подбор и квалификация персонала, контроль и учет радиоактивных отходов, дозиметрический контроль, мероприятия по защите персонала, населения и окружающей среды при авариях и др.

Работы должны проводиться по нарядам-допускам, определяющим допустимое время работы в радиационно-опасных условиях, перечень средств индивидуальной защиты, защитных мероприятий и др.

Согласно правилам соблюдения РБ при выводе блоков АЭС из эксплуатации (см. вышеприведенные документы), технология демонтажных работ должна предусматривать:

- мероприятия по обеспечению РБ на рабочих местах;
- оценки индивидуальных и коллективных доз облучения работников;
- способы и технические средства, минимизирующие облучение работников (персонала) при выполнении работ;
- условия и маршруты перемещения демонтированного загрязненного оборудования;
- мероприятия по минимизации объема и активности выбросов и сбросов радионуклидов в окружающую среду для выбранных технологий выполнения работ и технического состояния систем вентиляции и очистки;
- режимы эксплуатации системы вентиляции для различных видов работ с учетом применяемых технологий, приводящих к образованию радиоактивных аэрозолей и газов;
- местный отсос воздуха и пылеподавление для предотвращения загрязнения воздуха рабочей зоны;
- использование штатной системы спецканализации для удаления образующихся жидких радиоактивных отходов.

Контроль радиационной обстановки должен охватывать все потенциально опасные с позиций обеспечения РБ факторы, сопровождающие функционирование демонтажной технологии, поэтому необходимо предусматри-

вать (см. вышеприведенные нормативные документы) применение самых разнообразных видов контроля. Среди них:

- контроль мощности дозы гамма-излучения, плотности потоков бета-частиц и других видов ионизирующего излучения на рабочих местах, в отдельных помещениях и на территории промплощадки;

- контроль содержания и нуклидного состава радиоактивных газов и аэрозолей в воздухе рабочих и других помещений, а также на промплощадке;

- контроль уровня загрязнения радиоактивными веществами поверхностей рабочих помещений, демонтируемого и технологического оборудования, включая транспортные средства, кожных покровов, спецодежды и обуви работников;

- контроль выброса радиоактивных веществ в атмосферу и его радионуклидного состава;

- контроль активности и радионуклидного состава РАО на всех этапах обращения с ними.

При планировании, подготовке и выполнении радиационно-опасных работ следует стремиться к максимальному использованию методологии ALARA, которая предусматривает:

- создание условий для раскрытия и реализации возможностей каждого работника (знаний, навыков, опыта);

- обоснованный выбор и предварительное планирование работ, выполнение которых обеспечивает повышение безопасности персонала и АЭС.

Основы успешного решения вопросов РБ демонтажных работ (как и проекта вывода блока АЭС из эксплуатации) закладываются при организации, проведении и составлении отчета комплексного инженерно-радиационного обследования (КИРО) блока. Эта позиция нашла отражение в нормативном документе НП–012–99 «Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации блока атомной станции» и поддерживающем его руководстве Ростехнадзора (Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Структура и содержание отчета по результатам комплекс-

ного инженерного и радиационного обследования для вывода из эксплуатации блока атомной станции»). Именно из отчета КИРО систематизируется необходимая для решений исходная информация:

- по строительным элементам, подвергшимся радиоактивному загрязнению, с указанием площади, вида поверхностей (например, полов, стен) и покрытий, состава радионуклидов и других параметров;

- по уровням и радионуклидному составу поверхностного загрязнения оборудования, установок и систем (элементов), в т. ч. и внутренних поверхностей;

- по дозовым и потоковым полям в зонах производства работ и распределения радиоактивного загрязнения (поверхностной активности) по поверхностям помещений (в виде картограмм);

- по перечням и расположению источников, создающих поля излучения в помещениях.

Перечисленные в настоящей работе положения, процедуры, мероприятия, исходные данные образуют одну из областей факторного пространства системы проектирования.

Необходимо отметить, что в факторном пространстве проектирования технологических процессов демонтажа оборудования возможно появление целого ряда неопределенностей. Под неопределенностью понимается [10] неполнота или недостоверность информации об условиях реализации решения, наличия фактора случайности или противодействия. Упорядочивание факторного пространства в проблемно-ориентированной системе проектирования [3, 4, 8] позволяет существенно снизить их негативное влияние на разработку технологических решений. В определенной мере указанное факторное пространство использовано, например, в разработке технологии демонтажа оборудования верхней плиты реактора АМБ-100 Белоярской АЭС [9, 11].

Полное и обоснованное наполнение данного факторного пространства и его использование в проектировании демонтажных технологий при выводе из эксплуатации блоков АЭС позволит в большей степени адаптировать тех-

нологические процессы к условиям функционирования в радиационно-опасной обстановке, характерной для выполнения работ при выводе из эксплуатации блоков АЭС.

**Заключение.** Обеспечение РБ является важнейшим условием функционирования технологического процесса демонтажа радиоактивного оборудования блока АЭС, выводимого из эксплуатации. Процедуры обеспечения РБ разрабатываются в ходе проектирования технологических процессов, поэтому в системе проектирования должны в полной мере учитываться современные правила и требования РБ, а принимаемые специалистами-технологами решения должны адаптировать к ним структуру и параметры технологического процесса. Исходная информация в этом подходе определяется данными нормативной документации и КИРО.

#### **Литература:**

1. Берела, А.И. и др. Вывод из эксплуатации блоков АЭС. Демонтажные технологии / А.И. Берела, А.Г. Федотов, С.А. Томилин // Безопасность ядерной энергетики [Электронный ресурс]: тез. докл. IX Междунар. науч.-практ. конф., 23-24 мая 2013 г./ВИТИ НИЯУ МИФИ [и др.]. – Волгодонск: [Б.и.], 2013. – 1 электрон. опт. диск [CD].

2. Былкин, Б.К. и др. Радиационная безопасность демонтажа при снятии с эксплуатации АЭС [Текст] / Б. К. Былкин, С. Г. Цыпин, А. А. Хрулев // Атомная техника за рубежом. – 1995. – №5. – С. 9-22.

3. Берела, А.И. и др. Оптимизационные аспекты проектирования технологического процесса демонтажа оборудования при выводе из эксплуатации блока атомной станции [Текст]/ А.И. Берела, Б.К. Былкин, В.А. Шапошников // Тяжелое машиностроение. – 2004. – №6. – С. 9 – 14.

4. Берела, А.И. и др. Разработка технологических процессов демонтажа оборудования при выводе из эксплуатации атомных станций [Электронный ресурс] / А.И. Берела, А.Г. Федотов, С.А. Томилин, Б.К. Былкин // Инженерный вестник Дона. – 2013. – Т. 25 – №2 (25). – С. 64. – Режим доступа:

<http://www.ivdon.ru/magazine/archive/n2y2013/1734> (доступ свободный). –

Загл. с экрана. – Яз. рус.

5. Berela A.I., Bylkin B.K., Kolyadko A.A., Etingen A.A. Analyzing ways to dismantle VVER-440 reactor vessel. – Nuclear Europe Worldscan. – 1992. – t. 9/10. – P. 80–81.

6. Берела, А.И. и др. Выбор значений параметров технологического процесса демонтажа оборудования блоков АЭС, выводимых из эксплуатации [Текст]/ А.И. Берела, Б.К. Былкин, С.А. Томилин, А.Г. Федотов // Глобальная ядерная безопасность. – 2013. – №3 (8). – С. 60–64.

7. Берела, А.И. и др. Анализ и представление среды действия в системе проектирования технологии демонтажа оборудования при выводе из эксплуатации блока АЭС [Текст]/ А.И. Берела, Б.К. Былкин, С.А. Томилин, А.Г. Федотов // Глобальная ядерная безопасность. – 2014. – №1 (10). – С. 25–31.

8. Berela A.I., Bylkin B.K. Problem-oriented system for designing a technology for disassembling the power-generating units of nuclear power plants // Atomic Energy. – 2000. – T. 89. – Nu. 3. – P. 189–196.

9. Берела, А.И. и др. Технологическое оборудование, применяемое в работах по выводу из эксплуатации блоков АЭС [Текст] / А.И. Берела, А.Г. Федотов, С.А. Томилин // Глобальная ядерная безопасность. – 2013. – №1 (6). – С. 58–66.

10. Целигоров, Н.А. и др. Математические модели неопределённостей систем управления и методы, используемые для их исследования [Электронный ресурс] / Н.А. Целигоров, Е.Н. Целигорова, Г.В. Мафура // Инженерный вестник Дона. – 2012. – Т. 23 – № 4 (23). – С. 48 – Режим доступа: <http://www.ivdon.ru/magazine/archive/n4p2y2012/1340> (доступ свободный). –

Загл. с экрана. – Яз. рус.

11. Берела, А.И. и др. Технологическое оборудование для герметизации реакторного пространства блоков первой очереди Белоярской АЭС [Текст]/ А.И. Берела, Б.К. Былкин, Ю.А. Этинген // Тяжелое машиностроение. – 2006. – №9. – С.10 – 13.