

ек, а гладкий физический расчет, лежащий в основе процедуры восстановления, их не учитывает.

Моделирование показывает, что из-за погрешности показаний датчиков отношение максимальной мощности к средней восстановленного поля энерговыделения оказывается немного выше истинного. Количественно это завышение оценивается по результатам моделирования в 2%. Однако завышение может переоцениваться почти вдвое (3,6%) вследствие того, что при восстановлении используется гладкий физический расчет, не учитывающий

индивидуальные характеристики ТВС и другие факторы.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Филиппчук Е.В., Потапенко П.Т., Постников В.В. Управление нейтронным полем ядерного реактора. М.: Энергоатомиздат, 1981.
2. Александров С.И., Зайцев М.П., Ильина Л.И. и др. Оценка погрешности контроля распределения энерговыделения на основе условной плотности распределения вероятности. — Атомная энергия, 2007, т. 103, вып. 5, с. 294—298.

Поступила в Редакцию 21.09.10

УДК 621.311.25.004.7

СОСТАВ И СТРУКТУРА ИМИТАЦИОННЫХ МОДЕЛЕЙ ДЛЯ ОЦЕНКИ ЗАТРАТ НА ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ БЛОКОВ АЭС

Былкин Б.К. (НИЦ «Курчатовский ин-т», г. Москва),

Перегуда В.И., Шапошников В.А. (Ленинградская АЭС, г. Сосновый Бор, Ленинградская обл.),

Тихоновский В.Л. (ЗАО «Неолант», г. Москва)

Подготовка к выводу и вывод из эксплуатации энергоблока АЭС — комплексный процесс из нескольких этапов, на которых разрабатываются локальная (объектовая) концепция и программа вывода из эксплуатации, проводятся комплексное инженерное и радиационное обследование, дезактивация и демонтаж оборудования, обращение с радиоактивными отходами. На любом этапе вывода из эксплуатации принятие обоснованных решений может гарантироваться исключительно наличием и полнотой требуемой для этих целей информации.

Назначенный проектом (для отечественных блоков 30 лет) срок службы 17 блоков АЭС уже завершился или близок к окончанию, четыре блока — первые два блока Белоярской и Нововоронежской АЭС остановлены и находятся на этапе подготовки к выводу из эксплуатации. Начало массового останова блоков АЭС можно ожидать после 2016 г. До 2020 г. исчерпают продленный срок службы 3-й, 4-й блоки Нововоронежской, 1-й, 2-й блоки Кольской, первые два блока Ленинградской, три блока Билибинской АЭС.

Вывод из эксплуатации блока АЭС является масштабным организационным и техническим процессом и во многом сопоставим по объему

временных, финансовых и трудовых ресурсов с его сооружением. Основными задачами при выводе являются переработка и удаление для последующего хранения или захоронения радиоактивных отходов, которые будут образовываться при демонтаже как реактора, так и конструкций блока. Одним из наиболее опасных воздействий при демонтаже оборудования является радиационное, поскольку целенаправленно разрушаются защитные барьеры безопасности и возможен вынос за пределы блока большого количества радиоактивных веществ в твердом, жидком, газообразном состоянии и в виде аэрозолей. Обращение с радиоактивными отходами и радиационная безопасность играют наиболее значимую роль в стоимости вывода из эксплуатации.

С учетом длительности, сложности, опасности для персонала, населения и окружающей среды, значительной стоимости, а также развития современных информационных технологий, созданных с применением трехмерного моделирования, баз данных вывода из эксплуатации на некоторых АЭС необходимо и возможно предварительно моделировать процесс или его основные технологические операции на имитационных многомерных интерактивных моделях.

В настоящей статье рассматриваются состав и структура имитационной модели вывода из эксплуатации блока АЭС.

В целом формирование имитационной модели должно быть составной частью создания информационной системы базы данных вывода из эксплуатации: разработка документов, составление отчетов о состоянии блока АЭС, перспективное и оперативное планирование, контроль выполнения работ, планирование и контроль использования средств, разработка технических, экономических и других показателей технологических процессов на всех этапах вывода и др.

В настоящее время информационная система базы данных для вывода из эксплуатации ядерных и радиационно опасных объектов и, в частности, блоков АЭС создается достаточно успешно. Так, на Ленинградской АЭС создана и постоянно пополняется масштабная по информационному содержанию база данных всех четырех блоков, включающая инженерные трех- и двухмерные модели блоков и их промплощадки, перечень систем и оборудования, их массогабаритные и другие характеристики, электронные архивы документации. Аналогичная работа выполнена для первых двух блоков Белоярской АЭС. В различной стадии находятся работы по созданию такой системы на Курской, Билибинской, Смоленской, Кольской и Нововоронежской АЭС. Однако все эти системы пока решают только базовую задачу систематизации, сохранения и передачи знаний на длительный временной срок.

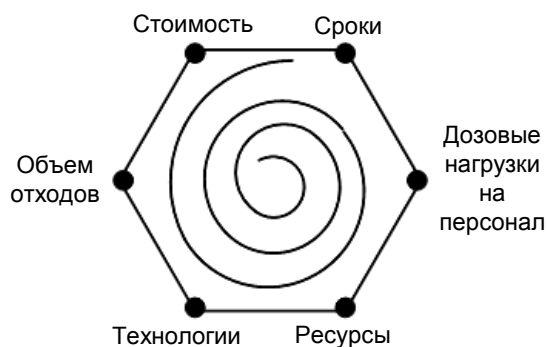
Вместе с тем зарубежный опыт показывает высокую эффективность применения имитационной модели для вывода из эксплуатации блоков АЭС. Достаточно привести такие примеры, как система инженерной поддержки вывода из эксплуатации АЭС «Фуген» (Япония) [1] или программные комплексы STILLKO и CORA-CALCOM (Германия), которые позволяют оценивать стоимость вывода, объем образующихся отходов, отрабатывать сложные технологии демонтажа на виртуальных моделях с расчетом дозовых нагрузок, обучать персонал [2]. При этом, например, данные, выдаваемые системой CORA-CALCOM, признаются налоговыми ведомствами европейских стран и являются основой для формирования бюджета на вывод из эксплуатации блоков АЭС.

В качестве примера можно привести один из крупнейших проектов вывода из эксплуатации пяти энергоблоков с ВВЭР-440 на АЭС «Грейсвальд» (Германия), в процессе которого активно применяли информационные системы, базу данных и расчетные оценки. Таким образом, основными задачами, решаемыми за рубежом с помощью информационных систем, являются стоимость проекта, планирования и управления выводом из эксплуатации [3].

В настоящее время на примере первого блока Ленинградской АЭС, для которого, с одной стороны, истекает продленный срок службы, с другой, сформирована и информационно наполнена база данных вывода из эксплуатации, можно создавать имитационную модель. Задавая в такой системе различные варианты конечных состояний, планов-графиков работ с указанием конкретных технологий и технологических процессов демонтажа элементов конструкций блока, можно оценить временные и финансовые характеристики варианта, объем образующихся отходов, дозовые нагрузки на персонал (рис. 1). Немаловажным является возможность визуального динамического отображения демонтажа элементов конструкций блока для оценки корректности и оптимальности осуществления этапов работ, выявления пространственно-временных несовпадений, а также предварительного обучения персонала.

Структура имитационной модели вывода из эксплуатации блока АЭС. На основе отечественного и зарубежного опыта можно определить ее следующую структуру и взаимосвязь между элементами (рис. 2):

система управления инженерными данными (СУИД), содержащая в себе необходимую информацию о блоке АЭС (трех- и двухмерные инженерные модели — комплекс инженерных



Р и с. 1. Пространство оптимизации вывода из эксплуатации энергоблоков АЭС

варительный план вывода из эксплуатации для дальнейшей оптимизации.

Наиболее сложные работы должны быть смоделированы в системе визуализации и моделирования, которая с привлечением соответствующих специализированных систем позволит оценить объем образующихся отходов, стоимость и дозовые нагрузки персонала. Используя эти данные, можно скорректировать план-график работ или изменить технологию. Таким образом, осуществляя итерационную многокритериальную оптимизацию работ с помощью имитационной модели, можно достигнуть оптимального плана вывода из эксплуатации по заданным критериям.

Для выполнения указанной инновационной разработки есть обоснованные предпосылки. Так, в НИЦ «Курчатовский институт» завершены расчеты следующих радиационных параметров блоков АЭС с ВВЭР-440, -1000, -1200 и РБМК-1000 [4, 5] — удельная активность элементов конструкций, мощность дозы ионизирующего излучения, распределение элементов конструкций по группам отходов (низко-, средне- и высокоактивные) согласно СПОРО-2002, масса каждой группы отходов в зависимости от выдержки после окончательного останова энергоблока (до 150 лет). Расчеты выполнены с использованием современного вычислительного инструмента (трехмерный вычислительный код совместно с многогрупповыми библиотеками нейтронно-физических констант). Эти параметры можно использовать для моделирования (визуализации) радиационной обстановки при демонтаже реакторных конструкций, определении объема и массы отходов различных групп активности, образующихся при демонтаже, числа контейнеров для складирования, массы материалов для повторного/ограниченного применения, а также создании хранилища временного хранения (захоронения) на площадке АЭС.

В ОАО «ВНИИАЭС» разработана методика оценки затрат на вывод из эксплуатации блока АЭС [6]. Для практического применения ее следует увязать с информационной базой данных для каждого типа блока АЭС. В этом случае можно рассчитать показатели выбранного варианта демонтажа/вывода из эксплуатации блока с конкретной реакторной установкой в виде трудо-, дозозатрат или в денежном выражении.

В настоящее время накоплен опыт применения различных технологий и технологических процессов фрагментации и демонтажа радиоактивных конструкций [7, 8]. Их эффективность зависит от множества факторов, в том числе типа реакторной установки (ВВЭР или РБМК). На сегодняшний день накоплен достаточный опыт создания и применения трехмерных моделей АЭС для вывода из эксплуатации. В качестве примера можно привести опыт ЗАО «Неолант» по созданию трехмерных моделей реакторного отделения, главных корпусов и промплощадок основных блоков АЭС с РБМК [9]. Разработанную для 1-го блока Ленинградской АЭС имитационную модель вывода из эксплуатации можно будет с соответствующими доработками использовать и для других блоков АЭС с РБМК, а также ядерных и радиационно опасных объектов. Безусловно, для признания результатов расчетов имитационную модель необходимо будет верифицировать и аттестовать в Ростехнадзоре.

Имитационная модель вывода из эксплуатации 1-го блока Ленинградской АЭС может быть разработана сравнительно быстро, что позволит до окончательного останова (2018 г.) провести итерационный многокритериальный анализ плана-графика и добиться его оптимального построения.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Iguchi Y., Kanehira Y., Tachibana M. e.a. Development of decommissioning engineering support system (DEXUS) of the Fugen nuclear power station. — J. Nucl. Sci. Technol., 2004, v. 41, № 3, p. 367—375.
2. Былкин Б.К., Шапошников В.А., Тихоновский В.Л. и др. Использование информационных технологий при выводе из эксплуатации энергоблоков атомных станций. — Атомная техника за рубежом, 2003, № 5, с. 3—11.
3. The Decommissioning of WWER Type Nuclear Power Plants. Final Rep. Ser. № 1133. Vienna: IAEA, 2000.
4. Былкин Б.К., Давыдова Г.Б., Краюшкин А.В., Шапошников В.А. Радиационные характеристики реакторных конструкций после окончательного останова АЭС с РБМК. — Атомная энергия, 2004, т. 97, вып. 6, с. 451—457.
5. Былкин Б.К., Егоров А.Л., Журбенко Е.А., Цофин В.И. Радиационные характеристики реакторных конструкций после окончательного останова АЭС с ВВЭР. — Там же, 2009, т. 106, вып. 1, с. 56—59.
6. Методика расчета затрат на подготовку и вывод из эксплуатации блока атомной станции. Проект. Концерн «Росэнергоатом», 2006.

7. Берела А.И., Былкин Б.К. Проблемно-ориентированная система проектирования технологии демонтажа оборудования при выводе из эксплуатации блоков АЭС. — Атомная энергия, 2000, т. 89, вып. 3, с. 189—196.
8. Берела А.И., Былкин Б.К., Шапошников В.А. Оптимизационные аспекты проектирования технологического процесса демонтажа оборудования при выводе из

эксплуатации блоков атомных станций. — Тяж. машиностроение, 2004, № 6, с. 9—14.

9. Черников О.Г., Шапошников В.А., Тихоновский В.Л., Былкин Б.К. Опыт разработки базы данных для вывода из эксплуатации блоков Ленинградской АС. — Журн. Росэнергоатома, 2005, № 9, с. 30—31.

Поступила в Редакцию 16.12.2010

УДК 621.039.531

ПОСЛЕРЕАКТОРНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ТВС И КАНАЛА СУЗ РЕАКТОРА ПЕРВОЙ В МИРЕ АЭС

*Иванов С.Н., Дворяшин А.М., Попов В.В., Поролло С.И., Шулепин С.В.
(ГНЦ РФ — ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск)*

За 48-летний период эксплуатации первой в мире Обнинской АЭС с реактором АМ было облучено более 1500 технологических каналов (ТВС). Удачный выбор конструкции твэла и ТВС позволил обеспечить надежную эксплуатацию активной зоны реактора в течение всего срока работы. Тем не менее в отдельные периоды эксплуатации происходила разгерметизация ТВС и каналов СУЗ. Для определения характера и причин разрушения были проведены послереакторные материаловедческие исследования твэлов и трубок дефектных каналов. Часть результатов исследований, полученных методами сканирующей электронной микроскопии и рентгеновского микроанализа, была опубликована ранее [1].

В настоящей статье приводятся результаты послереакторных исследований конструктивных элементов ТВС и канала СУЗ реактора АМ и анализируются причины их разрушения.

Конструкция и условия облучения каналов. Технологический канал реактора АМ состоял из соединенных между собой графитовых втулок, в которых располагались центральная трубка диаметром 15 мм и четыре кольцевых твэла, в верхней и нижней частях соединенных с периферийными трубками из стали 08X18H10T диаметром 9,4 мм [2]. Каждая трубка в нижней части канала имела спиральные компенсаторы температурного удлинения. Вода по центральной трубке опускалась вниз, отводя тепло от графита, к нижней распределительной головке, из которой по четырем периферийным трубкам поднималась вверх и отводила тепло от внутренней поверхности твэлов.

Твэлы имели две коаксиально расположенные цилиндрические оболочки из коррозионно-стойкой стали 1X18H9T. Между ними располагалась дисперсионная топливная композиция из топливной крупки, диспергированной в магнелиевую матрицу. В твэлах серии Д в качестве топливной крупки использовался сплав U—9%Mo (ОМ-9), в твэлах серий Ж и 010 — диоксид урана. Длина активной части твэлов составляла 1700 мм, общая длина 1885 мм, внешний диаметр и толщина наружной оболочки твэлов — 14 и 0,2 мм, внутренней — 9 и 0,4 мм соответственно.

Твэлы во время облучения охлаждались водой под давлением 10 МПа, при этом температура теплоносителя на входе в канал составляла 150—190 °С, на выходе — 210—280 °С. Температура наружной оболочки твэлов не превышала 310 °С. Внешняя поверхность наружной оболочки находилась в среде азота графитового канала.

Канал СУЗ состоял из графитовых втулок, в которых располагались центральная трубка диаметром 32,5 мм со стержнем СУЗ и четыре периферийные охлаждающие трубки из стали 12X18H10T диаметром 9,4 мм, толщиной стенки 0,6 мм. Внутренняя поверхность трубок канала СУЗ охлаждалась водой температурой 40 ± 5 °С при давлении 0,5 МПа, внешняя находилась в газовой среде реактора.

Условия облучения ТВС и канала СУЗ, исследованных в горячей лаборатории ФЭИ с 1987 по 1998 г., приведены в таблице.

Методики исследования. Наружный диаметр твэлов измеряли в двух взаимно-перпен-