

ОЦЕНКА ОБЪЕМОВ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ, ОБРАЗУЮЩИХСЯ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ПУГР АВ-1 ФГУП «ПО МАЯК»

А.Ю. Бородай, А. А. Гришин, С.С. Гуралев

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: pvka@bk.ru

В середине 80-х г.г. XX-века в атомной промышленности всего мира остро встал вопрос о выводе из эксплуатации (ВЭ) объектов использования атомной энергетики (ОИАЭ). В настоящее время в мировой практике идёт активное развитие подходов и технологий эксплуатации ОИАЭ на заключительном этапе жизненного цикла – back end – останов, эксплуатация в режиме останова и вывод из эксплуатации.

После останова ОИАЭ и перехода к этапу ВЭ одной из важных проблем является определение количества радиоактивных отходов (РАО), которые будут образовываться в ходе проведения демонтажа оборудования и инженерных сооружений объекта. Поэтому качественная оценка объёмов образующихся РАО, проведенная на этапе проектирования ВЭ, позволяет повысить эффективность использования экономических, кадровых, временных ресурсов при непосредственном проведении работ по ВЭ.

Объектом исследования в представленной работе является объем РАО, образующихся в процессе ВЭ промышленного уран-графитового реактора АВ-1 (ПУГР АВ-1) ФГУП «ПО «Маяк» – одной из первых установок, физический пуск которой состоялся в 1950 г. Реактор остановлен для вывода из эксплуатации 12.08.1989.

Проведение оценки объёмов РАО непосредственно на объекте связано с большими рисками облучения персонала, является длительным процессом из-за ограничения времени пребывания персонала в помещениях с повышенным уровнем радиоактивного загрязнения. Для обеспечения радиационной безопасности и эффективного использования временных и кадровых ресурсов для оценки объёмов РАО было принято решение о разработке дистанционной модели оценки объёмов демонтажных работ.

Модель предусматривает заполнение непосредственного перечня РАО в помещениях на всех уровневых отметках здания реакторной установки, сортировку РАО по масса-габаритным и морфологическим параметрам. Исходными данными для проведения работы являются сферические панорамы актуального состояния помещений.

Применение дистанционной модели оценки объёмов демонтажных работ по сравнению с проведением оценки на месте обладает рядом значительных преимуществ: безопасность выполнения работ, высокая ресурсоэффективность, возможность выполнения работ в любое время, отсутствие привязки к длительности выполнения работ, мобильность выполнения работ, а также универсальность методики, позволяющая применять данную модель не только в любом помещении данного предприятия, но и на любом объекте ОИАЭ.

По результатам проведенной оценки полный объем РАО в здании реакторной установки составляет 2087,8 м.куб. общей массой 1873,4 тонны. Весь объем РАО разделен на 4439 учётных единиц, из которых 1052 учётные единицы являются специальными упаковочными контейнерами для мелкогабаритных РАО и пластикатных покрытий, 3387 учётных единиц являются фрагментированными РАО, для транспортирования которых потребуется 29531 м.кв плёнки. Так же по результатам оценки были получены массо-габаритные параметры в разрезе всех видов РАО, которые составили: по металлоконструкциям 1746,9 м.куб общей массой

1748,7 тонн; по кабелю 147 м.куб общей массой 100,8 тонн; по пластикатному покрытию 117,9 м.куб общей массой 7 тонн; по перерабатываемым РАО 21,8 м.куб общей массой 6,4 тонны; по сжигаемым РАО 54 м.куб общей массой 10,4 тонны.

Получение полного перечня РАО позволяет максимально эффективно спланировать дальнейшую работу по обращению с РАО и позволяет рассмотреть полную картину масштаба проведения работ.

Данную модель можно применять при выполнении оценочных работ на объектах ядерно-топливного цикла, а также на различных промышленных и производственных объектах.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Федеральный закон от 11.07.2011 №190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации»
2. Отчет по обоснованию безопасности вывода из эксплуатации ПУГР АВ-1. ОАО «Головной институт «ВНИПИЭТ». 2012.
3. Приказ Госкорпорации «Росатом» от 15.07.2014 № 1/645-П «Об утверждении Концепции вывода из эксплуатации ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения».
4. Постановление Главного государственного санитарного врача РФ от 26.04.2010 N 40 (ред. от 16.09.2013) "Об утверждении СП 2.6.1.2612-10 "Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010)"

ИССЛЕДОВАНИЕ СОСТАВА ТЕПЛОНОСИТЕЛЕЙ КОНТУРОВ РЕАКТОРА МИР МЕТОДОМ АТОМНО-АБСОРБЦИОННОЙ СПЕКТРОМЕТРИИ

С.А. Двойнишникова, О.Н. Владимирова, Е.О. Демидовская

Государственный научный центр - Научно – исследовательский институт атомных реакторов,

Россия, г. Димитровград, Западное шоссе, д.9, 433510

E-mail: vasilyev@pub.niiar.ru

При проведении испытаний изделий для легководных реакторов в условиях петлевых установок (ПУ) исследовательского реактора МИР моделируются различные типы водно-химических режимов (ВХР): нейтральный, слабоаммиачный и борно-литиевый с дозированием газообразного водорода. В качестве теплоносителя используют обессоленную воду с добавлением координирующих добавок: борной кислоты, ионов лития, гидроксида аммония и т.д.

Особое внимание при проведении экспериментов уделяется изучению содержания в теплоносителе микропримесей катионов металлов и анионных компонентов. Это позволяет судить о состоянии технологического оборудования, оценить радиолитические и коррозионные процессы, протекающие в первом контуре установки. Номенклатура и нормируемые значения концентраций компонентов могут меняться в зависимости от заданных условий испытаний.

В связи с необходимостью изучения изменения свойств теплоносителя и возрастающими требованиями к проведению облучательных экспериментов на реакторе МИР проводятся работы по совершенствованию методической базы химического контроля [1].

Перспективным направлением для контроля катионных микрокомпонентов моделируемых ВХР является метод атомно-абсорбционной спектроскопии. Его основными преимуществами являются прецизионность, отсутствие пробоподготовки и широкие возможности по номенклатуре определяемых элементов. Особенно актуальным стало внедрение данного метода в практику контроля теплоносителей ПУ реактора МИР при подготовке к проведению экспериментов по дозированию микрограммовых количеств ионов