

ОБРАЩЕНИЕ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ НА БЛОКЕ № 1 НОВОВОРОНЕЖСКОЙ АЭС-2 ПРОЕКТА АЭС-2006

А.С. Волков, Е.М. Наливайко

*Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «Нововоронежская атомная станция»
396072, Воронежская обл., г. Нововоронеж, Промышленная зона Южная, 1*

Р

Впервые в цитируемой литературе приводится подробное описание реализованных проектных решений по обращению с радиоактивными отходами (РАО), образующимися при эксплуатации на блоке № 1 Нововоронежской АЭС-2, сооруженному по проекту АЭС-2006. Описаны источники образования радиоактивных отходов различного физического состояния и разного уровня радиоактивности. В основу проекта обращения с РАО на НВАЭС-2 принята концепция временного организованного хранения на АЭС твердых и кондиционированных (отвержденных) РАО в невозвратных железобетонных защитных контейнерах, конструкция которых рассчитана для условий временного хранения РАО в инженерных сооружениях в течение 50-ти лет, а для условий захоронения в приповерхностных или подземных могильниках – в течение 300 лет.

В системах обращения с твердыми и газообразными РАО блока № 1 НВАЭС-2 воплощены технические решения, основанные на имеющемся опыте эксплуатации блоков АЭС с ВВЭР. Новая в проекте АЭС технология очистки трапных вод, которые являются основным источником образования ЖРО, была опробована в период опытно-промышленной эксплуатации блока на реальных технологических средах (трапные воды), содержащих радионуклиды. Выявлен ряд недостатков (низкая производительность установки по исходной трапной воде, ограниченная селективность выбранного сорбента СФНМ по осаждаемым радионуклидам, низкая грязеемкость мембранных фильтров), не позволяющих эффективно использовать проектные установки с предложенной технологией для переработки трапных вод на АЭС без проведения модернизации и дополнительной отработки режимов эксплуатации оборудования.

Учитывая возможность возникновения рисков с вводом в работу проектной системы переработки трапных вод с новой нереперентной технологией и оборудованием, генпроектант АО «Атомэнергопроект» по настоянию Нововоронежской АЭС предусмотрел резервную схему переработки трапных вод на блоке № 1 НВАЭС-2 по традиционной для АЭС технологии термического выпаривания. Наличие резервной схемы с выпарным аппаратом производительностью 6 м³/ч позволило обеспечить переработку образующихся трапных вод начиная с этапа физпуска блока.

Ключевые слова: Нововоронежская АЭС-2, радиоактивные отходы, обращение с твердыми, жидкими и газообразными отходами.

ПРИНЦИПЫ, УСТАНОВЛЕННЫЕ МАГАТЭ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С РАО

МАГАТЭ в серии издания по безопасности № 111-F [1] определило, что целью обращения с радиоактивными отходами является обеспечение защиты здоровья человека и охрана окружающей среды сейчас и в дальнейшем без обременения будущих поколений. Принятые МАГАТЭ основополагающие принципы обращения с РАО [1] стали основой и руководством для разработки и реализации программ по безопасности при обращении с этими веществами.

Основные стадии процесса взаимодействия с РАО (от их образования до захоронения) в соответствии с [1] рассматриваются в качестве составных элементов общей системы (рис. 1).

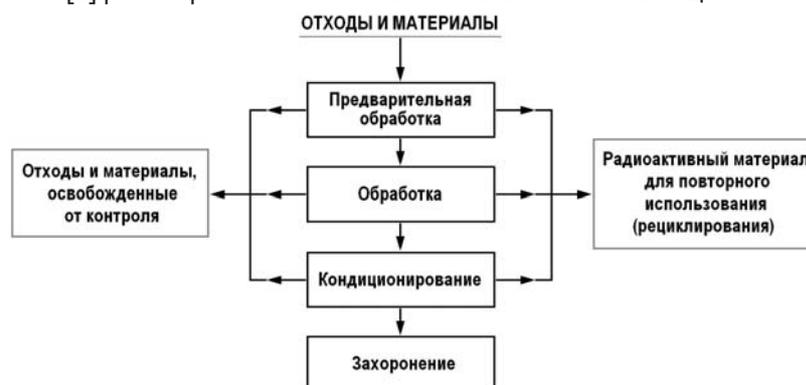


Рис. 1. Основные стадии обращения с радиоактивными отходами

Нормативная база РФ в области обращения с РАО включает в себя целый ряд федеральных норм и правил в области использования атомной энергии. Действия ФНП [2 – 4] распространяются на все проектируемые, сооружаемые, эксплуатируемые и выводимые из эксплуатации ядерные установки, радиационные источники и пункты хранения при сборе, переработке, хранении и кондиционировании РАО.

ПОСТРОЕНИЕ СИСТЕМ ОБРАЩЕНИЯ С РАО

Основными источниками образования радиоактивных веществ на АЭС являются продукты деления урана-235, новые трансурановые ядра в результате нейтронного облучения топлива активной зоны, а также активация нейтронами конструкционных материалов реакторной установки, продуктов коррозии и химических примесей в теплоносителе первого контура.

При эксплуатации АЭС образуются следующие виды РАО:

- твердые радиоактивные отходы (ТРО);
- газообразные радиоактивные отходы (ГРО);
- жидкие радиоактивные отходы (ЖРО).

В основу проекта [5] обращения с РАО на НВАЭС-2 с учетом требований [6 – 11] принята концепция временного организованного хранения на АЭС твердых и кондиционированных (отвержденных) РАО в невозвратных железобетонных защитных контейнерах НЗК-150-1,5П. Контейнер НЗК представляет собой емкость в форме полого куба размером 1650×1650×1375 мм с толщиной стенки 150 мм и имеет полезный объем 1,5 м³. Конструкция НЗК рассчитана для условий временного хранения РАО в инженерных сооружениях в течение 50-ти лет, а для условий захоронения в приповерхностных или подземных могильниках – в течение 300 лет.

Длительное хранение ЖРО [12] на Нововоронежской АЭС-2 не предусмотрено. Конечный продукт после переработки низко- и среднеактивных ЖРО переводится в твердое состояние путем цементирования и размещается в невозвратные защитные контейнеры НЗК-150-1,5П.

Переработка твердых низко- и среднеактивных отходов осуществляется в отдельно стоящем здании переработки и хранения радиоактивных отходов. В этом здании для хранения ТРО предусмотрено специально оборудованное железобетонное хранилище (блок хранения ТРО) наземного типа. Вместимость хранилища обеспечивает прием на хранение твердых и отвержденных низко- и среднеактивных отходов, образующихся за пять лет эксплуатации АЭС. При заполнении объемов временного хранения низко- и среднеактивных ТРО контейнеры НЗК будут вывозиться АО «Национальный оператор» в специализированные могильники на постоянное хранение. Располагаемый объем для хранения высокоактивных отходов с учетом незначительных количеств по сравнению с объемами образования других РАО позволяет осуществлять прием и содержание таких отходов в течение 50-ти лет эксплуатации АЭС.

Хранение высокоактивных ТРО (сборки внутриреакторных детекторов, блоки детектирования и образцы-свидетели, извлекаемые из внутрикорпусных устройств реактора и шахты) осуществляется в специальных упаковках – металлических капсулах. Капсулы помещаются в вертикальные отсеки (ячейки) блока хранения с направляющими для установки упаковок по высоте одна на другую. Для обеспечения биозащиты каждый отсек перекрывается сверху стальной плитой-кондуктором.

Конечный продукт после переработки низко- и среднеактивных ТРО, как и отвержденных ЖРО, также размещается в невозвратные защитные контейнеры НЗК-150-1,5П, которые устанавливаются в отсеках один на другой в несколько ярусов.

Организация хранения ТРО обеспечивает извлечение НЗК из отсеков хранилища с применением штатной технологии и транспортно-технологического оборудования. Это позволяет осуществлять необходимый контроль состояния упаковки в период хранения ТРО на АЭС, а также безопасно проводить операции при вывозе ТРО на централизованное захоронение в приповерхностных или подземных могильниках.

При эксплуатации блока АЭС обращение с газовыми средами, содержащими аэрозольные радиоактивные частицы, соединения газообразного радиоактивного йода и инертные радиоактивные газы, основано на принципах их сбора, проведения глубокой очистки в сорбционных фильтрах до снижения активности газовых сред ниже допустимых пределов и сброса очищенных газов через вентиляционную трубу в атмосферу.

ОБРАЩЕНИЕ С ТРО

В процессе нормальной эксплуатации, при проведении ремонтных работ [13, 14] и при авариях на АЭС образуются ТРО следующих видов:

- детали реакторной установки после окончания их срока службы (каналы нейтронного измерения и температуры реактора, ионизационные камеры и их линии связи и другие);
- загрязненное демонтированное оборудование, трубопроводы и арматура, не подлежащие ремонту;
- загрязненный неисправный инструмент и приспособления для ремонта;
- загрязненные обтирочный материал, спецодежда, обувь, средства индивидуальной защиты, не подлежащие дезактивации;
- строительные и теплоизоляционные материалы, древесина, стекловата;
- отработавшие фильтры систем вентиляции;
- стекло (отходы лабораторий);
- отвержденные жидкие радиоактивные отходы (кубовый остаток, смолы, концентраты).

Система обращения с твердыми радиоактивными отходами предназначена для сбора, сортировки, переработки, упаковки и временного хранения ТРО, образующихся на АЭС в процессе нормальной эксплуатации, при проведении ремонтных работ и авариях в

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

целях кондиционирования ТРО. Принципиальная проектная схема обращения с ТРО на НВАЭС-2 представлена на рис. 2.

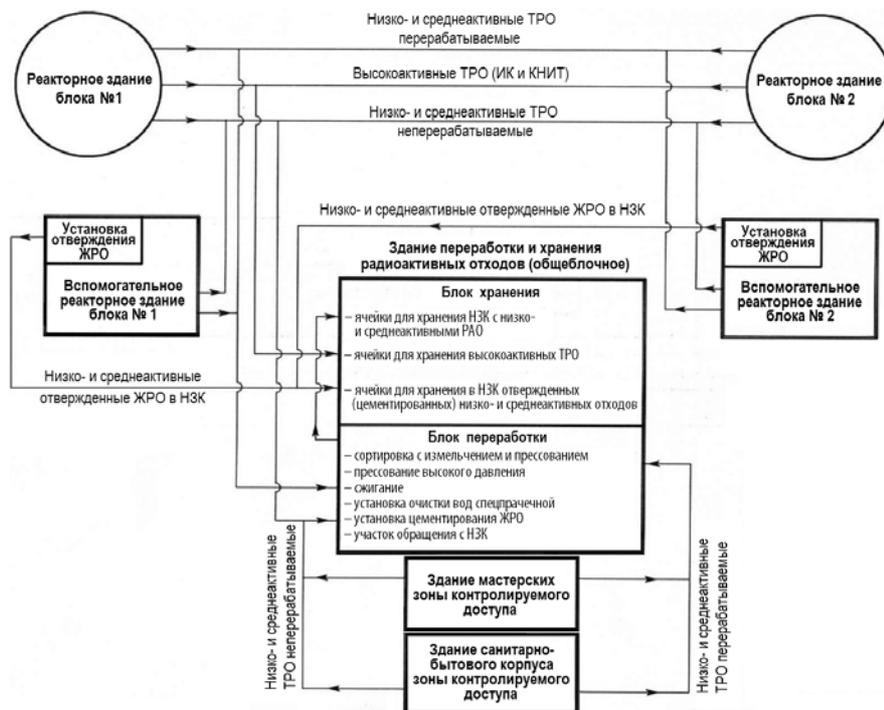


Рис. 2. Принципиальная схема обращения с ТРО на НВАЭС-2

По функциональному назначению комплекс обращения с ТРО включает в себя следующие подсистемы:

- сбора на месте образования, первичной сортировки и транспортировки ТРО;
- переработки твердых радиоактивных отходов;
- хранения отвержденных и твердых радиоактивных отходов.

ТРО средней и низкой активности сортируются по уровню активности на местах образования путем загрузки в соответствующие контейнеры или тару разового использования и перевозятся спецавтомобилем в здание переработки и хранения радиоактивных отходов.

Высокоактивные твердые отходы реакторной установки извлекаются из внутрикорпусных устройств реактора и шахты реактора с помощью специальных устройств, устанавливаются в капсулы и транспортируются в специальных защитных контейнерах непосредственно в отделение блока хранения здания переработки и хранения РАО, где после паспортизации помещаются в отсеки хранения.

В системах переработки низко- и среднеактивных (с уровнем излучения до 1 мЗв/ч на расстоянии 0,1 м) ТРО обеспечивается сокращение объемов этих отходов путем предварительного измельчения и прессования негорючих и сжигания горючих отходов. Тем самым достигается максимальное использование полезного объема контейнерных упаковок НЗК и объема временного хранилища ТРО в целом.

После поступления низко- и среднеактивных ТРО с мест образования в здание переработки и хранения проводится их контрольная сортировка в специальном боксе по видам (горючие/негорючие) и габаритам. Горючие отходы собираются в крафт-мешки и направляются на установку сжигания. Негорючие ТРО собираются в «стандартные» металлические бочки вместимостью 0,2 м³ для последующего предварительного прессования на установке (прессе) с усилием сжатия около 100 тонн. Прессованию подвергаются низкоактивные и ограниченное

количество среднеактивных отходов с уровнем излучения до 1 мЗв/ч (строительные отходы, тепловая изоляция, пластиковые изделия, стекло, металлические тонкостенные отходы). Прессование отходов в одну бочку происходит многостадийно (с порционной подачей отходов) до полного заполнения и закрытия бочки крышкой с ее завальцовкой. Стадия предварительной подпрессовки ТРО позволяет уменьшить исходный объем отходов в три – четыре раза.

Негабаритные ТРО, отобранные на узле сортировки поступают на узел измельчения, оснащенный гильотиной для резки, где фрагментируются на части по габаритам металлические бочки вместимостью 0,2 м³, а затем также поступают на узел предварительного прессования.

Для дальнейшего уменьшения объема данного вида ТРО производится компактирование полученных после подпрессовки бочек с отходами вместимостью 0,2 м³ в брикеты на установке прессования высокого давления. Номинальное усилие сжатия пресса составляет 2000 тонн, что позволяет дополнительно уменьшить объем прессуемых ТРО в два – три раза. Полученные после установки брикеты общей массой до двух тонн укладываются стопками в контейнер НЗК для последующей заливки пустот между брикетами раствором цемента, укупорки контейнера крышкой и помещением НЗК в блок временного хранения. Таким образом, в результате двух стадий прессования происходит шести- – двенадцатикратное уменьшение объема перерабатываемых ТРО данной категории с получением упаковок с ТРО (контейнеры НЗК), удовлетворяющих условиям хранения РАО.

Выделенные на участке контрольной сортировки горючие низко- и среднеактивные ТРО (бумага, дерево, резина, текстиль, лавсан, пластик на основе ПВХ) направляются на установку сжигания, оснащенную печью с камерой дожигания. Сжигание ТРО осуществляется при температуре 600 – 800 °С с очисткой дымовых газов на газоочистном оборудовании и сбором оставшейся золы. Комплекс газоочистного оборудования обеспечивает очистку сбрасываемых в атмосферу дымовых газов, направляемых высоконапорными вентиляторами с расходом до 1700 м³/ч в вентиляционную трубу установки, до объемной активности по ⁶⁰Со около 2 Бк/м³ и по ¹³⁷Cs около 7,5 Бк/м³. Зола, имеющая удельную активность до 5,6·10⁸ Бк/кг, на узле выгрузки из печи расфасовывается в стандартные металлические бочки вместимостью 0,2 м³. Бочки закрываются герметичными обжимными крышками и помещаются в контейнер НЗК с заливкой пустот между бочками раствором цемента, герметизацией НЗК и помещением контейнера в ячейку для хранения. Сжигание горючих ТРО позволяет уменьшить их объем в 50 – 100 раз и рационально использовать полезный объем контейнеров НЗК.

По проектной оценке при работе одного энергоблока НВАЭС-2 в течение года конечный объем ТРО после переработки и ТРО, не подлежащих переработке, которые поступают на временное хранение в общеблочное здание переработки и хранения РАО, не будет превышать 50 м³.

ОБРАЩЕНИЕ С ГРО

Очистка газовых сдувок от радиоактивных веществ осуществляется на установках спецгазоочистки. Очистка от аэрозольных радиоактивных частиц осуществляется аэрозольными фильтрами с фильтрующим материалом из стекловолокна. Очистка сдувок от соединений газообразного радиоактивного йода и инертных радиоактивных газов производится фильтрами-адсорберами, наполненными активированным углем.

Установка по очистке газовых сдувок, входящая в технологическую систему КРМ блока, состоит из трех одинаковых взаимозаменяемых ниток (основной, вспомогательной и резервной). В состав каждой из ниток входят компрессоры, теплообменники, самоочищающиеся фильтры, фильтры-адсорберы, электрокалориферы, цеолитовый и аэрозольный фильтры.

В газовых сдувках из системы продувки-подпитки первого контура реакторной установки имеется газообразный водород в концентрациях, выходящих за взрывобезопасные пределы. Для предотвращения образования взрывоопасной концентрации водорода в установке очистки радиоактивных технологических сдувок на блоке предус-

мотрена установка сжигания водорода. Данная установка обеспечивает удаление водорода из сдувки выпара деаэратора системы продувки-подпитки первого контура путем сжигания водорода на катализаторах контактного аппарата данной установки и получение газовой смеси с концентрацией водорода не выше 0,2% объемных. Полученная концентрация водорода обеспечивает взрывобезопасную работу оборудования установки очистки радиоактивных технологических сдувок.

В составе спецгазоочистки имеется группа оборудования для очистки от аэрозолей и газообразных соединений йода в сдувках из оборудования и баков с жидкими радиоактивными средами. Очистка производится на модульных фильтрах-адсорберах (эффективность очистки от J_2 до 99,9% и от CH_3J 99%) и аэрозольном фильтре типа ФАРТОС.

Отметим, что установка для очистки газовых сдувок блока № 1 НВАЭС-2 проекта АЭС-2006 соответствует аналогичной системе проектов АЭС с РУ В-320 с выполненной доработкой системы в части установки в каждой нитке дополнительного самоочищающегося фильтра для регенерации цеолитовых фильтров по замкнутому контуру, что исключило выброс регенерационного газа в высотную трубу и атмосферу, и оснащения установки линией байпаса фильтров-адсорберов, что позволило расширить маневренность оборудования системы при изменении нагрузки в режимах разогрева и наладки.

Кроме установок спецгазоочистки для снижения выброса радиоактивных веществ в окружающую среду и неконтролируемого распространения их по помещениям станции воздух, выбрасываемый в атмосферу из помещений с источниками радиоактивных загрязнений, проходит двухступенчатую очистку от аэрозолей и йода на специальных фильтрах. При этом периодически заменяемые в вентустановках фильтрующие элементы с удержанными радиоактивными загрязнениями относятся к категории ТРО и утилизируются на установке сжигания.

ОБРАЩЕНИЕ С ЖРО

На блоке №1 НВАЭС-2 жидкие радиоактивные отходы (ЖРО) образуются при переработке жидких радиоактивных сред (ЖРС). Комплекс систем обращения с жидкими радиоактивными отходами включает в себя следующие системы:

- систему спецканализации зданий для сбора ЖРС;
- систему переработки трапных вод (ЖРС);
- систему промежуточного хранения ЖРО;
- установку цементирования для отверждения ЖРО.

ЖРС, подлежащие сбору для последующей переработки, образуются, во-первых, в основном реакторном здании и во вспомогательном реакторном здании (здания блока) и, во-вторых, в общестанционных зданиях санитарно-бытового корпуса, центральных мастерских зоны контролируемого доступа и в общеблочном здании переработки и хранения РАО.

В основных зданиях блока трапные воды, образующиеся в процессе эксплуатации АЭС, включают в себя

- технологические дренажи оборудования;
- сливы от дезактивации помещений и оборудования;
- неорганизованные протечки радиоактивных сред;
- сливы после опорожнения систем;
- неорганизованные протечки нерадиоактивных сред (вода промконтура, реагенты, др.);
- сливы от регенераций, взрыхления, отмывок фильтров спецводоочистки (СВО);
- воды гидровыгрузок и гидроперегрузок фильтрующих материалов фильтров СВО;
- сливы от радиохимической и химической лабораторий;
- сливы от периодических химпромывок парогенераторов;
- сливы отбора проб.

Расчетный объем образования этих трапных вод с одного блока оценивался проек-

том в 4200 м³/год с максимальной величиной удельной активности до $1,7 \cdot 10^6$ Бк/дм³ и средним содержанием около 4 г/дм³.

К ЖРО [12], образующимся при эксплуатации оборудования во вспомогательном реакторном здании, относится также пульпа ионообменных смол, выгружаемых из фильтров СВ0 в баки системы промежуточного хранения. Среднегодовой объем низкоактивных сорбентов (смол) с объемной активностью после трехмесячной выдержки в баках системы промежуточного хранения до $3,2 \cdot 10^3$ Бк/дм³ составляет около 7 м³/год, а среднеактивных сорбентов (смол) с объемной активностью до $2,5 \cdot 10^8$ Бк/дм³ – около 8 м³/год.

Основной задачей, стоящей перед системой переработки ЖРС, конечным продуктом которой являются собственно ЖРО, является минимизация образующихся объемов ЖРО цементируемых в НЗК.

При решении задачи по минимизации подлежащих отверждению ЖРО вместо традиционной для АЭС технологии термического упаривания трапных вод в выпарном аппарате с получением радиоактивного солевого кубового остатка в проекте НВАЭС-2 была предложена к реализации во вспомогательном реакторном здании система переработки трапных вод с комплексом оборудования, работающего по технологии ионоselectивного осаждения радионуклидов и микрофльтрации радиоактивных суспензий.

Полученные таким образом ЖРО в виде жидкого радиоактивного шлама в объеме до 117,6 м³/год с содержанием взвешенных частиц до 3,57 г/дм³ и объемной активностью до $9,57 \cdot 10^6$ Бк/дм³ должны подвергаться сгущению на мембранных фильтрах-сгустителях установки цементирования ЖРО до концентрации взвешенных частиц 100 г/дм³ и отверждению путем цементирования, упаковкой в НЗК и последующим хранением в ячейках блока хранения здания переработки и временного хранения РА0. Очищенная от радионуклидов трапная вода для исключения сброса в окружающую среду солейсодержащих дебалансных вод направляется для упаривания в выпарном аппарате до содержания 400 г/дм³. Полученный при этом чистый конденсат вторичного пара направляется на собственные нужды систем блока (или удаляется с блока как дебалансные воды), а солевой концентрат после выпарного аппарата направляется на установку сушки солей, где после удаления влаги получается смесь гранулированных минеральных солей. Сухая соль в количестве до 17 т/год имеет активность не более $2,13 \cdot 10^3$ Бк/кг и относится к категории очень низкоактивных отходов (ОНАО). Соль собирается в мягкую транспортную упаковку (мешки типа «биг-бен») и после контроля на радиоактивность направляется в пункт хранения ОНАО. Таким образом, обеспечивается полный цикл переработки трапных вод с получением минимального объема ЖРО для цементирования с упаковкой в НЗК и временного хранения в качестве ТРО, определенного объема ОНАО в виде сухих солей для контрольного хранения и жидкого очищенного дистиллята, используемого на собственные нужды систем блока.

При первичной очистке трапных вод на гидроциклонах выделяется крупнодисперсный шлам (в объеме до 4 м³/год) с объемной активностью до $1,7 \cdot 10^7$ Бк/дм³, который направляется в баки промежуточного хранения ЖРС для обеспечения безопасного протекания процесса распада короткоживущих изотопов. Данный накопленный радиоактивный шлам после трехмесячной выдержки также направляется на установку цементирования во вспомогательном реакторном здании для отверждения ЖРО в НЗК. Заполненные контейнеры НЗК перевозятся спецтранспортом в общеблочное здание переработки и хранения РА0, где помещаются в ячейки для временного хранения.

Отработанные ионообменные смолы, поступающие в виде пульпы из баков промежуточного хранения ЖРС, на установке сушки смол во вспомогательном реакторном здании проходят кондиционирование путем их вакуумной сушки до содержания влаги менее 3%. При содержании влаги менее 3% (что соответствует нормированной величине влажности ТРО для долговременного хранения) отработанные ионообменные смолы могут быть отнесены к категории ТРО, и обращение с ними осуществляется как с ТРО.

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

При этом среднегодовой объем выхода продукта (осушенных смол) составляет 7 м³/год низко- и 8 м³/год среднеактивных сорбентов. Осушенные ионообменные смолы упаковываются без цементирования в контейнеры НЗК-150-1,5П(В), которые перевозятся спецтранспортом в общеблочное здание переработки и хранения РАО и размещаются там в ячейках для временного хранения.



Рис. 3. Принципиальная схема обращения с ЖРО в основных зданиях УЗА и УКС блока № 1 НВАЭС-2

Принципиальная схема обращения с ЖРО, образующимися в основном и вспомогательном реакторных зданиях блока № 1, приведена на рис. 3.

В основу системы переработки трапных вод была заложена концепция сокращения объема ЖРО путем извлечения радионуклидов кобальта ⁶⁰Со и цезия ¹³⁷Сs, дающих по проектным оценкам основной вклад в активность вод и конечных продуктов их переработки. Для этих целей была использована разработанная ООО «Спецпроект» г. Санкт-Петербург и ФГУП «Красная звезда» Филиал «Текстильщики» г. Москва технология ионоселективного осаждения радионуклидов и микрофльтрации образующихся радиоактивных шламов, которая, как ожидалось, должна была бы освободить данный вид ЖРС от основных радионуклидов. Разработанная двухступенчатая технология очистки с комплектом специального оборудования содержит пять этапов:

- окисление присутствующих в трапных водах органических соединений для перевода радионуклидов коррозионного происхождения (кобальта Со, железа Fe, марганца Mn) в нерастворимую форму с помощью дозирования перекиси водорода, воздействия на среду ультразвуком на каждой ступени и дополнительного ультрафиолетового облучения обрабатываемой среды на второй ступени очистки;

- сорбционное выделение радионуклидов из перерабатываемой среды путем ионоселективного осаждения радионуклидов цезия ¹³⁴Сs и ¹³⁷Сs на частицах сорбента СФНМ, вводимого в обрабатываемую порцию трапной воды на каждой стадии (ступени) окисления;

- отделение радиоактивного шлама путем микрофльтрации образующейся суспензии на мембранных фильтрах после каждой стадии (ступени) окисления и направления жидкого шлама на узел цементирования ЖРО;

- концентрирование солей в очищенной от радионуклидов и механических примесей трапной воде методом термического выпаривания;

- кондиционирование «чистых» солей на установке сушки солей с получением промышленных отходов категории ОНАО.

Производительность установки должна была обеспечить переработку трапной воды в количестве до 2 м³/ч, что позволяло бы перерабатывать весь расчетный годовой объем поступления трапных вод с одного блока.

При пусконаладочных работах на системе переработки трапных вод была выявлена неработоспособность ультразвуковых генераторов и ультрафиолетовых излучателей в блоках окисления установки, что не позволило испытать технологию очистки в полном проектом объеме. На этапах ввода блока № 1 в эксплуатацию, когда имелись смывы в трапы загрязнений с полов, дренирование оборудования и трубопроводов, неорганизованные протечки, поступление трапных вод с блока значительно превышало величину среднечасового проектного значения 12 м³/сут, а солесодержание существенно превышало расчетную про-

ектную величину 4 г/дм^3 . В исходной трапной воде, поступающей на переработку, были выявлены короткоживущие радионуклиды бериллия (^7Be) и сурьмы (^{124}Sb), которые не удалялись по принятой технологии очистки и вносили основной вклад в загрязнение конечного продукта переработки – сухой соли. Источники поступления этих нуклидов однозначно не определены.

Наладка режимов работы установки сорбционного осаждения на блоке № 1 проводилась в период опытно-промышленной эксплуатации блока на реальных технологических средах (трапные воды), содержащих радионуклиды. По итогам выполненных ПНР на оборудовании в технологию очистки были внесены следующие дополнения:

- для компенсации отсутствия проектной стадии окисления в трапной воде органических соединений воздействием ультразвука на первой ступени очистки введен подогрев обрабатываемой трапной воды до температуры $60 - 70^\circ\text{C}$;

- в технологический процесс на второй ступени для доосаждения радионуклидов бериллия (^7Be) и сурьмы (^{124}Sb) введена коагуляция 10%-ым раствором сернокислого железа для доосаждения радионуклидов;

- в технологический процесс на первой и второй ступенях очистки введено проведение периодической кислотной промывки фильтрующих элементов мембранных фильтров 5%-ым раствором азотной кислоты для восстановления номинальной производительности фильтров в условиях повышенной концентрации взвешенных веществ.

В ходе испытаний установки очистки трапных вод на реальной технологической среде при фактическом солесодержании и радиоизотопном составе трапной воды в соответствии с [15] были получены следующие результаты:

- усредненная производительность установки (по объему переработанной воды) составила около $0,6 \text{ м}^3/\text{ч}$;

- суммарная удельная активность фильтрата после второй ступени очистки составила 308 Бк/кг ;

- суммарная удельная активность конденсата вторичного пара (дистиллата) после выпарного аппарата составила $0,3 \text{ Бк/кг}$;

- суммарная удельная активность солевого концентрата после выпарного аппарата составила $4,52 \cdot 10^3 \text{ Бк/кг}$;

- на установке сушки солей была получена сухая соль, содержащая короткоживущие (период полураспада до 60 сут) радионуклиды, в том числе сурьмы (^{124}Sb).

Испытания показали принципиальную возможность очистки трапных вод по предложенной технологии, но в то же время выявили ряд существенных недостатков:

- низкая производительность установки по исходной трапной воде при большей, чем проектная, концентрации взвесей;

- ограниченная селективность выбранного сорбента СФНМ по осаждаемым радионуклидам;

- чувствительность технологии к повышенному солесодержанию исходной трапной воды (более заданного проектом 4 г/дм^3) и к ее качественному составу (в части присутствия борной кислоты);

- недоработка схемных решений по отдельным узлам установки;

- низкая грязеемкость мембранных фильтров и повышенная зависимость их производительности от размеров механических примесей фильтруемой взвеси;

- наличие короткоживущих (период полураспада до 60 сут) радионуклидов, в том числе сурьмы (^{124}Sb), в солевом концентрате после выпарного аппарата и в конечном продукте после установки сушки солей требует дополнительной выдержки транспортных упаковок с полученной солью перед направлением их на хранение;

- низкая маневренность установки при многостадийности процесса очистки с осуществлением промежуточных операций для поддержания технологического режима и др.

Сходные проблемы по переработке жидких радиоактивных сред возникли и на установ-

ке по очистке вод душевых и спецпрачечной, вод от дезактивации помещений и оборудования, вод организованных и неорганизованных протечек, образующихся в общестанционных зданиях (мастерские ЗКД, санитарно-бытовой корпус, здание переработки и хранения РАО). Работа данной установки основана на той же технологии сорбционного осаждения радионуклидов с микрофильтрацией и с применением однотипного оборудования.

Имеющиеся недостатки установок по очистке жидких радиоактивных сред не позволяют эффективно использовать проектные установки с предложенной технологией для переработки трапных вод блока, вод спецпрачечной и санпропускников на действующем энергоблоке № 1 НВАЭС-2 без проведения модернизации и требуют отработки режимов эксплуатации оборудования.

Учитывая возможность возникновения рисков с вводом в работу проектной системы переработки трапных вод с новой нереперентной технологией и оборудованием, генпроектант АО «Атомэнергопроект» по настоянию Нововоронежской АЭС предусмотрел резервную схему переработки трапных вод на блоке № 1 НВАЭС-2 по традиционной для АЭС технологии термического выпаривания в выпарном аппарате с получением радиоактивного кубового остатка и чистого дистиллята. Наличие резервной схемы с выпарным аппаратом производительностью 6 м³/ч позволило обеспечить переработку образующихся на блоке № 1 трапных вод начиная с этапа физпуска блока.

ВЫВОДЫ

1. Система обращения с ТРО блока № 1 НВАЭС-2 по многим элементам аналогична системам обращения с ТРО, реализованным и успешно эксплуатируемым на действующих блоках АЭС РФ и зарубежных АЭС, выполненных по российскому дизайну.

2. Технические и организационные решения, принятые для систем обращения с ГРО, апробированы прежним опытом проектирования, испытаниями, исследованиями, а также подтверждены опытом эксплуатации подобных систем на действующих АЭС России.

3. Система обращения с ЖРО блока № 1 НВАЭС-2 на этапе переработки трапных вод обеспечивает в полном объеме реализацию проектных задач по минимизации объемов ЖРО, подлежащих отверждению и временному хранению на АЭС с учетом дополнительных проектных решений. Основная часть комплекса обращения с ЖРО – установка сорбционного осаждения и извлечения радионуклидов в составе системы переработки трапных вод показала низкую производительность в условиях промышленного применения. Требуется модернизация установки с последующим проведением опытно-промышленных испытаний и отработки технологических режимов на реальных средах АЭС.

Литература

1. Predisposal Management of Radioactive Waste, Including Decommissioning. Safety Requirements. No. WS-R-2. – Vienna: IAEA, 2000. – 26 p.
2. НП-019-15. Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности. – М.: Ростехнадзор, 2015. – 23 с.
3. НП-020-15. Сбор, переработка, хранение и кондиционирование твердых радиоактивных отходов. Требования безопасности. – М.: Ростехнадзор, 2015. – 14 с.
4. НП-021-15. Обращение с газообразными радиоактивными отходами. Требования безопасности. – М.: Ростехнадзор, 2015. – 12 с.
5. Нововоронежская АЭС. Проект АЭС-2006. Электронный ресурс <http://www.rosenergoatom.ru/upload/iblock/f01/01b5ca309dbda1917c112d6897c0959.pdf> (дата доступа 20.06.2017 г.).
6. НП-002-15. Правила безопасности при обращении с радиоактивными отходами атомных станций. – М.: Ростехнадзор, 2015. – 20 с.
7. РБ-122-16. Оценка безопасности при обращении с радиоактивными отходами до захоронения. – М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2016. – 21 с.
8. НП-067-05. Основные правила учета радиоактивных веществ и радиоактивных отходов в организациях. – М.: Ростехнадзор, 2005. – 36 с.

9. НП-058-14. Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения. – М.: Ростехнадзор, 2014. – 15 с.
10. Нормы МАГАТЭ по безопасности. Обращение с радиоактивными отходами перед захоронением. Общие требования безопасности, часть 5. – Вена: МАГАТЭ, 2010. – 46 с.
11. *Ключников А.А. и др.* Радиоактивные отходы АЭС и методы обращения с ними. – К.: ИПБ АЭС НАН Украины, 2005. – 487 с..
12. *Онуфриенко С.В.* Обращение с жидкими радиоактивными отходами в проектах АЭС нового поколения с реактором ВВЭР. Дисс. на соиск. уч. ст. к. т. н. – Санкт-Петербург, 2002.
13. *Савкин А.Е., Адамович Д.В., Белый М.Д.* Варианты обращения с радиоактивными отходами АЭС. // ВАНТ. Серия: Материаловедение и новые материалы. – 2014. – № 3 (78). – С. 87-95.
14. *Волкова Т.С., Слюнчев О.М., Тананаев И.Г., Бобров П.А.* Способы обращения с органическими ЖРО. // Вопросы радиационной безопасности. – 2012. – № 1. – С. 48-60.
15. НП-001-15. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. – М.: Ростехнадзор, 2015. – 74 с.

Поступила в редакцию 26.06.2017 г.

Авторы

Волков Александр Сергеевич, главный технолог технологической группы
E-mail: VolkovAS@nvnpp1.rosenergoatom.ru

Наливайко Евгений Михайлович, начальник цеха по обращению с РАО
E-mail: NalivaykoEM@nvnpp1.rosenergoatom.ru

UDC 621.039.7

RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT AT THE NOVovorONEZH NPP II-1 (NPP-2006 DESIGN)

Volkov A.S., Nalivayko E.M.

Branch of JSC «Concern Rosenergoatom» «Novovoronezh Nuclear Power Plant»
1 Promyshlennaya zona Yuzhnaya, Novovoronezh, Voronezh reg.,
396072 Russia

ABSTRACT

For the first time in the literature cited, a detailed description is given of the implemented design solutions for radioactive waste (RW) management during the operation of the Novovoronezh NPP II-1 constructed under the NPP-2006 Project. The sources of formation of radioactive wastes of various physical states and different levels of radioactivity are described. The project on RW management at the NvNPP II is based on the concept of temporary organized storage at NPPs of solid and conditioned (solidified) RW in expendable reinforced concrete protective containers designed for the conditions of RW temporary storage in engineering structures for 50 years and for the burial conditions in near-surface or underground cemeteries for 300 years.

The solid and gaseous RW management systems at the NvNPP II-1 implement technical solutions based on the existing experience of operating units of VVER NPPs. New in the NPP project, the technology of treating drain water, which is the main source of LRW formation, was tested during the unit pilot operation on real processing media (drain water) containing radionuclides. A number of shortcomings have been identified, i.e., the installation low capacity for the initial drain water, limited selectivity of the chosen sorbent for the precipitated radionuclides, low dirt capacity of the membrane filters), which do not allow efficient use of design facilities with the proposed technology for processing drain water at NPPs without modernization and additional refinement of equipment operating modes.

Taking into account the possibility of risks due to the introduction of the project drain water treatment system with a new non-referential technology and equipment, the general

designer, JSC «Atomenergoproekt», at the insistence of the Novovoronezh NPP, provided for a backup drain water treatment scheme at the NVNPP II-1 using the traditional thermal evaporation technology for NPPs. The backup scheme with a vaporizer with a capacity of 6 m³/h made it possible to treat the formed drain water, starting from the unit physical start-up stage.

Key words: Novovoronezh NPP II, radioactive waste, solid/liquid/gaseous waste management.

REFERENCES

1. Predisposal Management of Radioactive Waste, Including Decommissioning. Safety Requirements. No. WS-R-2. Vienna. IAEA, 2000, 26 p.
2. NP-019-15. Collection, processing, storage and conditioning of liquid radioactive waste. Safety requirements. Moscow. Rostekhnadzor Publ., 2015, 23 p. (in Russian).
3. NP-020-15. Collection, processing, storage and conditioning of solid radioactive waste. Safety requirements. Moscow. Rostekhnadzor Publ., 2015, 14 p. (in Russian).
4. NP-021-15. Gaseous radioactive waste management. Safety requirements. Moscow. Rostekhnadzor Publ., 2015, 12 p. (in Russian).
5. Novovoronezh NPP. NPP-2006 Design. Available at <http://www.rosenergoatom.ru/upload/iblock/f01/f01b5ca309dbda1917c112d6897c0959.pdf> (accessed 20.06.2017).
6. NP-002-15. Safety rules for handling radioactive waste from nuclear power plants. Moscow. Rostekhnadzor Publ., 2015, 20 p. (in Russian).
7. RB-122-16. Safety assessment in the management of radioactive waste prior to disposal. Moscow. FBU «NTTs YaRB» Publ., 2016, 21 p. (in Russian).
8. NP-067-05. Basic rules for accounting for radioactive substances and radioactive waste in organizations. Moscow. Rostekhnadzor Publ., 2005, 36 p. (in Russian).
9. NP-058-14. Safety in the management of radioactive waste. General provisions. Moscow. Rostekhnadzor Publ., 2014, 15 p. (in Russian).
10. IAEA safety standards. Management of radioactive waste before disposal. General safety requirements, part 5. Vienna. IAEA, 2010, 46 p. (in Russian).
11. Klyuchnikov A.A., Pazukhin E.M., Shigera Yu.M., Shigera V.Yu. *Radioactive wastes from NPPs and methods of handling them*. Kiev. IPB AES NAN Ukraine Publ., 2005, 487 p. (in Russian).
12. Onufrienko S.V. *Liquid radioactive wastes management in the design of a new generation of NPPs with VVER type reactors*. Ph.D. Thesis in Engineering Sciences. St. Petersburg, 2002 (in Russian).
13. Savkin A.E., Adamovich D.V., Bely M.D. Options for handling radioactive waste from nuclear power plants. *VANT. Ser. Materialovedenie i novye materialy*. 2014, no. 3 (78), pp. 87-95 (in Russian).
14. Volkova T.S., Slunchev O.M., Tananaev I.G., Bobrov P.A. Methods of handling organic LRW. *Voprosy radiatsionnoj bezopasnosti*. 2012, no. 1, pp. 48-60 (in Russian).
15. NP-001-15. General safety provisions for nuclear power plants. Moscow. Rostekhnadzor Publ., 2015, 74 p. (in Russian).

Authors

Volkov Aleksandr Sergeevich, Chief Technologist of the Process Team

E-mail: VolkovAS@nvnpp1.rosenergoatom.ru

Nalivayko Evgeny Mikhaylovich, Head of Department for Radioactive Waste Management

E-mail: NalivaykoEM@nvnpp1.rosenergoatom.ru