

активного и транспассивного растворения процесс локализован на структурных неоднородностях, что не способствует переходу в раствор электроположительных элементов [9].

Таким образом, для удаления изотопов благородных металлов следует применять анодную обработку при высокой плотности тока. В условиях гальванической ванны и особенно при поверхностной обработке (тампонирование) не всегда можно достичь необходимой плот-

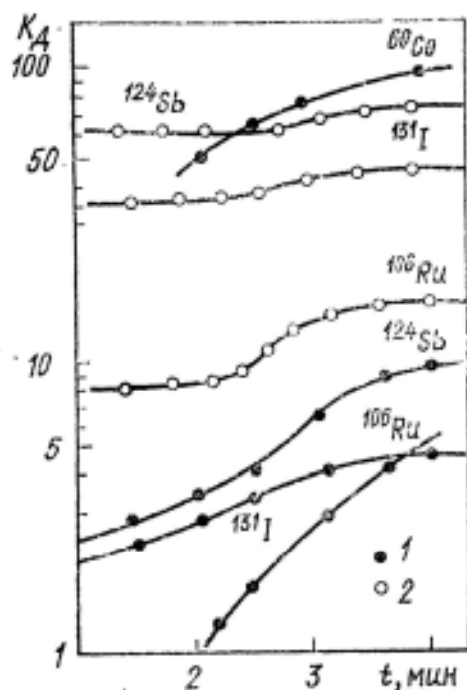


Рис. 9.9. Зависимость K_d от длительности электрохимической дезактивации в 0,1 н. HNO_3 при плотности тока 50 (1) и 100 mA/cm^2 (2) [151]

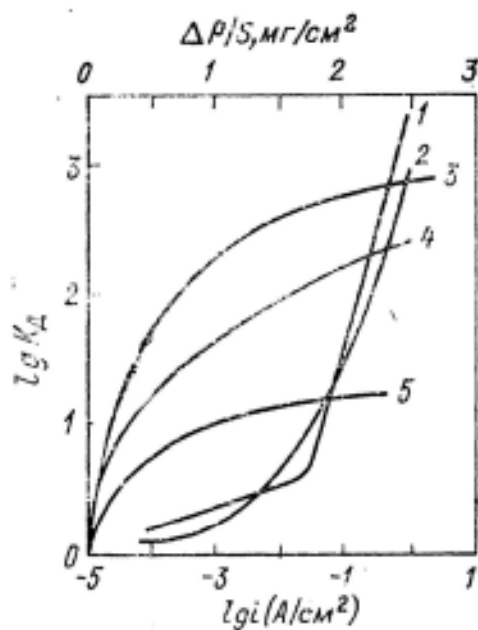


Рис. 9.10. Коэффициент дезактивации стали от ^{210}Po в функции от плотности тока (1, 2) и количества растворенного металла (3—5) [фосфорно-хромово-серноокислый (ФХС) электролит, 30 °C [9]]:

1 — сталь 08X18H10T, 1 мин; 2 — Ст3, 1 мин; 3 — сталь 08X18H10T, $\varphi = +2,25$ В; 4 — Ст3, $\varphi = +2,25$ В; 5 — Ст3, $\varphi = +1,75$ В

ности тока, поэтому K_d часто не превышает 100. Использование для тампонной обработки электропроводного волокнистого материала позволяет достичь плотности тока 200—700 A/dm^2 . Электрическая проводимость материала должна быть выше электрической проводимости пленки электролита, тогда силовые линии тока в пучке волокон концентрируются вдоль волокон и электролиз протекает в пленке электролита между волокном и поверхностью, причем каждое волокно ведет себя как микроэлектрод. При высокой плотности тока можно использовать более простые электролиты. Так, в электролите состава, %: H_3PO_4 10; H_2SO_4 2,5; остальное вода, при $D_A = 300 \div 700 A/dm^2$ дезактивация нержавеющей стали от любых радионуклидов до фона достигается за 1—1,5 мин, K_d составляет $5 \cdot 10^3 - 1,5 \cdot 10^4$.

ТЕХНОЛОГИЯ ДЕЗАКТИВАЦИИ ОБОРУДОВАНИЯ И ПОМЕЩЕНИЙ АЭС

10.1. ВИДЫ ДЕЗАКТИВАЦИОННЫХ РАБОТ НА АЭС

При проведении работ по обслуживанию реакторного оборудования, ремонтных работ, а также в вероятных аварийных ситуациях возможно загрязнение радиоактивными веществами наружных поверхностей оборудования и помещений АЭС.

Развитие ядерной энергетики должно сопровождаться разработкой современных методов и средств дезактивации и способов предотвращения радиоактивных загрязнений. Увеличивающиеся мощности и размеры ядерных энергетических установок и повышенные требования к безопасности обуславливают необходимость разработки максимально автоматизированных средств дезактивации, отличающихся высокой эффективностью и производительностью. Например, площадь центрального зала под защитной оболочкой реактора ВВЭР-1000 составляет около 2000 м², поэтому дезактивация таких поверхностей безусловно требует применения высокопроизводительных механизмов.

Число способов очистки поверхностей, используемых в различных отраслях техники, достаточно велико, но эти способы либо малоприемлемы для дезактивационных работ, либо требуют коренной модернизации.

При дезактивации основными факторами являются безопасность обслуживающего персонала и защита окружающего пространства от бесконтрольного распространения радионуклидов. Поэтому дезактивация может быть проведена с помощью методов, сочетающих высокую степень механизации всех технологических операций, дистанционный характер управления процессов и надежную локализацию радионуклидов в ограниченном объеме.

Применяемые на АЭС методы и технические средства дезактивации весьма различны. Выбор их определяется видом дезактивационных работ, конкретными конструктивными особенностями оборудования, характером поверхностей, уровнями радиоактивных загрязнений, требуемой степенью очистки и другими факторами.

Все работы по дезактивации, которые встречаются в практике эксплуатации современных АЭС, условно можно разделить на следующие виды: 1) дезактивация циркуляционных контуров; 2) дезактивация контурного оборудования; 3) дезактивация поверхностей помещений и оборудования; 4) дезактивация емкостного оборудования и бассейнов выдержки твэлов; 5) дезактивация транспортного и крупногабаритного оборудования.

Технология дезактивации циркуляционных контуров АЭС подробно рассмотрена в гл. 11, ниже приводятся описания способов и средств дезактивации, которые применяют в остальных видах дезактивационных работ.

10.2. ДЕЗАКТИВАЦИЯ КОНТУРНОГО ОБОРУДОВАНИЯ

К съемному контурному оборудованию АЭС с реакторами с водой под давлением и кипящего типа относят различные узлы и устройства, которые в процессе длительной эксплуатации должны периодически подвергаться осмотру, ремонту или замене. Оборудованием такого вида являются, например, выемные части главных циркуляционных насосов, главных запорных задвижек, приводы органов регулирования реактора, различная арматура, датчики контрольно-измерительных приборов и т. п.

Все это оборудование необходимо дезактивировать перед проведением ремонтов или осмотров.

Радиоактивное загрязнение съемного контурного оборудования обусловлено длительным контактом с теплоносителем первого контура и характеризуется наличием на поверхностях слоя активированных продуктов коррозии. Дезактивацию съемного оборудования в зависимости от его размеров и конструктивных особенностей можно производить различными способами, в том числе погружным, струйным, электролитическим и т. п.

Ванны для дезактивации. Наибольшее распространение для дезактивации съемного контурного оборудования получили ванны погружного типа, оснащенные средствами подогрева и перемешивания растворов, вентиляционным отсосом, контрольно-измерительными приборами. Нагрев ванн производят с помощью электронагревателей, паровых змеевиков или паровой рубашки, а также острым паром, подаваемым непосредственно в моющий раствор.

Для перемешивания в ваннах предусмотрены механические мешалки, насосы, паровой или воздушный барботаж и т. п. В корпусе ванн имеются штуцера для подвода моющих растворов, промывочной воды и слива отработанных растворов. Ванна оборудуется герметично закрывающейся крышкой. Процесс дезактивации осуществляется под небольшим разрежением (10—30 мм вод. ст.), создаваемым с помощью вентиляционного отсоса. Объемы ванн могут быть до нескольких кубических метров в зависимости от размеров обмываемых изделий. Загрузку крупногабаритных деталей производят с помощью подъемно-транспортных механизмов.

На ряде зарубежных АЭС, в том числе АЭС «Гарильяно», ванны используют для дезактивации рабочих колес циркуляционных насосов. Объем таких ванн около 1,5 м³. Они оборудованы механическими мешалками и электронагревателями мощностью от 6 до 30 кВт. Процесс дезактивации ведется двухваннным способом при температуре 90° С в течение 20 ч и более. Достигаемые коэффициенты дезактивации находятся в пределах 10—200 [116]. Значительной интенсификации процесса достигают, используя ультразвук, что позволяет сократить время дезактивации в 2—5 и более раз.

Применяемые ультразвуковые ванны оборудованы встроенными в корпус (днище или стенки) магнитострикционными или пьезокерамическими преобразователями и комплектуются ультразвуковыми генераторами мощностью 1,6—10 кВт. Дезактивация оборудования

производится в частотном диапазоне 18—40 кГц с удельной интенсивностью излучения 0,5—1,5 Вт/см².

Ультразвуковые ванны оборудуют также нагревателями, устройствами для загрузки и перемещения деталей (вращающийся барабан), устройствами для фильтрования растворов и другими приспособлениями. Объем ванн составляет 40—150 л и более [40].

Для дезактивации используют те же десорбирующие растворы, что и для погружных ванн, однако время обработки сокращается до 10—15 мин. Наиболее эффективно применение ванн такого типа для обработки малогабаритных деталей, на поверхности которых имеются труднорастворимые отложения. Схема ультразвуковой ванны изображена на рис. 10.1.

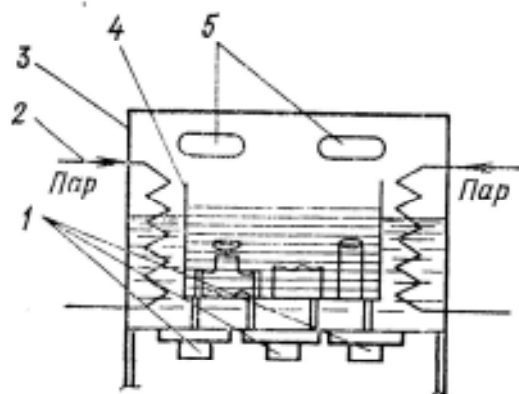


Рис. 10.1. Ультразвуковая ванна:

1 — магнитоэлектрические генераторы ультразвука; 2 — паровой змеевик; 3 — корпус ванны; 4 — корзина для изделий; 5 — вентиляционный насос

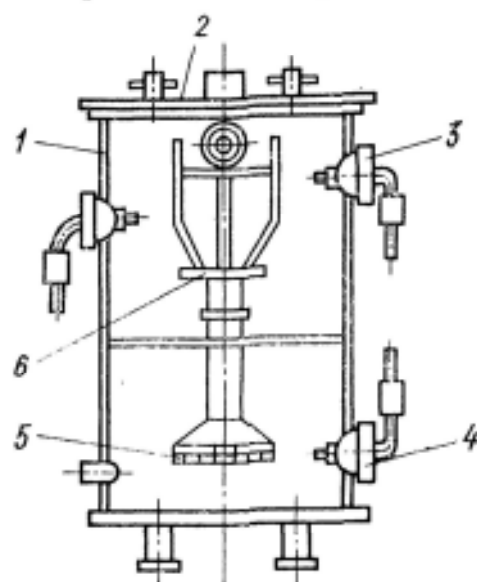


Рис. 10.2. Дезактивационная ванна струйного типа [84]:

1 — корпус; 2 — крышка; 3 — поворотные сопла; 4 — сопло системы привода турбины; 5 — турбинка; 6 — поворотный стол с корзиной

Наряду с ультразвуковыми применяют ванны электрохимической дезактивации. В этом случае используется эффект анодного растворения, травления или электрохимической полировки металла. Конструктивно эти ванны выполнены аналогично гальваническим. Режим обработки и рецептуры электролитов подбирают в зависимости от материала деталей и условий проведения дезактивации.

Электрохимической дезактивации обычно подвергаются детали относительно простой формы, так как деталям со сложной конфигурацией очень трудно подобрать соответствующий их форме катод. Несоблюдение этого условия приводит к неравномерному съему металла с поверхности обрабатываемых деталей.

Для дезактивации деталей сложной конфигурации с наличием отверстий, пазов и т. п. предназначены ванны струйного типа. Принцип действия такой ванны заключается в том, что на вращающемся столе, установленном внутри ванны, закреплена дезактивируемая деталь, на которую направляются струи десорбирующего раствора, подаваемого под повышенным давлением. Для удобства обработки сопла выполнены поворотными. Наблюдение за процессом осуществляется че-

рез смотровые окна. Дезактивирующий раствор внутри ванны циркулирует по замкнутой схеме. Вращение поворотного стола обеспечивается с помощью турбинного колеса, на которое направлены струи циркулирующего раствора. Общий вид струйной ванны показан на рис. 10.2 [84].

На АЭС могут использоваться ванны специального назначения: например, целесообразно создание аппарата для дезактивации выемной части ГЦН. Такая ванна представляет собой цилиндрический сосуд с коническим дном и съемной крышкой, в нижней части которого расположен змеевик для парового обогрева. Кроме того, ванна оборудована барботером для перемешивания растворов сжатым воздухом, необходимыми штуцерами и контрольно-измерительными приборами (рис. 10.3, а).

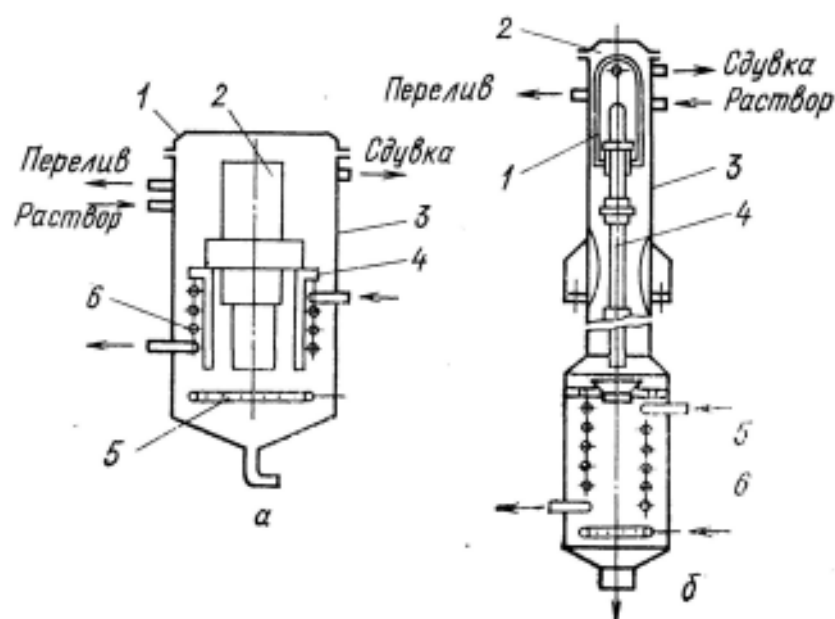


Рис. 10.3. Ванны специального назначения для дезактивации выемной части ГЦН (а) и приводов СУЗ (б):

а: 1 — крышка; 2 — выемная часть ГЦН; 3 — корпус; 4 — опорное кольцо; 5 — барботер; 6 — паровой змеевик; б: 1 — устройство для закрепления привода; 2 — крышка; 3 — корпус; 4 — привод СУЗ; 5 — паровой змеевик; 6 — барботер

дована барботером для перемешивания растворов сжатым воздухом, необходимыми штуцерами и контрольно-измерительными приборами (рис. 10.3, а).

Выемная часть ГЦН краном устанавливается своим фланцем на специальное опорное кольцо, размещенное внутри корпуса ванны, после чего закрывают крышку и приступают к проведению процесса дезактивации.

Другой вид ванн специального назначения — ванна для дезактивации приводов СУЗ реактора. Она изготавливается в соответствии с размерами приводов и имеет длину порядка 10 м и диаметр 150—200 мм. В ней предусмотрено устройство для центровки и закрепления привода во время дезактивации. Кроме того, она оборудуется крышкой, устройствами для приема и выдачи растворов, средствами подогрева (паровой змеевик) и перемешивания (воздушный барботер) контрольно-измерительными приборами. В ванне может быть установлено струйное устройство для промывки привода после дезактивации (рис. 10.3, б) [28].

Циркуляционный стенд. Различное оборудование (теплообменники, малогабаритные емкости и др.), которое по соображениям целесообразности не может быть разобрано на отдельные детали и узлы, дезактивируется на специальном циркуляционном стенде. Принципиальная схема циркуляционного стенда включает баки для приготовления десорбирующих растворов, оборудованные паровым обогревом и имеющие биологическую защиту; насос для циркуляции моющих растворов по отмываемому тракту; поддон, на котором устанавливается дезактивируемый объект. Кроме того, стенд оборудуется необходимыми контрольно-измерительными приборами и арматурой.

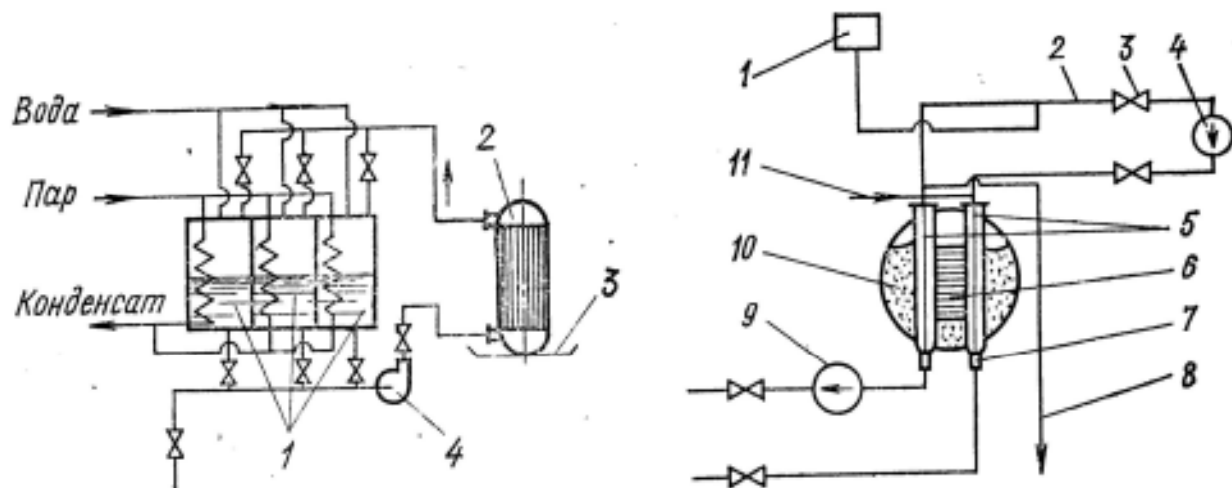


Рис. 10.4. Схема циркуляционного стенда:

1 — реакторы для приготовления раствора; 2 — дезактивируемый аппарат (теплообменник); 3 — поддон; 4 — циркуляционный насос

Рис. 10.5. Принципиальная технологическая схема дезактивации парогенератора:

1 — бак для приготовления дезактивирующих растворов; 2 — вспомогательный контур; 3 — запорные задвижки; 4 — циркуляционный насос; 5 — коллекторы; 6 — трубчатка парогенератора; 7 — заглушка; 8 — сброс на переработку; 9 — главный циркуляционный насос; 10 — парогенератор; 11 — сжатый воздух

Работа стенда заключается в следующем. Дезактивируемое оборудование устанавливают на поддоне и присоединяют трубопроводами или резиновыми шлангами к линиям подачи и выдачи десорбирующего раствора. Чаще всего такое оборудование дезактивируется окислительно-восстановительными растворами двухванного метода. В соответствии с этим в двух баках отдельно готовят оба десорбирующих раствора. В третьем баке находится промывная вода. Дезактивация ведется поочередной циркуляцией горячих десорбирующих растворов с промежуточной промывкой водой. Схема циркуляционного стенда изображена на рис. 10.4.

Другой возможный вариант циркуляционного стенда представляет собой установка дезактивации парогенераторов энергоблока ВВЭР-440. Установка разработана в ГДР и предназначена для дезактивации отдельного парогенератора, отсеченного от коммуникаций первого контура. В состав установки входят бак для приготовления дезактивирующих растворов, циркуляционный насос, запорные органы для трубопроводов Ду 500, соединительные коммуникации, арматура и другие вспомогательные детали (рис. 10.5).

который гибким рукавом соединяют со штуцером на крышке холостого коллектора. Парогенератор по первому контуру заполняется дезактивирующим раствором. При работе погружного насоса в нижней половине коллектора происходит всасывание дезактивирующего раствора, а в верхней — нагнетание, что обеспечивает циркуляцию раствора через трубный пучок парогенератора со скоростью около 0,7 м/с.

Подогрев дезактивирующих растворов производится горячей водой, подаваемой во второй контур парогенератора. Удаление отработавших растворов и промывных вод осуществляется с помощью сжатого воздуха, подводимого через штуцер на крышке холостого коллектора. Принципиальная схема устройства для дезактивации парогенераторов показана на рис. 10.6.

На практике дезактивацию парогенератора проводят в два цикла двухваннным методом с промежуточной отмывкой конденсатом, причем между циклами рабочее и холостое устройства меняют местами. Эффективность дезактивации, достигаемая при использовании описанного устройства, достаточно высока. Опыт использования этой установки для дезактивации ПГ АЭС с ВВЭР-440 показывает, что за два цикла двухванной обработки K_d горячего коллектора составил 49, холодного коллектора — 25, трубчатки — 62 [28].

10.3. ДЕЗАКТИВАЦИЯ ПОВЕРХНОСТЕЙ ПОМЕЩЕНИЙ И ОБОРУДОВАНИЯ

Эксплуатация АЭС неизбежно связана с необходимостью проведения дезактивационных работ в помещениях, где установлено основное и вспомогательное оборудование радиационно-опасных контуров, и в смежных помещениях. При этом объектом дезактивации могут быть как поверхности оборудования, так и поверхности помещения.

Стены радиационно-опасных помещений современных АЭС покрыты химически стойкими лакокрасочными покрытиями, которые достаточно легко дезактивируются. Полы в отдельных случаях облицовываются нержавеющей сталью, но чаще — органическими или керамическими материалами с малой сорбционной способностью. Наружные поверхности оборудования окрашиваются химически стойкими эмалями, но могут быть неокрашенными, если выполнены из нержавеющей стали.

Дезактивация таких поверхностей не представляет значительных трудностей, но в связи с их большой площадью целесообразно применение механизированных средств очистки. Для этих целей разработаны технические средства дезактивации, основанные на использовании различных физических и механических явлений в сочетании с химическим воздействием десорбирующих рецептур. Для интенсификации процесса удаления загрязнения применяют нагрев растворов, механическое воздействие, энергию струи пара, газа или жидкости, электрохимическое воздействие, ультразвуковые колебания и др. Конструктивное оформление средств дезактивации должно учитывать специфику и безопасность их использования и масштабы применения.

Механические средства дезактивации. Простым и удобным средством дезактивации помещений АЭС является специальный пылесос, предназначенный для сбора радиоактивной пыли и мелкодисперсных частиц. Рабочий орган пылесоса может комплектоваться насадками различной формы, в том числе вращающейся щеткой из тонкой проволоки. Наиболее сложная и ответственная часть пылесоса — система очистки воздуха. В частности, предложена двухступенчатая очистка, состоящая из фильтров грубой (улавливает частицы до 4 мкм) и тонкой очистки (0,3 мкм), эффективность которой по наименьшим частицам составляет 99,9%. Производительность системы очистки 3,5 м³/мин [135].

Распространенный вид технических средств дезактивации представляют собой щетки различного типа. Наиболее эффективны щетки с механическим приводом и принудительной подачей раствора. Оптимальная скорость вращения щетки 80—120 об/мин, подача раствора 3 л/м². При этом K_d , достигаемый с применением механических щеток, по сравнению с ручными возрастает в 3—4 раза [33].

В ФРГ с успехом используют абразивную дезактивацию оборудования. В качестве твердой фазы применяют кварцевый песок или кристаллическую борную кислоту крупностью 100—800 мкм. Носителем служит сжатый воздух или вода. На АЭС КWB крупногабаритное оборудование обрабатывают абразивным обдувом в специальном боксе площадью 3 × 4 м и высотой 2 м. При этом эффективно удаляются прочнофиксированные загрязнения, поверхность детали полностью очищается и становится блестящей. На АЭС КWO дезактивацию внутренней поверхности реактора производили струей холодной воды с примесью кристаллической борной кислоты (давление 7 МПа). Для этого использовали разбрызгивающую головку, на которой установлено сопло, всасывающее порошок борной кислоты. Конструкция устройства обеспечивала автоматическое перемещение струи по очищаемой поверхности. Этим способом можно также дезактивировать трубные доски парогенераторов, так как коррозионные отложения удаляются достаточно полно. После окончания обработки система интенсивно промывается водой, при этом происходят растворение кристаллов и удаление продуктов коррозии.

В ФРГ запатентован способ абразивной очистки реакторного оборудования, в том числе внутренних камер парогенератора АЭС. Специальное сопло вводится внутрь парогенератора через люк и перемещается в нем с помощью координатного устройства. Абразивным материалом служит смесь песка (крупностью 150 мкм) с порошкообразной борной кислотой. Распыление абразивного материала осуществляется сжатым воздухом с давлением 0,6 МПа. Производительность установки 100—200 см²/мин, расход песка 500 г/мин. Очистка сдуваемого воздуха производится специальными фильтрами. Удаление песка и коррозионных отложений первоначально осуществляется воздушным отсосом, а на конечной стадии — промывкой водой [156].

Струйные средства дезактивации. Наиболее распространена дезактивация с помощью струи воды или пара. Дезактивация струей воды — самый простой способ очистки поверхностей, однако он соп-

ровождается большим расходом воды. Так, для получения удовлетворительной степени очистки поверхности ($K_d \sim 10$) расход воды должен быть около 30 л/м^2 . Дезактивация струей пара более эффективна, но в любом случае оба эти метода пригодны только для удаления слабофиксированных загрязнений и, как правило, применяются только в полевых условиях [33].

При удалении прочнофиксированных радиоактивных загрязнений с поверхностей помещений и оборудования применяют парожекционный распылитель (рис. 10.7). Принцип действия этого устройства основан на том, что кинетическая энергия одного потока (пара или сжатого газа) используется для нагнетания второго — жидкости. В данном случае в струю пара, истекающего из сопла, подсасывается десорбирующий раствор, который в определенном соотношении смешивается с паром. Температура выходящей парожемulsionной смеси на расстоянии 200 мм от сопла составляет не менее 50°C . Распылитель выполнен переносным и к паровой линии подсоединяется с помощью резиноканевых рукавов. В зависимости от назначения распылитель может иметь одно сопло или несколько, параллельно работающих, что позволяет увеличить площадь обрабатываемой поверхности.

Краткая техническая характеристика парожекционного распылителя [84]: давление пара $0,3 - 0,5 \text{ МПа}$; расход пара $0,5 - 0,7 \text{ кг/мин}$; расход моющей жидкости $1,0 - 1,5 \text{ л/мин}$; максимальная высота всасывания $3,0 \text{ м}$; оптимальное расстояние от среза сопла до обрабатываемой поверхности $0,2 \text{ м}$.

С помощью данного распылителя можно производить обработку поверхностей как однованными, так и двухванными рецептурами десорбирующих растворов. Это устройство предназначено для дезактивации металлических окрашенных и неокрашенных или неметаллических поверхностей (за исключением пористых) практически любой конфигурации.

Опыт применения парожекционных распылителей в условиях ремонта АЭУ свидетельствует об их высокой эффективности при дезактивации поверхностей из углеродистой и нержавеющей сталей. Например, уровень загрязненности поверхностей из нержавеющей стали, определяемый в основном ^{137}Cs , ^{90}Sr , ^{60}Co , ^{59}Fe , снизился после первого цикла дезактивации двухванным методом от $10^6 - 10^7$ до $10^3 - 10^4 \text{ имп/(мин} \cdot \text{см}^2)$; после второго цикла — до фоновых значений.

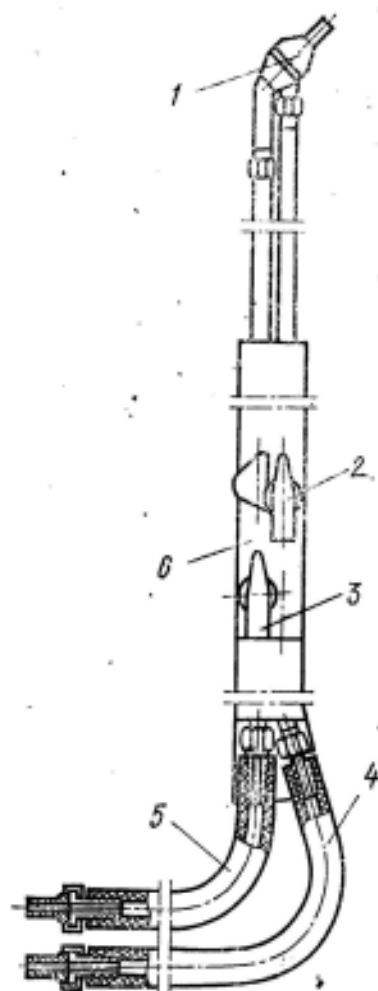


Рис. 10.7. Парожекционный распылитель:

1 — распыливающая головка; 2 — «растворный» кран; 3 — паровой кран; 4 — штуцер раствора; 5 — штуцер пара; 6 — защитный кожух

Поверхности из углеродистой стали, покрытые слоем продуктов коррозии, дезактивировались до фона за 3—4 цикла (среднее K_d за цикл не менее 100).

При дезактивации поверхностей оборудования и помещений АЭС с реактором ВВЭР K_d за одну обработку двухваннным методом составил: для нержавеющей стали 20—150; для углеродистой стали 10—20 [37, 84]. В другом случае пароэжекционным распылителем дезактивировали чехлы для отработавшего топлива, имеющие поверхностную загрязненность 10^4 част./ $(\text{мин} \cdot \text{см}^2)$. После одноразовой обработки активность уменьшилась более чем в 10 раз [28].

В настоящее время пароэжекционный распылитель используется для дезактивации на большинстве отечественных и некоторых зарубежных АЭС.

В отдельных случаях, когда требуется дезактивировать поверхности с прочнофиксированными загрязнениями, пароэжекционный распылитель может быть снабжен кольцевой щеткой, коаксиально закрепленной на распылительной головке. При этом устройство превращается в распыливающе-растирающее средство дезактивации, эффективность которого возрастает.

Использование пароэжекционных распылителей при дезактивации показало, что данное устройство является достаточно надежным, удобным, эффективным, высокопроизводительным и может иметь широкую сферу применения.

В практике дезактивации так же используют обработку поверхностей струей воды высокого давления (20—70 МПа). Этот способ характеризуется высокой эффективностью и производительностью, относительно малым объемом образующихся ЖРО и позволяет отказаться от использования химических реагентов. Однако реализация этого способа требует наличия весьма сложного и дорогостоящего оборудования.

Например, на Хэндфордских заводах в 1967 г. производили дезактивацию аппарата, поверхности которого были покрыты плотными радиоактивными отложениями (уровень γ -излучения примерно 1 Р/ч), струей воды с давлением 70 МПа. Другие способы дезактивации этого аппарата не были эффективными. В результате обработки струей высокого давления первоначальный уровень излучения был снижен до 15 мР/ч.

На АЭС «Гарильяно» струей горячей воды с давлением 40 МПа дезактивировали парогенератор. Обработке подвергали входную и выходную камеры. Начальная активность составляла 20—80 Р/ч, конечная — 4—5 Р/ч. Общая доза облучения при выполнении этой операции 2 бэр. Объем полученных отходов суммарной активностью 2 Ки равен 2 м³.

Средства дезактивации с помощью полимерных покрытий. Для изоляции и дезактивации от радиоактивных загрязнений в последнее время находят широкое применение различные полимерные составы на основе поливинилового спирта, поливинилацетатной эмульсии, сополимеров винилацетата и других связующих, которые после высыхания образуют легкоудаляемые покрытия. Нанесение таких соста-

вов на поверхность может осуществляться кистью, но для обработки больших площадей требуются специальные средства.

В целях механизации приготовления пленкообразующих композиций и нанесения их на поверхность создана установка, включающая аппарат для приготовления пленкообразующего состава (рис. 10.8), переносной бачок для подачи состава под давлением и пистолет-распылитель (рис. 10.9). Аппарат для приготовления пленкообразующих составов состоит из корпуса с водяной рубашкой и крышки с вмонтированной в нее электроприводной мешалкой. Нагрев водяной рубашки может производиться с помощью парового змеевика или

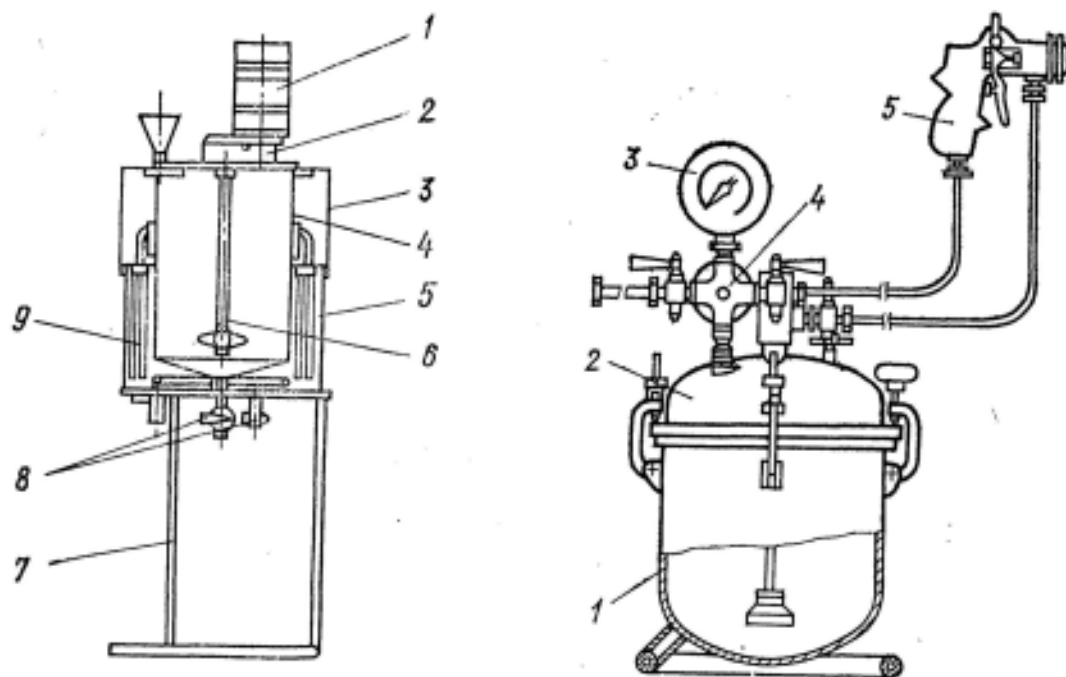


Рис. 10.8. Аппарат для приготовления пленкообразующих составов [37]:

1 — электродвигатель; 2 — редуктор; 3 — крышка; 4 — корпус; 5 — водяная рубашка; 6 — механическая мешалка; 7 — подставка; 8 — запорные устройства; 9 — нагревательный элемент

Рис. 10.9. Нагнетательный бак для нанесения пленкообразующего состава:

1 — корпус; 2 — крышка; 3 — манометр; 4 — воздушный редуктор; 5 — пистолет-распылитель

электрических нагревательных элементов. Напорный бачок, предназначенный для подачи пленкообразующего состава под давлением, состоит из корпуса с крышкой и внутренней емкости. Пленкообразующий состав подается к распылителю по гибкому шлангу. Пневматический пистолет-распылитель служит для нанесения на поверхности пленкообразующих составов. Ниже приведена краткая техническая характеристика установки [37]: а) аппарат для приготовления пленкообразующего состава: полный объем 26,5 л; объем рубашки 16 л; скорость вращения мешалки 350 об/мин; мощность электронагревателей 6 кВт; материал — нержавеющая сталь; б) бачок для подачи состава: полный объем 22 л; объем внутренней емкости 16 л; рабочее давление 0,5 МПа; материал — нержавеющая сталь; в) пистолет-распылитель: производительность 50—500 м²/ч; давление подаваемого воздуха 0,3—0,5 МПа; вязкость состава по вискозиметру ВЗ-4 — 15—200 с; материал — нержавеющая сталь и титан.

При отсутствии описанного оборудования для нанесения покрытий могут быть использованы общепромышленные установки пневматического и безвоздушного действия.

Нанесение пленкообразующих составов производится в 1—3 слоя в количестве $0,2 \text{ кг/м}^2$ с тем, чтобы после высыхания на поверхности образовалась пленка толщиной не менее 100 мкм. Каждый последующий слой наносится после высыхания предыдущего.

Такие покрытия имеют самое разнообразное применение. Они могут быть изолирующими, локализирующими и дезактивирующими. Изолирующие покрытия наносят для предотвращения загрязнения на чистые поверхности до начала работ, связанных с радиоактивным загрязнением. Локализирующие наносят на загрязненные поверхности для предупреждения распространения радиоактивности. Дезактивирующие наносят на загрязненные поверхности и удаляют вскоре после образования прочной пленки вместе с радиоактивным загрязнением.

На практике может осуществляться и комбинированное использование покрытий, например одновременно для локализации и дезактивации. После завершения работ, особенно с сыпучими радиоактивными веществами, на изолирующее покрытие рекомендуется наносить дополнительный слой для фиксации загрязнений, после чего покрытие может удаляться. Для изоляции пола покрытие целесообразно наносить по армирующей основе (стеклоткань, мешковина), что к тому же облегчает удаление покрытий, которое осуществляется сдиранием предварительно надрезанных полос. В случае затрудненного отрыва от поверхности рекомендуется предварительное увлажнение покрытий для снижения адгезионных свойств. Увеличение эффективности дезактивации достигается повторным нанесением и удалением покрытий.

Эффективность этого способа дезактивации проверялась на поверхностях защитной камеры, в которой производилась перегрузка порошкообразных радиоактивных материалов. На столешницу и стены камеры на высоту 1 м было нанесено защитное покрытие на основе поливинилового спирта, армированное слоем стеклоткани. Эксплуатация камеры в течение года не привела к видимым повреждениям покрытия. После удаления загрязненного покрытия на поверхность камеры в целях ее дезактивации нанесли дополнительный слой толщиной 100—200 мкм. После выдержки в течение суток это покрытие было удалено. Результаты измерений показали, что первоначальная загрязненность ($500\text{—}1000 \text{ мкР/с}$) после удаления покрытий снизилась до $5\text{—}20 \text{ мкР/с}$.

Практика показывает, что дезактивация такой защитной камеры водными растворами обычно длится не менее месяца и приводит к образованию нескольких кубометров жидких радиоактивных отходов.

В другой защитной камере, где производилась разделка твэлов, на столешницу было нанесено покрытие на основе поливинилового спирта по армирующей ткани. При этом загрязненность столешницы снижалась с 1000 до 20 мкР/с [37]. В практике эксплуатации отечественных АЭС снимаемые покрытия эффективно используют для дезак-

тивации поверхностей производственных помещений, оборудования, извлекаемого из бассейнов выдержки твэлов, и т. п.

Приведенные примеры свидетельствуют о высокой эффективности применения дезактивирующих покрытий. Кроме того, использование этого способа дезактивации позволяет снизить трудозатраты и сократить количество образующихся отходов.

Аналогичные исследования, проведенные зарубежными учеными [170], позволили сделать следующие выводы: 1) съемные покрытия на основе латексов при однократном применении снижают начальную загрязненность непористых поверхностей не менее чем в 10 раз; 2) покрытия хорошо локализируют загрязнения; 3) пленкообразующие материалы легко наносятся и удаляются; 4) отработанные пленочные материалы не являются источником вторичных радиоактивных загрязнений; 5) характер и объем образующихся отходов позволяют снизить затраты на их переработку по сравнению с жидкостными способами дезактивации.

Эффективным оказалось и использование покрытий для дезактивации в радиохимических лабораториях. Например, в НРБ были созданы специальные рецептуры водорастворимых покрытий на основе поливинилового спирта с добавлением пластификатора и комплексообразователей, с помощью которых легко осуществлялась дезактивация любых непористых поверхностей с эффективностью не менее 90% за однократную обработку [78].

Хорошие изолирующие свойства съемных водостойких покрытий были продемонстрированы на АЭС ВР-3, где возникла необходимость защиты стенок бассейна и погружаемого в него оборудования (контейнеры, вспомогательные механизмы и т. п.) от контакта с радиоактивной водой. Все оборудование перед погружением в бассейн покрывалось съемным водостойким покрытием, которое удалялось после его извлечения. В результате поверхности оборудования оставались чистыми.

Электрохимические средства дезактивации. Электрохимическая дезактивация металлических поверхностей может производиться при погружении дезактивируемого узла в ванну с электролитом или вневаннным способом.

Погружной способ электрохимической дезактивации (обычная гальваническая обработка) имеет ряд недостатков: 1) большой расход электролита и образование больших объемов ЖРО; 2) производительные затраты тока и электролита; 3) неравномерность очистки и съема металла вследствие неоднородного распределения тока по рельефу очищаемой поверхности; использование же фигурных катодов, повторяющих форму дезактивируемой поверхности, целесообразно лишь для серийных однотипных изделий.

Вне ванный способ электрохимической дезактивации (с выносным электродом) заключается в создании на участке поверхности «микрованны», в которой и протекает электролиз. Дезактивацию осуществляют последовательным перемещением «микрованны» по поверхности. Недостатками этого способа являются низкая производительность и большие затраты ручного труда. Однако эти недостатки окупаются

высокой эффективностью и универсальностью способа, сокращением объемов ЖРО, простотой удаления локальных загрязнений.

Устройства для электрохимической дезактивации с ограниченной рабочей зоной представляют собой гальваническую головку — камеру, устанавливаемую на обрабатываемый участок и заполняемую электролитом (рис. 10.10). Корпус ячейки (катод) отделен от обрабатываемой поверхности (анода) кольцевой изолирующей и герметизирующей прокладкой, которая ограничивает зону обработки [155].

Прижатие головки к поверхности уменьшает расход электролита и сопротивление зазора. Дезактивацию осуществляют с помощью электролитов электрополирования (ФХ, ФХС), плотностью тока $35\text{--}80\text{ А/дм}^2$, температура $80\text{--}120^\circ\text{С}$, съем металла до $20\text{--}30\text{ мкм}$.

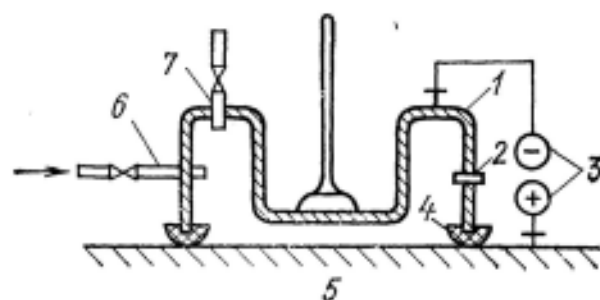


Рис. 10.10. Гальваническая головка для электрохимической дезактивации:

1 — корпус ячейки — катод; 2 — штуцер для удаления электролита; 3 — источник питания; 4 — изолирующие прокладки; 5 — обрабатываемая поверхность; 6 — штуцер для подачи электролита; 7 — патрубок для удаления газа и вакуумирования

Для дезактивации изделий со сложным рельефом разработано устройство струйной обработки. Устройство состоит из емкости для электролита, систем подачи электролита и крепления обрабатываемой детали (рис. 10.11). Система крепления детали служит токоподводом и одновременно в процессе обработки задает дезактивируемому объекту воз-

вратно-поступательное и вращательное движение. При этом объект обрабатывается струями катодно-поляризуемого электролита; в результате последовательно дезактивируются все участки поверхности. Дезактивацию проводят при плотности тока $20\text{--}50\text{ А/дм}^2$ электролитами электрополирования. Так как при сложном профиле детали длина струи, ее сопротивление и сила тока изменяются, устройство должно быть снабжено стабилизатором тока каждой струи. Достоинства устройства такого типа — непрерывность и механизация процесса дезактивации, недостатки — возможность обработки только небольших деталей и растекание электролита по всей поверхности детали.

В электрохимической дезактивации наиболее распространен способ тампонирования. Основным элементом устройства для дезактивации, травления и удаления ржавчины с металлических поверхностей этим способом [155] является рабочий катод, представляющий собой металлическую раму с сеткой и слоем впитывающего изолирующего материала, например войлока, фетра, стеклоткани и т. п. При работе прокладку смачивают электролитом, электрод прижимают к поверхности и обрабатывают ее в течение $0,5\text{--}1$ мин, затем электрод представляют на следующий участок. При обработке поверхностей определенной кривизны электрод изгибают согласно кривизне поверхности. Для этого используют электрод из мягкого металла Pb, Al, на

котором закрепляют войлочную прокладку. В качестве электролитов используют растворы кислот ($1,5\text{--}2\% \text{H}_2\text{SO}_4 + 1,5\text{--}2\% \text{H}_3\text{PO}_4$), плотность тока $10\text{--}20 \text{ А/дм}^2$, время обработки $30\text{--}50 \text{ с}$, $K_d = 100 \div \div 1000$ (за $4\text{--}5$ циклов) [28].

Однако устройство этого типа имеет ряд недостатков: невысокую производительность; низкое качество обработки поверхностей сложного профиля; возможность повреждения прокладки, возникновения короткого замыкания и прижогов поверхности. Некоторые недостатки могут быть устранены при использовании в качестве материала электрода электропроводного, волокнистого, химически и термостой-

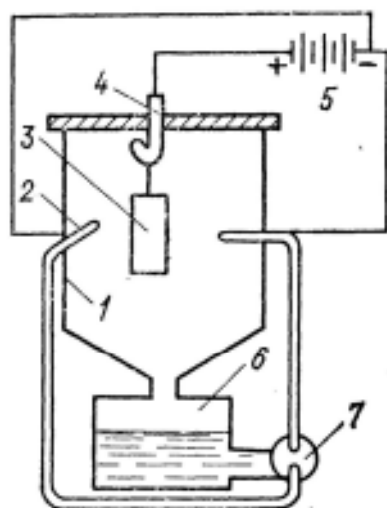


Рис. 10.11. Устройство для струйной электрохимической дезактивации:

1 — емкость; 2 — подача электролита; 3 — дезактивируемая деталь; 4 — подвеска — токоподвод; 5 — источник тока; 6 — бак для электролита; 7 — насос

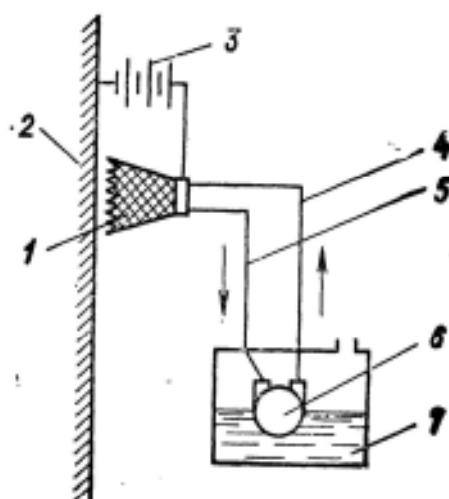


Рис. 10.12. Устройство для электрохимической дезактивации поверхностей с выносным электродом:

1 — выносной электрод; 2 — обрабатываемая поверхность; 3 — источник тока; 4 — линия подачи электролита; 5 — линия отсоса электролита; 6 — насос; 7 — бак для электролита

кого материала. Сопротивление такого электрода в десятки раз ниже сопротивления электродов с непроводящей прокладкой, плотность тока возрастает до $500\text{--}700 \text{ А/дм}^2$, увеличивается производительность обработки. В качестве рабочей части электрода можно использовать пучок волокон в виде кисти, который подсоединяется с помощью токоподвода к одному из полюсов источника тока. Электрод может быть выполнен в виде сменной головки любой формы, что позволяет обрабатывать поверхности сложного рельефа.

Разработаны устройства с выносными электродами для дезактивации в протекающем или циркулирующем электролите. Во втором случае электрод имеет устройство для вакуумного отсоса электролита из зоны обработки, что предотвращает его растекание при работе. Циркуляция электролита осуществляется с помощью водокольцевого вакуумного насоса, сообщаемого с емкостью для электролита (рис. 10.12).

Для дезактивации и осветления нержавеющей стали используют электролиты состава, %: H_3PO_4 8—10; H_2SO_4 2—2,5 при плотности тока $250\text{--}700 \text{ А/дм}^2$. Расход электролита составляет $0,2\text{--}0,4 \text{ л/мин}$,

производительность обработки — 600—750 рабочих площадей электрода в 1 ч, K_d до $5 \cdot 10^3$ — $1,5 \cdot 10^4$. Работоспособность электролита определяется накоплением ионов Fe, Cr, Ni и активности, так, при дезактивации и осветлении нержавеющей стали она достигает 200 А·ч/л. Следует отметить, что при дезактивации оборудования с высоким уровнем радиоактивного загрязнения циркуляция электролита нецелесообразна, так как удельная активность его достигает 10^{-2} — 10^{-3} Ки/л. В таких случаях используют устройство с протоком электролита.

Электрохимический способ целесообразно применять для дезактивации деталей и узлов ГЦН, деталей приводов СУЗ, участков трубопроводов, арматуры, стенок бассейнов перегрузки и выдержки кассет и т. п., в особенности для удаления локальных прочнофиксированных радиоактивных загрязнений.

10.4. ДЕЗАКТИВАЦИЯ ЕМКОСТНОГО ОБОРУДОВАНИЯ И БАСЕЙНОВ ВЫДЕРЖКИ ТВЭЛОВ

На АЭС используется довольно большое количество разнообразного емкостного оборудования, которое контактирует с радиоактивными средами. Это различные емкости для приема и хранения технологических сбросов, трапных вод, жидких радиоактивных отходов, бассейны выдержки отработавших твэлов, а также шахты, каньоны и т. п. В процессе эксплуатации поверхности емкостного оборудования в значительной степени загрязняются радионуклидами. В бассейнах выдержки твэлов и в хранилищах ЖРО происходит заиливание днищ радиоактивными осадками, постепенно образующимися при длительной эксплуатации.

Периодически возникает необходимость в обследовании и ремонте емкостей больших объемов и бассейнов, что требует предварительного проведения дезактивации поверхностей, а в отдельных случаях и удаления осадка с днищ. Проведение дезактивации осложнено большими размерами емкостей (например, хранилища ЖРО на АЭС имеют объем 500—1000 м³ и более). Для выполнения этих работ требуется создание производительных, дистанционных, высокоэффективных устройств, предназначенных для проведения дезактивации в автоматическом режиме.

Гидромониторы. Для дезактивации емкостей, закрытых шахт, каньонов и т. п. разработано специальное струйно-динамическое устройство с двумя соплами, вращающимися вокруг двух взаимно перпендикулярных осей за счет энергии истекающей струи. При этом перемещение струй в пространстве происходит таким образом, что они могут обработать всю внутреннюю поверхность сферы. Внешний вид гидромонитора изображен на рис. 10.13 [36]. Краткая техническая характеристика: давление моющего раствора 0,3—0,6 МПа; расход моющего раствора 8—10 м³/ч; температуре 10—90°С; диаметр выходного сечения сопел 8 мм; время полного цикла обработки 5—60 мин.

С помощью гидромонитора обеспечивается дезактивация поверхностей, находящихся на расстоянии от 1 до 6 м от точки подвески.

Высокие гидродинамические характеристики струй, истекающих из сопл гидромонитора, обеспечивают взрыхление и перевод во взвешенное состояние слежавшихся осадков. Это позволяет использовать его не только для дезактивации поверхностей, но и для удаления шламов из емкостей.

Состав растворов для дезактивации емкостного оборудования, бассейнов и т. п. может быть различным и определяется конкретными производственными условиями.

Например, с помощью гидромонитора была проведена дезактивация внутренних поверхностей промышленных емкостей для ЖРО. Емкости объемом 120 м^3 использовали для сбора ЖРО с удельной

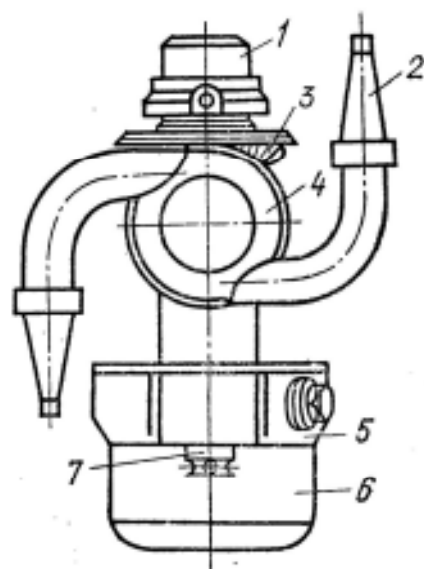


Рис. 10.13. Внешний вид гидромонитора:

1 — входной патрубок; 2 — сопло; 3 — коническая пара шестерен; 4 — вращающийся корпус; 5 — редуктор; 6 — шестеренчатый насос гидравлического тормоза; 7 — регулятор скорости вращения

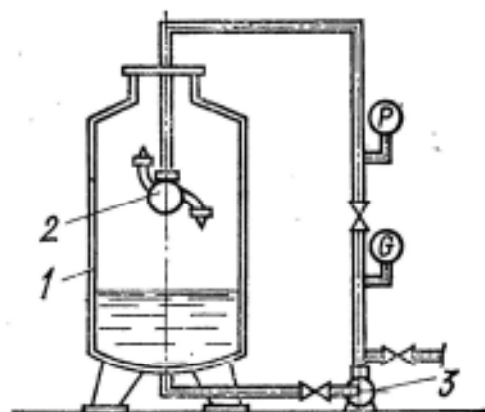


Рис. 10.14. Схема установки гидромонитора [36]:

1 — отмываемая емкость; 2 — гидромонитор; 3 — насос

активностью 10^{-6} — 10^{-5} Ки/л. Внутренние поверхности имели загрязненность до $1,5 \cdot 10^4$ β -част./($\text{мин} \cdot \text{см}^2$). Основу радиоактивных загрязнений составляли нуклиды ^{60}Co (80%), ^{54}Mn (15%). Химический состав осадка определялся окислами железа и марганца.

Принципиальная схема отмывки приведена на рис. 10.14. Для дезактивации в емкость было залито 3 м^3 дезактивирующего раствора на основе щавелевой кислоты. Раствор подогревался паром до 70°C и подавался насосом на гидромонитор. В результате обработки емкости по «зациклованной» схеме в течение 1 ч была обеспечена дезактивация до допустимых уровней. Остаточная активность не превышала 0,5% исходной.

По сравнению с ранее применявшимся методом дезактивации — заполнением емкости — количество ЖРО было снижено в 15 раз, а трудозатраты уменьшились в 25—30 раз [36].

Наряду с вышеописанными созданы специальные гидромониторы для дезактивации шахт, бассейнов, не имеющих герметичного верхне-

го перекрытия. Конструктивное отличие состоит в том, что ось вращения сопл расположена по отношению к оси корпуса под углом 45° (рис. 10.15). Такое изменение конструкции позволяет обрабатывать струями моющего раствора только нижнюю и боковую поверхности емкости и производить дезактивацию шахт и бассейнов без герметичной заделки верхнего проема [91]. Например, на КАЭС с помощью такого гидромонитора за 30 мин отмыт бассейн выдержки твэлов объемом 260 м^3 . K_d поверхностей составил 10. На отмывку израсходовано около 6 м^3 конденсата [28].

Аналогичным образом решается проблема дезактивации емкостного оборудования за рубежом. Например, на АЭС ФРГ внутреннюю поверхность транспортных контейнеров дезактивируют специальным

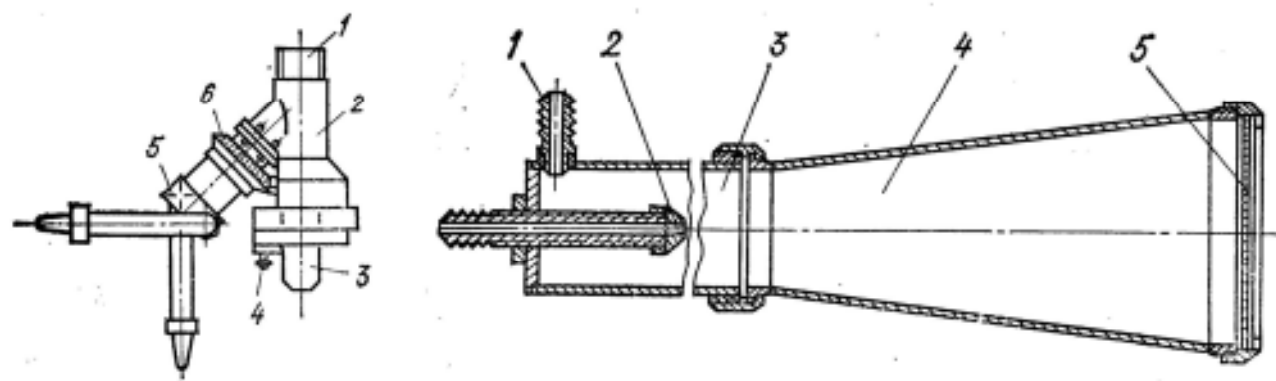


Рис. 10.15. Внешний вид гидромонитора с наклонной осью:

1 — входной патрубок; 2 — вращающийся корпус; 3 — корпус шестеренчатого насоса; 4 — регулятор скорости вращения; 5 — головка с сопловыми насадками; 6 — коническая пара шестерен

Рис. 10.16. Пеногенератор [91]:

1 — штуцер подачи раствора; 2 — штуцер сжатого воздуха; 3 — камера смешения; 4 — диффузор; 5 — пенообразующая сетка

распылителем с автоматическим перемещением струи по отмываемой поверхности. Обмывку ведут струями горячей воды (90°C), подаваемой под давлением $7,5 \text{ МПа}$. Добавление к горячей воде небольшого количества лимонной кислоты или щелочного моющего агента увеличивает эффект очистки, K_d достигает $50\text{—}100$.

Пеногенератор. Помещения, в которые затруднен доступ обслуживающего персонала из-за большой насыщенности оборудованием или высоких уровней излучения, а также емкости объемом $1\text{—}10 \text{ м}^3$ могут дезактивироваться с помощью пены десорбирующих растворов. Исследования показали, что вспененные растворы обладают достаточной дезактивирующей способностью и в то же время позволяют значительно уменьшить объем образующихся ЖРО. Дезактивирующий раствор с введенными в него пенообразователями и стабилизаторами вспенивается в пеногенераторе и направляется в отмываемый объект. Принцип действия пеногенератора (рис. 10.16) заключается в интенсивной аэрации потоком сжатого воздуха мелко раздробленных капель пенообразующего раствора [91]. Образующаяся пена, заполняющая отмываемый объект, имеет объем, в 100 раз и более превышающий объем исходного раствора. По прошествии некоторого времени после

оседания пены операцию повторяют, если ее эффективность оказывается недостаточной. Увеличение эффективности дезактивации может быть достигнуто смыванием пены струей воды, но это приводит к увеличению объема образующихся отходов. Для ускорения процесса самопроизвольного разрушения пены в отдельных случаях целесообразно использование пеногасителей.

Установка дезактивации перегретым паром. Емкости, контейнеры небольшого объема, отдельные типы теплообменного оборудования и т. п., поверхности которого загрязнены радиоактивными веществами, могут дезактивироваться перегретым паром с добавлением различных химически активных агентов. Дезактивация этим

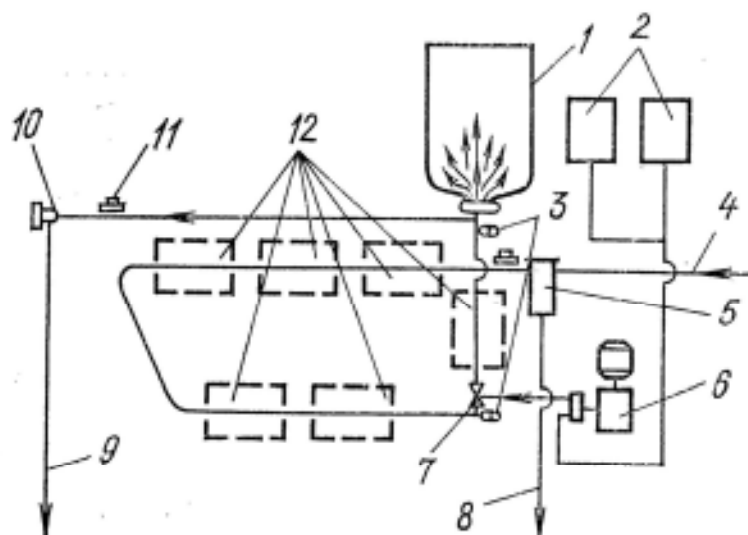


Рис. 10.17. Принципиальная схема установки дезактивации перегретым паром: 1 — дезактивационная камера; 2 — бачки для дезактивирующих растворов; 3 — термopара; 4 — ввод насыщенного пара; 5 — сепаратор пара; 6 — насос-дозатор; 7 — смеситель; 8 — слив чистого конденсата; 9 — слив «грязного» конденсата; 10 — регулирующий клапан; 11 — манометр; 12 — электронагреватели

способом требует специальной установки, включающей электронагреватели, дозирующие устройства и устройства для смешивания пара с реагентами.

Дезактивацию осуществляют подачей в отмываемый объем перегретого пара с температурой 200—500° С, в который в определенном соотношении впрыскивают концентрат десорбирующего раствора. Предварительно емкость герметизируется, чтобы избежать значительных потерь паровой смеси. На поверхностях емкости происходит интенсивная конденсация паровой фазы, в результате чего по стенкам непрерывно стекает пленка десорбирующего раствора, удаляющего радиоактивные загрязнения. Для поддержания высокой эффективности процесса необходимо предусмотреть теплопровод от отмываемых поверхностей. Этот способ дезактивации характеризуется образованием относительно малого количества радиоактивных отходов и в то же время по эффективности не уступает погружному способу. Принципиальная схема установки показана на рис. 10.17. С помощью такой установки можно дезактивировать не только замкнутые сосуды, но и мелкие детали и изделия. Для этого последние помещаются в спе-

циальную корзину, устанавливаемую в герметичную камеру, в которую подается активированный перегретый пар. При этом необходимо либо создавать условия для теплоотвода от отмываемых деталей, либо проводить процесс циклически.

Промышленные испытания установки проводили при дезактивации транспортных контейнеров для ЖРО (объем 50 л) с удельной активностью до 10^{-4} Ки/л. Радиохимический состав загрязнений определялся ^{60}Co , ^{90}Sr , ^{137}Cs и другими нуклидами. Нефиксированная загрязненность поверхности достигала $4 \cdot 10^3$ имп/(мин·см²). Дезактивацию проводили в течение 1 ч при атмосферном давлении растворами на основе азотной кислоты, с поверхностей контейнера удалено 99,5—99,9% активности. Количество образовавшихся отходов не превышало 2,5 л [36].

Проведенные исследования по дезактивации образцов из контура аппарата РМБК-1000 показали высокую эффективность паровых смесей при удалении отложений, образующихся на нержавеющей стали в условиях работы контура [28].

10.5. ДЕЗАКТИВАЦИЯ ТРАНСПОРТНОГО И КРУПНОГАБАРИТНОГО ОБОРУДОВАНИЯ

На АЭС неизбежно возникает необходимость в дезактивации различного крупногабаритного оборудования, в том числе транспортных контейнеров, чехлов, пеналов, перегрузочных механизмов и т. п. Главная особенность такого оборудования — его большая масса (контейнер для транспортирования отработавших твэлов может весить 100 т и более), что в значительной мере осложняет проведение дезактивационных работ и предъявляет дополнительные специфические требования к средствам дезактивации.

Принципиально в этом случае возможно использование технических средств, применяемых при дезактивации наружных поверхностей, но они могут оказаться малопродуктивными из-за размеров оборудования и, кроме того, требуют непосредственного присутствия оператора около отмываемого объекта, что нежелательно по условиям безопасности. Поэтому для эффективной обработки наружной поверхности агрегатов необходимо создание высокопроизводительных устройств. Дезактивацию следует проводить в специальных камерах в целях локализации удаляемых радиоактивных загрязнений.

Внутреннюю поверхность указанных видов оборудования можно дезактивировать с помощью способов, описанных в предыдущем разделе. Ниже приведены примеры организации работ по дезактивации крупногабаритного оборудования на зарубежных АЭС.

Контейнеры для транспортировки облученного топлива создают уровни излучения примерно 10 мбэр/ч на расстоянии 1,8 м от поверхности. Дезактивацию наружной поверхности этих контейнеров в США осуществляют дистанционно в специальной камере, расположенной в здании реактора. Контейнер подается в камеру с помощью крана и далее дезактивируется водоструйным способом — горячей водой под давлением 2,1 МПа с расходом 7,56 м³/ч. Промывка контейнера свер-

ху и снизу осуществляется с помощью стационарных форсунок. Боковая поверхность оmyвается подвижными форсунками. Отдельные участки контейнера могут обрабатываться вручную оператором, для перемещения которого имеется специальное подъемное устройство. К ручному распылителю, с которым работает оператор, вода подводится от специального насоса под давлением 42 МПа. Камера оборудована автономной вентиляционной системой [115].

Крупногабаритное оборудование удобнее всего дезактивировать в специальных камерах, доступных для оператора. Такие камеры изготавливают из нержавеющей или углеродистой стали с дезактивируемым покрытием. Площадь камеры около 6 м², высота 2—2,5 м. В камере обычно оборудуется люк для загрузки тяжелого оборудования с помощью крана. Доступ в камеру осуществляется через двери со стеклянными окнами, защищенными металлическими решетками. Такие окна целесообразно оборудовать и в стенах. Кроме того, по периметру камеры желательно предусмотреть несколько перчаточных отверстий.

В качестве средств дезактивации обычно используют водоструйные и пароструйные распылители. Пол камеры выполняется с уклоном к одному из углов, где располагается приямок для сбора трапных вод. Вентиляцию осуществляют с помощью автономной системы, включающей каплеотбойник, подогреватель и фильтры тонкой очистки воздуха. Кратность вентиляции около 10. Освещенность внутри камеры должна быть достаточно высокой, чтобы иметь возможность осматривать труднодоступные места в сложном оборудовании [139].

10.6. ОСНАЩЕНИЕ АЭС СРЕДСТВАМИ ДЕЗАКТИВАЦИИ

Современные АЭС являются крупными энергетическими предприятиями. Суммарная мощность Нововоронежской АЭС после пуска V блока составила более 2450 МВт, Ленинградской АЭС после пуска III и IV блоков — 4000 МВт. Строятся и более крупные станции, например Игналинская.

В составе крупных АЭС целесообразно иметь цех дезактивации, размещенный отдельно или в едином комплексе с цехом централизованного ремонта, и участки дезактивации на каждом блоке.

Современный цех дезактивации должен быть оборудован всеми необходимыми стационарными и переносными техническими средствами механизации дезактивационных работ с учетом конкретных характеристик дезактивируемого оборудования и требований, предъявляемых к дезактивации. К таким средствам можно отнести: 1) погружные ванны различной емкости, включая ультразвуковые и гальванические; 2) циркуляционный стенд; 3) камеры для удаления лакокрасочных покрытий и дезактивации крупногабаритного оборудования; 4) парожекционные распылители; 5) установки электрохимической дезактивации и др.

Кроме того, цех должен располагать достаточно широким парком переносных средств для выполнения дезактивационных работ в любых помещениях АЭС. Такими средствами, кроме вышеуказанных,

являются: 1) пылесосы; 2) гидромониторы различного назначения; 3) пеногенераторы; 4) передвижные установки для дезактивации с помощью перегретого пара; 5) установки для дезактивации с помощью полимерных покрытий и т. п.

Перечисленные выше устройства должны доставляться к месту производства работ, где их подключают к линиям энергообеспечения (пар, электроэнергия, сжатый воздух) и подачи дезактивирующих растворов.

Некоторые технические средства, такие как гидромонитор, пеногенератор, установка перегретого пара, дополнительно требуют проведения монтажных работ, необходимых для их установки или подсоединения к дезактивируемому объекту.

Цех дезактивации должен располагать помещениями для приема, временного хранения, разборки, ревизии поступающего и отмытого оборудования. Производственные участки цеха должны быть оборудованы подъемно-транспортными механизмами. В цехе необходимы узлы для приготовления дезактивирующих растворов, приема и временного хранения радиоактивных отходов. В таких цехах следует предусматривать размещение радиохимической и дозиметрической лаборатории, а также необходимых складских помещений.

При проектировании цеха требуется предусматривать все необходимые мероприятия, обеспечивающие безопасные условия труда.

Кроме централизованного цеха, на каждом блоке АЭС целесообразно иметь специализированный участок, предназначенный для дезактивации оборудования, ремонтируемого на месте установки или в помещениях блока. К такому оборудованию относятся парогенераторы, приводы регулирующих стержней реактора, выемные части насосов (при малом объеме ремонта) и т. п. Например, на АЭС с ВВЭР-440 типичным является участок, состоящий из следующих узлов дезактивации: крупного оборудования (выемные части ГЦН, ГЗЗ и т. п.), приводов СУЗ и малогабаритного оборудования (мелкие детали ГЦН, инструмент и т. п.). Кроме того, участок обеспечивает возможность приготовления и подачи моющих растворов для дезактивации оборудования в ваннах и автономной дезактивации ПГ [28].

Проведение дезактивации парогенераторов с помощью автономных технических средств обеспечивается из центрального зала. Здесь располагаются необходимые системы и отсюда ведется управление процессом.

Оборудование транспортно-технологической части: контейнеры для вывозки отработавшего топлива, чехлы, пеналы, транспортные средства и т. п., дезактивируется на специально отведенных площадках в помещениях, предназначенных для транспортных операций, что обусловлено большой массой и габаритными размерами указанных агрегатов. Дезактивация внутренних и наружных поверхностей транспортно-технологического оборудования проводится с помощью описанных выше или других специализированных технических средств с учетом конструктивных особенностей отмываемых узлов.

Принципиальная компоновка цеха дезактивации на АЭС изображена на рис. 10.18.

ДЕЗАКТИВАЦИЯ ОСНОВНЫХ ЦИРКУЛЯЦИОННЫХ КОНТУРОВ АЭС

11.1. НЕОБХОДИМОСТЬ ХИМИЧЕСКОЙ ДЕЗАКТИВАЦИИ

В предыдущих главах показано, что работа ядерных реакторов неизбежно сопровождается нарастанием пленки окисных отложений на всех внутренних поверхностях циркуляционного тракта. Этот процесс приводит к снижению теплофизических параметров, следствием чего могут быть перегрев оболочек твэлов и понижение КПД установки. Кроме того, накопление продуктов коррозии в активной зоне вызывает ухудшение ядерно-физических характеристик реактора вследствие увеличения доли нейтронов, взаимодействующих с отложениями. Накапливающиеся продукты коррозии в значительной степени радиоактивны и создают сложности экономического и социального порядка при ремонте и обслуживании установок. Все это диктует необходимость проведения периодических химических дезактиваций (очисток) первичных контуров АЭС. Химическая очистка отдельных участков контура, как правило, малоэффективна и осложняется некоторыми конструктивными особенностями. В то же время дезактивация всего контура способствует улучшению эксплуатационных показателей ядерных реакторов и показателей, характеризующих радиационную обстановку.

Таким образом, химическая дезактивация первого контура является особым режимом его эксплуатации, который наряду с другими мерами обеспечивает надежную, экономичную и безопасную работу оборудования основного контура АЭС. Поэтому в действующих у нас в стране «Правилах по проектированию и строительству АЭС» записано требование, обязывающее предусматривать в проектах возможность дезактивации основного оборудования АЭС, контактирующего с радиоактивным теплоносителем [76].

11.2. ОСНОВНЫЕ ПРИНЦИПЫ ХИМИЧЕСКОЙ ОЧИСТКИ РАДИАЦИОННО-ОПАСНЫХ КОНТУРОВ АЭС

Образующиеся в контурах отложения, состоящие из окислов металлов, имеют крайне низкую химическую активность и поэтому труднорастворимы. В то же время отложения служат основным источником радиоактивного загрязнения реакторного оборудования.

Химическая дезактивация заключается в достаточно полном удалении радиоактивных коррозионных отложений с внутренних поверхностей контура. Основная трудность дезактивации состоит в том, что удаление окисных отложений не должно сопровождаться значительными коррозионными повреждениями реакторного оборудования.

В настоящее время известно несколько основных методов химического удаления труднорастворимых продуктов. Первый метод заклю-

чается в превращении нерастворимых отложений в соли или прочные комплексы, хорошо растворимые в данных условиях. Для этого могут быть использованы органические и минеральные кислоты и эффективные комплексообразователи, такие как соли лимонной, щавелевой, этилендиаминтетрауксусной кислот и т. п. Второй метод — превращение отложений в вещество, также нерастворимое в воде, но способное растворяться в кислотах или других реагентах. На этом основана двух- и трехванная дезактивация. Третий метод состоит в разрушении подслоя отложений, прочно связанного с поверхностью металла, с последующим удалением потоком жидкости разрыхленных и отслоившихся от поверхности частиц. Для реализации этого процесса, как правило, используют кислоты, так как при их воздействии на металл происходит подтравливание поверхности с выделением газообразного водорода, пузырьки которого усиливают отслаивание нерастворившихся частиц [106]. При этом полезно изменение теплового и гидродинамического режима работы контура, что способствует более эффективному удалению взвесей с промывочной водой. Как правило, в практике дезактивации используется комбинация всех названных методов без их разделения.

Развитие ядерной энергетики требует разработки и создания специфической технологии удаления отложений из контуров АЭС. В настоящее время эта задача решается всеми странами, взявшими курс на широкое использование энергетических ядерных реакторов. Исследования и разработки в этой области проводятся и в нашей стране.

11.3. РЕЦЕПТУРЫ ДЛЯ ДЕЗАКТИВАЦИИ КОНТУРНЫХ СИСТЕМ АЭС

Процесс дезактивации внутриконтурных поверхностей заключается в контролируемом удалении наносных радиоактивных отложений и окисленных слоев металла. Растворивание основного металла крайне нежелательно, так как он становится более восприимчивым к повторному радиоактивному загрязнению при последующей эксплуатации. Кроме того, растворенная поверхность имеет большую склонность к локальным повреждениям. Поэтому ведутся целенаправленные поиски дезактивирующих агентов, которые удовлетворяли бы следующим основным требованиям: максимальное удаление радиоактивных окисных отложений при относительно низкой концентрации реагентов; минимальное воздействие на основной металл с точки зрения общей и локальной коррозии; минимальная способность к сорбции и образованию труднорастворимых вторичных отложений; отсутствие инициирования наводороживания металла; термическая и радиационная стойкость; простота технологии переработки отходов; отсутствие элементов, активируемых нейтронами; доступность, нетоксичность, пожаробезопасность и т. п. Эти основные требования носят качественный характер и могут дополняться и изменяться в зависимости от конкретных условий.

Для дезактивации контурных систем возможно применение ингибированных кислот, в том числе серной, фосфорной, сульфаминовой и др. Соляная кислота в ядерной технике практически не приме-

Таблица 11.1. Рецептуры и режимы дезактивации реакторных систем

Реактор	Рецептуры дезактивирующих растворов и режимы дезактивации	Кл	Материал оборудования и коррозии, мкм	Объем отходов	Литература	Примечание
АЭС США	<p>Метод Уоткинса:</p> <p>1) 10% NaOH + 3% KMnO₄; 110 °C; 1,5 ч</p> <p>2) 10% (NH₄)₂H Cit 90—100 °C; 2 ч</p> <p>1) 10% NaOH + 5% KMnO₄; 105 °C</p> <p>2) 5% (NH₄)₂H Cit + 0,5% Na₂ ЭДТА; 80 °C; pH=4,2</p> <p>Состав фирмы «Алко Продакс»:</p> <p>1) 10% NaOH + 5% KMnO₄; 107 °C; 0,5 ч</p> <p>2а) 5% NH₄NO₃; 107 °C; 0,5 ч</p> <p>2б) 5% H₃ Cit + 5% Na₂ ЭДТА; 95 °C; 0,5 ч</p> <p>1) 2% H₂C₂O₄ + 2% NaHCO₃ + 2,7% Na₂CO₃ + 0,04% ЭДТА + 0,01% 8-оксихинолина; 60 °C; 1 ч</p> <p>2) 18% NaOH + 3% KMnO₄; 105 °C; 1 ч</p> <p>3) 9%-ная сульфаминовая кислота; 90 °C; 1 ч</p> <p>1) 10% NaOH + 3% KMnO₄; 105 °C; 2 ч промывка до pH=10,5</p> <p>2) 2,5% H₂C₂O₄ + 5% (NH₄)₂H Cit + 0,2% Fe₂(SO₄)₃ + 0,1% диэтилтиомочевныи; 80 °C; 3 ч; промывка водой; ионообменная очистка</p>	500 и более	н. ст*-304 0,04—0,4	—	[42]	Скорость циркуляции — 2 м/с
DPR-1 США		—	н. ст-304 0,2—0,4	—	[42]	
Исследовательский центр США		3—12	н. ст-304, до 5	—	[117]	Применяется 1,2а либо 1,2б
		20—24	н. ст-304, угл. ст** 2,3	—	[117]	Дезактивация и удаление окислов урана
PRTR США		Средний 24, максимальный 360	н. ст-304 0,254 н. ст-440 10,16	—	[177]	Дезактивация без активной зоны. Топливо PuO ₂ + MgO

Реактор	Рецептуры дезактивирующих растворов и режимы дезактивации	K _д	Материал оборудования и коррозии, мкм	Объем расходов	Литература	Примечание
АЭС «Шиннипорт» США	1) 1% NaOH + 0,3% KMnO ₄ ; 120 °C; 24 ч 2) 1,3% (NH ₄) ₂ H Cit; 120 °C; 24 ч	Средний 49	н. ст.-304, сплавы циркония; коррозия незначительная	—	[152]	Объем отмываемого контура 4,52 м ³ ; выведено 607 Ки
NDR США	H ₂ C ₂ O ₄ + H ₃ Cit + ЭДТА; концентрация 1 г/л; ионообменная очистка	—	н. ст.; коррозия незначительная	—	[152]	
АЭС «Гарильяно» Италия	1) Турко-4502 — 240 г/л, 98 °C; 3 ч Состав исходной смеси: KMnO ₄ — 4,6% KOH — 67,2% NaOH — 7% 2) Турко-4521 — 65 г/л, 80 °C; 1 ч Состав исходной смеси: H ₂ C ₂ O ₄ — 70% H ₃ Cit — 10% NH ₄ ⁺ — 20%	15—90	—	Щелочной и кислый растворы по 200—250 м ³ , A = 10 ⁻³ ÷ 10 ⁻² Ки/л	[117]	Объем контура 11 м ³
АЭС «Сена» Франция	1) Турко-4502 — 240 г/л; 90 °C; 4,5 ч; 3-кратная промывка 2) Турко-4521 — 60 г/л; 80 °C; 3,5 ч	15—100	н. ст.-304 0,04 н. ст.-410 0,81, инконель 0,025, графитар 3,35 X18H10T не более 3	При дезактивации 4 петель 2800 м ³	[127]	Объем петли 10 м ³
АЭС с ВВР СССР	1) 5—12% KOH + 0,5—2% KMnO ₄ ; 90 °C; 1—2 ч 2) 0,5—3% H ₂ C ₂ O ₄ ; 90 °C; 0,5—1,0 ч	50—100	—	—	[84]	Дезактивация контура в сборе

Реактор	Рецептуры дезактивирующих растворов и режимы дезактивации	K_d	Материал оборудования и коррозия, мкм	Объем отходов	Литература	Примечание
АЭС «Райнсберг» ГДР	1) 0,15% H_3Cit + 0,1% $H_2C_2O_4$; 103 °C; 5 ч; промывка конденсатом — 17 ч 2) 0,15% $NaOH$ + 0,2% $KMnO_4$; 105 °C; 4 ч 3) Ввод HNO_3 до pH-1,8÷2,0; 101 °C; 1 ч 4) Ввод $H_2C_2O_4$ до 0,3%; 101 °C; 1 ч 5) Ввод H_3Cit до 0,35%; 6 ч; окончательная отмывка — 30 ч	4,5—10	Заметная коррозия хромистой стали	960 м ³ , после выпаривания 6,5 м ³	[36]	Реактор и 1 петля, общий объем 90 м ³ , в. ст. — 1700 м ² , сплав Zr — 1400 м ²
АЭС «Райнсберг» ГДР	ЭДТА — 7,2%; H_3Cit — 5,2 г/л; гидразингидрат — 0,02 г/л; pH = 3,5; 150 °C; 4 ч; $V = 0,7$ м/с	2—20, средний 6	X18H10T 0,1; сварной шов — 0,4; сплав XH70 0,1	140 м ³ , после выпаривания 1,5 м ³	[154]	Дезактивация петли, объем 40 м ³

Реактор	Рецептуры дезактивирующих растворов и режимы дезактивации	К д	Материал оборудования и коррозия, мкм	Объем отходов	Литература	Примечание
НВАЭС СССР III блок	1) 3% KOH + 0,3% KMnO ₄ ; 90 °С; 4—25 ч 2) 1,5% H ₂ C ₂ O ₄ + 0,1% HNO ₃ ; 90 °С; 3—8 ч 3) Окончательная промывка 0,2% KOH	Средний 9	X18H10T; коррозия незначительная	—		Дезактивация парогенератора; выведено 80 Ки
БАЭС СССР I блок	1) 3—5% NaOH + 0,3—0,5 % KMnO ₄ 2) 1,5—3% H ₂ C ₂ O ₄ ; 80—100 °С; 4—6 ч каждым раствором, 3 цикла дезактивации, в заключение промывка: 0,15—0,2% H ₂ C ₂ O ₄ + 0,02% H ₂ O ₂	5—28	X18H10T 0,8, стеллит 3,5, нихром 0,5	1900 м ³	[77]	Объем контура 120 м ³
БАЭС СССР II блок	Однованная рецептура 0,11% H ₃ Cit + 0,23 Na ₂ ЭДТА; pH = 3,6 ÷ 4,7; 170 °С; 30 ч	Общий 1,6—3 по ⁶⁵ Zn 5, по ⁶⁰ Co 23	н. ст.; коррозия незначительная	—	[77]	
АЭС «Бруно Лойшнер» ГДР II блок	Последовательное воздействие раствора KMnO ₄ и раствора ЭДТА с H ₃ Cit	—	X18H10T, угл. ст 48ТС и 22 К; коррозия незначительная	700 м ³ , после выпаривания 17 м ³	[28] [13]	Дезактивация реактора и трех петель; выведено 605 Ки

* н. ст. — нержавеющая сталь.
** угл. ст. — углеродистая сталь.

няется из-за опасности коррозионного растрескивания аустенитных нержавеющей сталей в присутствии хлорид-ионов. Однако под действием высокой температуры и излучения в процессе химической обработки ингибиторы, содержащие соединения серы, способны разлагаться с выделением коррозионно-опасных продуктов. Поэтому применение ингибиторов требует тщательного изучения возможных последствий. Кроме того, следует иметь в виду, что ингибиторы не устраняют местной коррозии, а только снижают ее интенсивность до умеренных значений.

В настоящее время широкое применение в практике дезактивации реакторных систем находят комплексоны, в особенности ЭДТА, разрабатываемые однованные методы дезактивации в основном базируются на их использовании. Применяют также такие органические кислоты, как лимонная, щавелевая, сульфаминовая и др., которые образуют комплексы со многими катионами металлов, правда менее стойкие, чем в случае комплексонов. В большинство дезактивирующих рецептур вводятся такие окислительно-восстановительные агенты, как перманганат калия, гидразин гидрат, перекись водорода и т. п. Для создания необходимо рН раствора применяют органические кислоты, а из оснований предпочтение отдается едкому кали и аммиаку.

При дезактивации систем, в составе которых имеются узлы из углеродистой стали, на заключительной стадии необходимо проводить пассивацию углеродистых поверхностей в целях восстановления защитной окисной пленки. Для этого используют такие реагенты, как гидразингидрат, перекись водорода, нитрит аммония и др. [130].

К реагентам, применяемым при дезактивации реакторных систем, предъявляются повышенные требования по химической чистоте. Особое внимание нужно обращать на примеси, которые способны проявлять коррозионную активность даже в весьма малых концентрациях (галогенсодержащие соединения, сульфат-ионы и др.). Например, в США для дезактивирующих препаратов действуют следующие нормы на содержание примесей [29]: KMnO_4 — 99,8%, $\text{Cl}^- \leq 3$ мг/кг; NaOH — 97%, $\text{Cl}^- \leq 2$ мг/кг; $(\text{NH}_4)_2\text{NC}_6\text{H}_5\text{O}_7$ — 98%, $\text{Cl}^- \leq 1$ мг/кг.

Требованиям эффективности и коррозионной безопасности в большой степени отвечает двухванный способ дезактивации. Основные рецептуры, применявшиеся в практике дезактивации контуров АЭС, приведены в табл. 11.1.

11.4. УДАЛЕНИЕ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ПРИ ДЕЗАКТИВАЦИИ РЕАКТОРНЫХ СИСТЕМ

В практике эксплуатации ядерных реакторов иногда встречаются случаи аварийного разрушения твэлов. При этом ядерное топливо в мелкодисперсном виде попадает в теплоноситель и разносится циркулирующим потоком по всему контуру. Частицы топлива осаждаются на поверхностях, где фиксируются на отложениях продуктов коррозии. Однако это закрепление не является прочным. Частицы могут мигрировать по всему контуру, многократно проходя через активную зону реактора, что обуславливает загрязнение теплоносителя продук-

тами деления и α -активными нуклидами, причем основной вклад в α -активность вносят изотопы Pu и других трансураниевых элементов. Это в значительной степени ухудшает радиационную обстановку, особенно на одноконтурных АЭС. При серьезных авариях требуются остановка реактора, выгрузка аварийных твэлов и очистка всех поверхностей контура от делящихся материалов и продуктов деления. Многократная промывка водой всей системы, даже с использованием ионообменных фильтров, не приводит к желаемым результатам. При последующем пуске реактора активность теплоносителя, определяемая продуктами деления, быстро возрастает и достигает уровня 10^{-3} Ки/л, т. е. на два порядка выше нормальных значений. По этой причине в сильной степени затрудняется контроль за герметичностью вновь загруженной активной зоны. Очистку реакторной системы от остаточных продуктов размыва топливной композиции можно осуществить только тщательной дезактивацией всех поверхностей контура, контактировавших с загрязненным теплоносителем. При этом дезактивирующие рецептуры должны обладать высокой растворяющей способностью по отношению как к коррозионным отложениям, так и к продуктам размыва ядерного топлива.

На реакторе PRTR в 1962 г. произошло аварийное разрушение твэла, в результате чего ядерное топливо (смесь $MgO - PuO_2$) попало в теплоноситель. Активность отдельных участков контура возросла до 5 Р/ч и более. Основным конструкционным материалом контурного оборудования являлась аустенитная хромоникелевая сталь марки 304. Проведенная водная промывка позволила удалить некоторое количество продуктов деления (ПД) и частиц топлива, но существенного улучшения радиационной обстановки не произошло. Проведенные поисковые работы позволили предложить следующий режим дезактивации: 1) двухступенчатая обработка с целью растворения компонентов ядерного топлива растворами: а) щавелевой и надуксусной кислот с перекисью водорода (OPP); б) щавелевой и глюконовой кислот с перекисью водорода (OPG). (Коррозия стали 304 не превышала 4 мкм); 2) двухступенчатая обработка для удаления коррозионных отложений, заключающаяся в последовательном применении раствора щелочного перманганата и раствора щавелевой кислоты с цитратом аммония и ЭДТА. Эффективность использованного метода была удовлетворительной.

В другом случае на испытательной установке произошел выход в теплоноситель расплавленного топлива ($UO_2 - 4\% PuO_2$). Содержание Pu в пробе воды достигало 25 мг/л, активность пробы (0,5 л) около 40 Р/ч. Основным конструкционным материалом установки — нержавеющей сталь 304. Первоначально произвели очистку водой с циркуляцией через ионообменный фильтр. Затем была проведена химическая дезактивация, для чего использовали состав в OPG. Эффективность отмывки оказалась достаточно высокой, первоначальные дозы излучения были снижены в несколько тысяч раз [133].

В современных энергетических реакторах у нас в стране и за рубежом наибольшее распространение в качестве ядерного топлива получила двуокись урана. Первоначально для ее удаления из реактор-

ных систем Вид [177] предложил щелочной раствор: 20 г/л $\text{H}_2\text{C}_2\text{O}_4$ + 20 г/л NaHCO_3 + 27 г/л Na_2CO_3 + 0,4 г/л ЭДТА + 0,1 г/л 8-оксихинолина, обработка должна производиться при температуре 60° С в течение 1 ч. Коррозия углеродистой и нержавеющей стали в таком растворе не превышает 2 и 0,25 мкм соответственно.

Позже этим же автором для удаления окисного топлива из контура с одновременной дезактивацией была предложена рецептура типа ОРГ. Скорость коррозии при обработке составляла в сутки: для углеродистой стали 45 мкм; для нержавеющей стали 300-10 мкм; для латуни 9 мм; для циркалоя-2 коррозия не обнаружена [133].

Айрес [130] показал, что весьма эффективное растворение двуокиси урана достигается обработкой оксалатно-перекисными растворами, однако для снижения коррозионной активности этой рецептуры требуется повышение рН.

Таким образом, для дезактивации реакторных систем, загрязненных активированными продуктами коррозии и продуктами размыва окисного топлива, рекомендуется использовать слабокислые оксалатные растворы с перекисью водорода при температуре 95° С. Скорость коррозии углеродистой стали в этих условиях (рН = 5-6) не превышает 1 мкм, нержавеющая сталь корродирует незначительно.

11.5. КОРРОЗИЯ ПРИ ДЕЗАКТИВАЦИИ РЕАКТОРНЫХ СИСТЕМ

Дезактивация реакторных установок становится все более неизбежным, периодически повторяемым этапом эксплуатации, который либо предшествует ремонту, либо осуществляется в профилактических целях. Коррозия при этом приобретает первостепенное значение, что объясняется применением разнообразных конструкционных материалов, сложностью конструкции, жесткостью эксплуатационных условий, длительностью межремонтных периодов и практически полной невозможностью проконтролировать коррозионное воздействие дезактивирующих процедур на большинство узлов реакторной системы. Все это заставляет особенно внимательно подходить к оценке возможных коррозионных последствий на последующую эксплуатацию реактора.

Коррозию обычно оценивают по потере металла с единицы площади за один цикл дезактивирующей обработки. Кроме того, в первоначальный после дезактивации период эксплуатации реакторной установки коррозия конструкционных материалов, особенно углеродистой стали, будет повышенной вследствие отсутствия защитной окисной пленки вплоть до образования нового пассивирующего слоя.

Возможное число дезактиваций реакторной системы необходимо определять, исходя из разрешенного допуска на коррозию наиболее ответственных узлов [42]. Например, если агрегат, имеющий допуск на коррозию 100 мкм, должен служить 20 лет и известно, что скорость коррозии при эксплуатации составляет 2,5 мкм/год, то за все дезактивации, которые могут осуществляться в течение всего периода эксплуатации, коррозионный съем не должен превышать 50 мкм. При принятой периодичности дезактивации 1 раз в 2 года допустимая кор-

розия за единичную дезактивацию не должна превышать 5 мкм. Подобные расчеты носят ориентировочный характер, так как они не учитывают возможности неравномерной коррозии, локальных повреждений, наводороживания и т. п. Исходя из этого положения, запас на коррозию при дезактивации целесообразно закладывать еще на стадии конструирования реакторного оборудования. Так, если ядерная установка рассчитана на 25-летний срок службы и в среднем дезактивация будет проводиться 1 раз в 3 года, то запас на коррозию должен быть рассчитан на проведение 8—10 дезактиваций.

Наиболее ответственные детали первого контура, как правило, изготавливаются из нержавеющей стали и циркониевых сплавов и имеют наименьшую толщину стенки. Коррозионный съем для этих деталей максимально ограничен. Поэтому дезактивирующие растворы не должны содержать в своем составе компоненты, интенсифицирующие общую и локальную коррозию.

Нержавеющие стали. Хромоникелевые нержавеющие стали аустенитного класса (типа 18-8) весьма стойки в наиболее часто употребляемых дезактивирующих растворах. Высокая стойкость поверхностной пассивной пленки на нержавеющей стали в кислотах определяет необходимость принятия специальных мер, направленных на ее удаление и достижение полноты дезактивации. Наиболее распространенный способ, применяемый для этой цели — обработка двухванным методом.

Скорость коррозии нержавеющей стали при циклической обработке дезактивирующими составами на основе щавелевой, лимонной, фосфорной, сульфаминовой кислот и их солей, а также щелочного перманганата весьма низка (0,05—0,5 мг/см² за 1 цикл) и практически не увеличивается в процессе многократной дезактивации. Коррозия носит равномерный характер. Несенсибилизированные стали корродируют примерно с той же скоростью. Однако на их поверхности после 8 циклов дезактивации были отмечены небольшие питтинги глубиной 20—40 мкм [177].

Хромистые стали (содержание хрома 11—14%) корродируют в этих условиях с гораздо большей скоростью. Коррозия составляет за один цикл дезактивации 2 мг/см², а за 8 циклов примерно 25 мг/см² (32 мкм). Характер коррозии равномерный, но многократная обработка раствором бисульфата натрия приводит к образованию питтингов глубиной до 100 мкм [2].

В исследованиях было установлено, что щелочной перманганат (10% NaOH; 3% KMnO₄) при температуре 105° С не вызывает растрескивания образцов нержавеющей стали. Однако если компоненты щелочного перманганата не полностью удалены при промывке и присутствуют в щелях и зазорах системы, то во время последующей эксплуатации возможно появление трещин, особенно в области концентрации повышенных напряжений [130]. Это требует тщательной промывки системы после обработки щелочным перманганатом и улучшения конструкции установки с целью исключить щели и зазоры.

Сплавы титана и циркония. Титан весьма заметно корродирует в растворах щавелевой кислоты и в дезактивирующих композициях

на ее основе, причем скорость коррозии значительно увеличивается с повышением температуры и концентрации раствора. Поэтому применение щавелевой кислоты для дезактивации титана и его сплавов должно быть ограничено. Остальные дезактивирующие среды почти не оказывают коррозионного воздействия на титан. Скорость коррозии не превышает десятых долей микрометров за час [130]. Циркалой-2 практически не подвержен воздействию перечисленных выше реагентов. Воздействие их на окисную пленку незначительно. Общая коррозия при дальнейшей эксплуатации после дезактивирующей обработки остается на прежнем уровне [2].

Титан, цирконий и их сплавы активно взаимодействуют со фторидами. Механизм этого взаимодействия основан на том, что под воздействием фторид-ионов происходит разрушение пассивной пленки и металл переходит в активное состояние. Поэтому все реагенты, контактирующие с этими сплавами, не должны содержать фторидов в виде примесей [130].

Следует иметь в виду различия в коррозионном поведении сплавов циркония и титана в зависимости от их состава и технологии производства. Кроме того, необходимо учитывать способность титана и циркония наводороживаться, что сильно влияет на коррозионную активность. При определенных степенях наводороживания окисная пленка начинает терять пассивные свойства и перестает эффективно защищать металл. Поэтому перед проведением дезактивации должны быть тщательно изучены последствия возможного влияния химической обработки на дальнейшую эксплуатацию изделий из этих сплавов.

Углеродистые стали. Для их дезактивации используют ингибированные растворы фосфорной, сульфаминовой кислот, лимоннокислого аммония, бисульфата натрия и другие реагенты. Коррозия в этих средах при температуре до 50° С составляет 0,2—2,0 мкм за 1 ч обработки и носит равномерный характер [42]. При выборе ингибитора следует идти на разумный компромисс, так как малоэффективный ингибитор недостаточно замедляет скорость коррозии, а слишком эффективный — многократно снижает результативность дезактивации.

Для дезактивации оборудования из углеродистой стали обычно достаточно однократной обработки кислотными или комплексообразующими растворами, если в данной системе отсутствует нержавеющая сталь. При наличии деталей из нержавеющей стали требуется двухванная обработка. Дезактивацию углеродистой стали от продуктов коррозии и деления проводят слабокислыми оксалатно-перекисными растворами, которые одновременно весьма эффективно удаляют двуокись урана.

При изучении коррозии углеродистой стали в дезактивирующих растворах необходимо обратить внимание на возможность образования гальванических пар. Так, сварные соединения углеродистой стали с нержавеющей наиболее подвержены гальванической коррозии. Некоторые дезактивирующие растворы способны вызывать глубокие локальные повреждения (ножевая коррозия), которые могут привести к разрушению сварных швов. Глубина коррозионных повреждений в районе сварного шва может достигать в разных условиях от 100 мкм

(в бисульфате аммония) до 350 мкм (в ингибированной фосфорной кислоте). Поэтому применяемые композиции не должны интенсифицировать гальваническую коррозию сварных швов даже после многократной дезактивации и последующей выдержки в воде при высокой температуре.

На скорость гальванической коррозии существенно влияет присутствие кислорода. В растворе бисульфата аммония гальванический ток между нержавеющей и углеродистой сталью увеличивался от 3,2 до 9,5 мА/см² при замене аргона на кислород в газовой фазе. Такой коррозионный ток эквивалентен скорости коррозии от 0,3 до 0,9 мг/(см²·ч) [49, 130].

Медно-никелевые и медные сплавы корродируют со значительной скоростью в оксалатно-перекисных буферных растворах. Скорости коррозии, наблюдаемые в испытаниях, составляют, мкм/ч: никель 9, медь 90, монель-металл (медно-никелевый сплав) 22,5. Причем коррозия значительно возрастает при снижении рН и увеличении температуры [130]. Поэтому арматуру из этих материалов желательно удалять до дезактивации, а отдельные аппараты, например теплообменники, отсекают от дезактивируемого контура и промывают растворами, не содержащими аммонийных солей.

Дезактивацию оборудования из этих материалов можно осуществлять двухваннным способом: раствором щелочного перманганата и щавелевой или лимонной кислотой, т. е. с помощью тех же рецептур, которые используют для дезактивации нержавеющей стали. Однако предварительно целесообразно провести дополнительные испытания коррозионного поведения указанных материалов в выбранной рецептуре.

11.6. ТЕХНОЛОГИЯ ДЕЗАКТИВАЦИИ КОНТУРНЫХ СИСТЕМ

Основным способом, позволяющим сократить дозозатраты в период ремонта АЭС, является химическая дезактивация контурного оборудования (см. гл. 7). Основное оборудование реакторной установки, такое как корпус реактора, ГЦН, парогенератор, компенсатор объема, можно дезактивировать по отдельности, с помощью специально сконструированных устройств. Это же оборудование можно дезактивировать в составе контура.

Принципиально возможны три основных варианта дезактивации основного контура АЭС: 1) дезактивация всего первого контура совместно с активной зоной; 2) дезактивация всего контура с удаленной активной зоной; 3) дезактивация отдельных петель (без реактора).

На практике чаще всего проводят дезактивацию отдельных петель контура, так как она наименее трудоемка, не приводит к образованию большого количества отходов и в то же время облегчает проведение инспекционных и ремонтных работ на парогенераторах и насосах.

Дезактивация всего контура необходима перед проведением инспекции и ремонта корпуса реактора и другого оборудования и для удаления из контура ядерного топлива и продуктов деления после значительных повреждений твэлов. В последнем случае активную зону извлекают до дезактивации, чтобы не увеличивать активность отходов.

вследствие дополнительного контакта ядерного топлива с дезактивирующими растворами.

Дезактивация первого контура с удаленной активной зоной осложнена изменением гидродинамического режима циркуляции теплоносителя. Скорости потоков в реакторе уменьшаются, а его гидравлическое сопротивление падает. Это может привести к накоплению в корпусе реактора шлама, вымываемого из других участков контура. Во избежание нежелательных последствий целесообразно устанавливать макет активной зоны, так называемую фальшзону, которая сохраняет гидродинамический режим циркуляции в реакторе. Однако изготовление фальшзоны представляет значительные трудности и экономически может быть оправдано только для серии однотипных реакторов.

Наиболее рационально проведение дезактивации всего контура совместно с активной зоной. Это объясняется несколькими причинами: 1) сокращается объем подготовительных демонтажно-монтажных работ, выполнение которых неизбежно связано с дополнительными дозозатратами; 2) появляется возможность максимально использовать штатное оборудование энергетической установки; 3) сокращается время простоя установки; 4) повышается надежность оборудования в связи с меньшим числом операций по его вскрытию и повторной герметизации; 5) дезактивация отдельных участков первого контура малоэффективна, так как слой активированных продуктов коррозии при последующей эксплуатации быстро восстанавливается на отмытых поверхностях вследствие процессов массопереноса, что обуславливает появление радиационных полей, близких к первоначальным. Однако все это возможно лишь при отсутствии значительных повреждений оболочек твэлов активной зоны и необходимой подготовленности установки к проведению химической промывки.

В то же время дезактивация контура совместно с активной зоной возможна только в том случае, когда всесторонними исследованиями и полномасштабными испытаниями будет показано, что такая химическая обработка не приведет к снижению проектного ресурса оборудования контура и преждевременному выходу из строя твэлов. Необходимо учитывать не только непосредственное воздействие дезактивирующих растворов на поверхности контурного оборудования, но и возможные последствия, которые могут проявиться при последующей длительной эксплуатации: образование питтингов, растравливание структуры металла, наводороживание, межкристаллитная коррозия и др.

Далее, первый контур должен быть приспособлен к проведению дезактивации, т. е. в его конструкции должна быть предусмотрена возможность вывода, ввода, подогрева и циркуляции дезактивирующих растворов. Желательно полное отсутствие застойных зон и неопорожняемых участков, где могли бы скапливаться шламы и другие продукты дезактивации, и минимальное количество щелей и малых зазоров, особенно в зоне кипения теплоносителя, в которых возможно концентрирование химических реагентов. Желательно избегать в конструкции реакторной системы контакта разнородных материалов.

Таким образом, при достаточно герметичной активной зоне и при полной уверенности (на основе проведенных исследований) в том, что дезактивация не уменьшит надежности оборудования, возможно проведение химической промывки всего первого контура АЭС.

Выбор способа дезактивации. Проведение дезактивации всего контура возможно двумя способами: периодическим и непрерывным. В первом случае контур заполняется дезактивирующим раствором, который затем нагревается до нужной температуры и циркулирует определенное время с помощью ГЦН, после этого работа насосов прекращается и производится слив отработанных растворов, чаще всего с помощью сжатого газа. Следует иметь в виду, что прекращение циркуляции при дезактивации нежелательно, так как это влечет за собой осаждение шламов, последующее удаление которых весьма затруднительно.

Если проводится дезактивация контура совместно с активной зоной, то опорожнение реактора недопустимо из-за опасности перегрева твэлов. В этом случае уровень раствора в реакторе понижают до патрубков, соединяющих его с парогенераторами. Затем контур заполняется либо промывной водой, либо следующим раствором, и процесс продолжается. При частичном осушении реактора дальнейшее снижение концентрации химических компонентов в отработанном дезактивирующем растворе до требуемых значений достигается многократным заполнением, перемешиванием с помощью насосов и опорожнением. Каждая операция заполнения должна сопровождаться одновременным газоудалением из контура, что необходимо для обеспечения нормальных условий пуска насосов. В некоторых случаях операция газоудаления бывает довольно длительной и трудоемкой.

При непрерывном способе дезактивации контура удаление растворов производится вытеснением их промывной водой, подаваемой в контур, с одновременным сливом отработавшего раствора и при постоянной работе насосов. Циркуляция дезактивирующих растворов в этом случае не прекращается в течение всего времени дезактивации. Объем подаваемой промывной воды и время достижения требуемой концентрации можно определить, используя выражение

$$C_t = C_0 \exp(-ft/V), \quad (11.1)$$

где C_t — концентрация к определенному моменту t , г/л; C_0 — концентрация в начальный момент, г/л; f — расход промывной воды, л/ч; V — объем системы, л; t — время, через которое будет получено C_t , ч.

Для упрощения расчетов выражение (11.1) может быть преобразовано:

$$t = (V/f) \ln(C_0/C_t). \quad (11.2)$$

После снижения концентрации реагентов в контуре до нужного значения дренаж и подача промывной воды прекращаются и без остановки насосов вводится следующий дезактивирующий раствор. Во время ввода концентрированного раствора в контур избыточный объем либо сбрасывается в дренажную систему, либо поступает в компен-

сатор объема. В течение всей дезактивации в компенсаторе объема предпочтительно поддерживать максимально возможный уровень. При использовании этого способа можно сократить до минимума количество дезактивирующих растворов, попадающих в компенсатор объема при колебаниях давления в реакторе, так как последующее выведение их оттуда бывает весьма затруднительным. Дезактивацию компенсатора объема целесообразнее проводить отдельно от контура.

Количество вводимых в контур реагентов при одновременном сливе вытесняемой воды можно рассчитать по выражению [77]

$$C_t = C_f [1 - \exp(-ft/V)], \quad (11.3)$$

где C_f — концентрация вводимого в систему раствора, г/л; f — объем вводимого раствора, м³; остальные обозначения соответствуют приведенным в выражении (11.1).

Выражение (11.3) может быть упрощено:

$$C_t = C_f f / (V + 0,5f). \quad (11.4)$$

Периодический способ проще непрерывного в исполнении, при дезактивации без активной зоны дает некоторый выигрыш в объеме получаемых отходов, но менее эффективен, так как дренаж производится без циркуляции растворов, что ведет к интенсивному осаждению шламов в контуре. Кроме того, опорожнение — заполнение контура приводит к необходимости многократно производить воздухоудаление, которое порою бывает весьма длительным.

Непрерывный способ дезактивации более эффективен, особенно при удалении шламов из контура, так как весь процесс ведется при интенсивной циркуляции. Но в этом случае сложно поддерживать определенное давление в контуре для обеспечения безаварийной работы насосов при одновременном вводе и дренаже растворов и промывных вод. Желательно регулировку давления осуществлять только одним дренажным клапаном при постоянной подаче промывной воды (или раствора) с давлением, превышающим давление в контуре. Эта регулировка может быть упрощена, если функцию дренажного клапана будет выполнять клапан, автоматически открывающийся при заданном давлении и закрывающийся при падении давления. В любом случае должен быть обеспечен надежный контроль за процессом с необходимой автоматизацией поддержания давления в контуре. Несмотря на указанные сложности, непрерывный способ дезактивации наиболее распространен [77].

Основные подготовительные работы. Процесс дезактивации контура АЭС должен быть предварительно подготовлен с точки зрения материального обеспечения и выполнения необходимых монтажных операций. Причем объем последних должен быть минимальным и включать только те операции, которые не могут быть предусмотрены проектом АЭС или потребность в которых возникла в связи с конкретными условиями проведения дезактивации (например, извлечение приводов регулирующих органов реактора, отсечение недезактивируемых участков контура и т. п.). Все остальные коммуникации и

системы, позволяющие проводить дезактивацию, должны быть заложены в проекте и выполнены при сооружении АЭС [67].

При оценке объема подготовительных монтажно-демонтажных работ необходимо учитывать радиационную обстановку в районе их выполнения с тем, чтобы свести к минимуму дозовые нагрузки на персонал перед проведением дезактивации, так как поля излучения от оборудования в этот момент максимальны. В то же время система дезактивации должна отвечать всем требованиям надежности и быть достаточно маневренной.

Материальное обеспечение дезактивационных работ должно предусматривать предварительную поставку всего требуемого количества оборудования, реагентов, приборов, материалов, арматуры, ионообменных смол, воды высокой чистоты и т. п. Должны быть решены вопросы энергетического обеспечения дезактивации, в том числе подготовлен источник электроснабжения, пара (если использовать паровой обогрев), сжатого газа, охлаждающей воды и т. п. Значительное место в подготовительных работах занимает организация узла приготовления растворов. Он должен быть заранее учтен в проекте или смонтирован после пуска АЭС. В отдельных случаях, если позволяет технологическая схема, он может быть создан из имеющихся аппаратов, которые не используются в данный момент по прямому назначению. Узел приготовления должен быть оснащен аппаратами для растворения реагентов с перемешиванием и обогревом, насосами для подачи растворов в контур, приборами и средствами контроля и необходимой механизацией для загрузки реагентов в аппараты-растворители. На АЭС с борным регулированием для этой цели подходят баки запаса борной кислоты, которые приспособлены для приготовления в них концентратов дезактивирующих растворов. Закачку растворов в контур можно осуществлять подпиточными насосами. Одновременно должны быть подготовлены емкости для приема и временного хранения жидких радиоактивных отходов, образующихся в результате дезактивации. Весь технологический процесс проведения дезактивации должен осуществляться по детально разработанной программе. В этой программе, кроме основных и вспомогательных операций, должны быть учтены случаи вероятных отклонений от заданного режима и предусмотрены меры по оптимизации процесса.

При детальном планировании дезактивации контура АЭС необходимо определить посты, требующие постоянного или периодического обслуживания, которые необходимо укомплектовать подготовленным персоналом и соединить средствами оперативной связи.

Использование штатных систем контура при дезактивации. Перед проведением дезактивации первого контура необходимо решить ряд вопросов, связанных с конкретным использованием отдельных узлов и систем установки. К ним относятся системы компенсации объема, подпитки контура, очистки теплоносителя, аварийного расхолаживания, заполнения и опорожнения контура и др. Если какие-то из названных систем предполагается дезактивировать в составе контура или использовать при проведении дезактивации, их следует тщательно подготовить. Подготовка заключается прежде всего в оценке

степени вредного воздействия дезактивирующих компонентов на все элементы системы; в решении задачи заполнения растворами и гарантированного удаления химических реагентов после дезактивации; в создании и поддержании необходимого гидродинамического и температурного режима; в обеспечении оперативного наблюдения за контролируемыми параметрами и т. п. Системы, способствующие проведению дезактивации, но не участвующие в ней (такие, как подпитки, проливки, осушения, расхолаживания, газовая система и др.), должны быть также тщательно подготовлены, чтобы исключить перебои в работе в процессе дезактивации.

Системы, не используемые при дезактивации, должны быть надежно отсечены от дезактивируемых участков контура. Надо тщательно оценивать влияние дезактивации на отдельные узлы оборудования первого контура, к которым относятся приводы регулирующих органов реактора, уплотнения и подшипники насосов, датчики контрольно-измерительных приборов, арматура и т. п. Если предварительные оценки показывают, что химическая обработка может отрицательно повлиять на надежность работы приводов регулирующих органов реактора, то их перед дезактивацией целесообразно демонтировать. Уплотнения и подшипниковые узлы насосов заменяют после дезактивации или организуют технологический процесс так, чтобы при дезактивации они не контактировали с химическими растворами. Это может быть достигнуто непрерывной подачей через указанные узлы чистой воды с давлением, превышающим давление в контуре. Такое решение обусловлено тем, что графитсодержащие материалы, из которых чаще всего изготавливают детали подшипников скольжения ГЦН, недостаточно стойки в щелочных окислительных растворах.

Если существует опасность повреждения датчиков КИП, не используемых в дезактивации, их лучше предварительно удалять из контура.

Арматура, отсекающая дезактивируемые участки контура, должна быть надежно закрыта. Обычно задвижки, используемые для этого, содержат два параллельных уплотнительных диска, перекрывающих проходное сечение. В режиме дезактивации для гарантированного устранения перетечек химических растворов необходимо создавать в корпусе задвижки повышенное давление, для чего ее соединяют с источником чистой воды высокого давления.

Дезактивацию контура следует проводить только с использованием штатного оборудования установки. Эта возможность должна быть предусмотрена еще при проектировании АЭС. И лишь в крайних случаях можно дополнительно установить минимально необходимое оборудование, в том числе баки, насосы, КИП и т. п.

Температурный режим дезактивации обеспечивается за счет тепла, выделяемого при работе ГЦН. Если этого тепла по каким-либо причинам недостаточно, то подогрев контура может осуществляться либо с помощью парогенераторов, обогреваемых теплоносителем со стороны второго контура — для реакторов с водой под давлением, либо с помощью регенеративных или иных теплообменников — для реакторов кипящего типа.

При дезактивации совместно с активной зоной реакторов, работающих в режиме мягкого регулирования реактивности, следует иметь в виду, что все дезактивирующие растворы и промывные воды должны содержать в своем составе определенную концентрацию борной кислоты (от 3 до 12 г/л). Это обстоятельство необходимо также учитывать при всех исследованиях эффективности и коррозионной активности дезактивирующих рецептур.

Достаточное внимание при дезактивации контура должно быть уделено режиму газовыделения, которое наблюдается, например, при использовании перекиси водорода в дезактивирующих рецептурах и в некоторых других случаях. В частности, в оксалатно-перекисных составах реакционные газы образуются в результате разложения перекиси и взаимодействия ее со щавелевой кислотой:



Эти реакции приводят к тому, что из 1 л дезактивирующего раствора может выделяться несколько литров реакционных газов. Например, 1 М перекиси водорода при температуре 80° С полностью окисляет 0,4 М $\text{H}_2\text{C}_2\text{O}_4$ до углекислого газа и воды в течение 30—60 мин. При этом, как видно из реакции (11.5), выделяется CO_2 [130]. Скорость реакции возрастает с увеличением температуры.

Газообразование в контуре может привести к срыву работы насосов и преждевременному выходу их из строя. Поэтому необходимо предварительно оценивать объем газов, образующихся в контуре, и организовывать их отвод через систему газоудаления. Кроме того, при дезактивации целесообразно увеличивать давление в контуре, так как это приводит к увеличению растворимости газов и уменьшению их объема. Необходимо следить за содержанием водорода в газовой смеси и при приближении объемной концентрации к взрывоопасным пределам производить продувку системы инертным газом. Возможно также окисление водорода в специальных каталитических печах системы дожигания водорода при наличии ее на АЭС.

Давление в контуре создается и поддерживается системой компенсации объема, которая может быть паровой или газовой. В любом случае необходимо предусмотреть возможность тщательной отмывки компенсаторов от химических реагентов после дезактивации. Это особенно важно для паровых компенсаторов объема, так как они оборудованы электрическими нагревателями, которые могут быть повреждены при последующей эксплуатации в среде теплоносителя, содержащего неудаленные дезактивирующие агенты. Дезактивацию самих компенсаторов объема целесообразнее производить отдельно от контура.

Использование фильтров при дезактивации контуров. Дезактивацию контура обычно начинают с обработки кислотным раствором. При этом происходят разрушение и смыв наносных рыхлых отложений. По проведенным оценкам, в растворенное состояние переходит не более 70% продуктов коррозии, а около 30% твердофазных продуктов переходят в десорбирующий раствор в виде взвешенной фазы [36]. Далее проводится обработка щелочным раствором, после чего

следует повторная обработка кислым восстановительным (комплексонным) раствором, в котором происходит почти полное растворение коррозионных продуктов. В частности, нуклид ^{60}Co на 99% переходит в растворенное состояние. Поэтому на первой фазе дезактивации в циркулирующий раствор попадает много радиоактивного шлама, который имеет тенденцию откладываться в застойных зонах контура, что может приводить к повышению их активности. Особенно большое количество шлама образуется при дезактивации контура совместно с активной зоной, на поверхности которой обычно накапливается значительный слой наносных отложений. В таком случае весьма полезной может оказаться фильтрация дезактивирующего раствора на механических фильтрах. В качестве фильтров целесообразно использовать аппараты, позволяющие производить дистанционную регенерацию фильтрующей поверхности. Это могут быть керамические, песчаные, намывные фильтры и др. Еще больший эффект по очистке растворов от радионуклидов может быть получен при использовании ионообменных фильтров, которые устанавливают после механических или отдельно. При отсутствии в схеме механического фильтра его роль выполняет ионообменный. Чаще всего для этих целей используют штатные фильтры системы очистки теплоносителя, с помощью которых производят очистку кислотных дезактивирующих растворов. В качестве фильтрующего материала применяют катионит КУ-2 в H^+ -форме. На этой смоле из растворов щавелевой кислоты наиболее эффективно улавливается ^{60}Co , а также никель и одно- и двухвалентные катионы радионуклидов продуктов деления. Железо и хром в основном будут сорбироваться на анионите, так как в растворе щавелевой кислоты они находятся в виде хорошо растворимых анионных комплексов трехвалентного железа и хрома. И только незначительная часть железа, находящегося в форме двухвалентного оксалата FeC_2O_4 (растворимость не превышает 30 мг/л), может улавливаться на катионите. Все это хорошо иллюстрируют данные, приведенные в табл. 11.2.

Таблица 11.2. Эффективность очистки дезактивирующего щавелевокислого раствора на катионите КУ-2 [36]

Место отбора пробы	Fe, мг/л	Cr, мг/л	Ni, мг/л	Co, мг/л	pH	^{60}Co , Ки/л
До фильтра	178	8,6	4,2	0,14	1,1	$2,8 \cdot 10^{-4}$
После фильтра	138	8,6	0,2	0,01	1,05	$3,2 \cdot 10^{-6}$

Таким образом, катионит наиболее эффективно задерживает Co, а также крупнодисперсный шлам, в котором может содержаться до 30% общей активности, вымываемой из контура.

Полная обменная емкость катионита КУ-2 по ^{60}Co с учетом сорбции всех других катионитных компонентов может достигать 30 Ки/м³

смолы. В реальных условиях из-за механической фильтрации емкость смолы по отношению к ^{60}Co может быть и выше. При дезактивации для очистки кислотных щавелевокислых растворов целесообразно использовать и анионообменный фильтр. В этом случае необходимо анионит предварительно перевести в оксалатную форму $[\text{C}_2\text{O}_4]^{2-}$. Тогда при фильтрации в кислотный раствор будет дополнительно поступать анион щавелевой кислоты, что может существенно увеличить эффективность дезактивации. Кроме того, на анионите будут улавливаться железо и хром в виде анионных комплексов. Все это способствует очистке раствора и увеличению его дезактивирующей емкости, что также повышает эффективность дезактивации. Большую пользу приносит использование фильтров системы ионообменной очистки при окончательной доводке теплоносителя до требуемых норм качества после дезактивации. Удаление реагентов из контура водными промывками весьма эффективно вначале, при значительных концентрациях солей (более 1 г в 1 л). По мере снижения содержания эффективность водных промывок падает, процесс замедляется и требует значительного количества воды высокой чистоты (ВВЧ), что приводит к образованию больших объемов ЖРО. Поэтому на стадии окончательной отмывки контура после дезактивации целесообразно снизить водными промывками суммарное содержание до 1,0—0,5 г/л, после чего доочистку теплоносителя производить на ионообменных фильтрах. Остаточное содержание, при котором включаются в работу фильтры, уточняют расчетом с учетом емкости сорбентов и суммарного количества растворенных солей. Такая технология доочистки значительно сокращает время доведения теплоносителя до требуемых кондиций и объем образующихся отходов.

Контроль процесса дезактивации. В процессе дезактивации осуществляется одновременно несколько видов контроля, в том числе технологический, химический, радиохимический, дозиметрический, контроль за работой механизмов и др.

Контроль за работой штатных механизмов и систем контура, используемых при дезактивации, проводится по эксплуатационным нормам. Работа всех дополнительных систем осуществляется в соответствии со специально разработанными инструкциями по их эксплуатации.

При дезактивации непрерывно контролируются основные параметры технологического процесса, включая температуру, давление, интенсивность циркуляции по контуру и отдельным системам; расход воды, подаваемой на проливку подшипников ГЦН; объем вводимых, в контур концентратов дезактивирующих растворов; расход ВВЧ, подаваемой на промывку контура; объемная скорость дренажа и т. п. Параллельно с технологическим должен проводиться химический контроль, как правило, осуществляемый с помощью аналитических методов, по следующим параметрам: концентрация приготавливаемых дезактивирующих растворов; состав дезактивирующих растворов в контуре; количество продуктов коррозии, перешедших в дезактивирующий раствор; остаточная концентрация химических реагентов в промывных водах; содержание и качество теплоносителя на

стадии окончательной отмывки; эффективность работы ионообменных фильтров и т. п.

Одновременно с химическим проводится радиохимический контроль, целью которого является определение общей удельной активности дезактивирующих растворов и промывных вод, а также удельной активности по отдельным нуклидам коррозионного и осколочного происхождения для составления баланса выведенной активности. Как правило, для этого используется гамма-спектрометрический анализ.

При планировании объема радиохимического контроля необходимо обращать серьезное внимание на повышенную опасность пробоотбора.

Опасность вызвана двумя причинами: во-первых, производится отбор проб химически активных растворов, находящихся в контуре при температуре, часто превышающей 100°C , и при повышенном давлении; во-вторых, отбираемые растворы имеют высокую удельную активность, достигающую 10^{-3} — 10^{-2} Ки/л. Поэтому на линии пробоотбора должны быть установлены устройства для снижения давления и охлаждения отбираемой пробы. Объем пробы должен быть минимальным, так как 1 л раствора может создавать дозу γ -излучения от 100 до 1000 мкР/с и более. Кроме того, отбор проб представляет собой один из главных источников загрязнения наружных поверхностей помещений и оборудования. Поэтому следует сводить до минимума количество отбираемых проб и переходить на автоматический контроль, исключая ручной пробоотбор.

В тех случаях, когда в дезактивируемом контуре может находиться ядерное топливо, например, из поврежденных твэлов, дополнительно контролируется содержание урана и α -активных нуклидов в дезактивирующих растворах и в воде окончательно отмытого контура. Эти показатели сравниваются с аналогичными, полученными до проведения дезактивации. По результатам сравнения, а также на основе данных по снижению активности продуктов деления оценивают эффективность дезактивации в отношении удаления ядерного топлива.

Необходимо иметь в виду, что α -активность теплоносителя в основном определяется трансурановыми элементами, поэтому она не может быть основой для прямого определения концентрации урана в теплоносителе. Дополнительным средством контроля может служить определение загрязненности ураном внутренних поверхностей контура. Для этой цели выделяют контрольные участки, на которых оценивают величину поверхностной загрязненности до и после дезактивации. Конечная удельная загрязненность ураном поверхностей контура не должна превышать допустимого поверхностного загрязнения твэлов после их изготовления: $5 \cdot 10^{-10}$ г $^{235}\text{U}/\text{см}^2$.

Контроль за эффективностью дезактивации обычно проводится сравнением уровней излучения в контрольных точках на оборудовании до и после дезактивации. Для этого предварительно составляется картограмма контрольных точек в местах, доступных для проведения дозиметрических замеров с помощью переносных или стационарных датчиков. Желательно, чтобы выбранные точки располагались в ме-

стах планируемых ремонтных работ. Затем снимаются показатели уровней излучения в контролируемых точках до дезактивации. Далее замеры повторяются после проведения каждого цикла дезактивации и в конце ее. Снижение уровней излучения по точкам характеризует эффективность дезактивации. Отношение начальной интенсивности излучения к конечной является коэффициентом снижения дозы излучения для данной точки. Суммируя полученный показатель по всем точкам и деля его на число точек, получают усредненный коэффициент снижения дозы за дезактивацию (коэффициент дезактивации). Данный показатель оценки эффективности является весьма относительным, так как далеко не во всех требуемых местах можно проконтролировать уровни излучения. Кроме того, на измеряемые уровни излучения часто могут влиять близко расположенные узлы контура, которые не подвергаются дезактивации или имеют повышенную наведенную активность и т. п. Дополнительную погрешность в результаты замеров вносит различие в толщине стенок оборудования, наличие на нем теплоизоляции, защитных кожухов и т. п. В любом случае эффективность дезактивации необходимо оценивать как по коэффициенту снижения γ -дозы, так и по количеству выведенной из контура радиоактивности.

Отходы при дезактивации. В процессе дезактивации контура АЭС образуется довольно большое количество ЖРО, обычно от 5 до 15 объемов промываемого контура, в отдельных случаях это соотношение может меняться в ту или иную сторону. Например, при дезактивации контура I блока БАЭС объемом 120 м^3 было получено 1900 м^3 отходов, а при дезактивации первого контура PWR объемом 570 м^3 (реактор мощностью 1000 МВт (эл.) ожидалось образование 4500 м^3 отходов [77].

По химическому составу растворы, поступающие из контура, могут быть кислыми или щелочными и, кроме растворенных реагентов и продуктов коррозии, содержать заметное количество взвесей. В кислых растворах взвеси представляют собой мелкодисперсные нерастворимые продукты коррозии и труднорастворимые соединения, выпадающие из дезактивирующих растворов. Взвеси в щелочных перманганатных растворах в основном состоят из двуокиси марганца.

Для предотвращения выпадения этих осадков в сборных емкостях целесообразно фильтровать принимаемые растворы. Однако это сопряжено со значительными трудностями ввиду мелкодисперсности, наличия аморфной составляющей в осадках и их чрезвычайно высокой активности. Солесодержание образующихся отходов зависит от принятого состава дезактивирующих растворов и колеблется в пределах $10\text{--}100 \text{ г/л}$. Промывные воды имеют более низкое солесодержание.

Температура отработавших дезактивирующих растворов, как правило, не превышает 100°C , но в отдельных случаях может быть выше. Если это превышение составляет несколько десятков градусов, то необходимо рассмотреть вопрос о целесообразности охлаждения поступающих из контура растворов до температуры ниже 100°C , с тем чтобы уменьшить парообразование в емкостях.

Активность поступающих отходов колеблется в широких пределах, достигая максимального значения 10^{-2} — 10^{-3} Ки/л для первых кислых дезактивирующих растворов и снижаясь к концу дезактивации до 10^{-4} до 10^{-5} Ки/л. Основными нуклидами являются радионуклиды коррозионного происхождения, такие как ^{60}Co , ^{58}Co , ^{51}Cr , а также ^{65}Zn , ^{64}Cu и др. При наличии в активной зоне реактора поврежденных твэлов значительную долю активности составляют продукты деления.

Режим поступления отходов зависит от технологии дезактивации. Если дезактивацию осуществляют периодическим способом, то отходы поступают порциями, не превышающими объема контура. При непрерывном ведении процесса отходы будут поступать непрерывно, но с различным расходом: в малом количестве (1 — 10 м³/ч) при вводе растворов в контур и при циркуляции их по контуру (вследствие вытеснения вводимыми растворами и водой, подаваемой на проливку подшипников); со значительно большим расходом при промывке контура от химических реагентов.

Поступающие отходы должны направляться в емкости временного хранения, откуда затем передаваться на переработку. При сборе отходов в емкости необходимо учитывать их химический состав. Например, кислые и щелочные растворы целесообразно собирать в различные емкости, так как при их совместном сливе будут происходить образование и выпадение большого количества осадков, сорбирующих основную долю активности. Необходимо также учитывать возможность протекания окислительно-восстановительных реакций и газообразования при смешении различных групп отходов. Объем емкостей, предназначенных для отходов, должен быть рассчитан на прием всего количества образующихся ЖРО с последующей постепенной передачей их на переработку.

При наличии благоприятных условий сбор отходов может быть совмещен с одновременной их переработкой. В этом случае дезактивация будет сопровождаться синхронной переработкой отходов, что позволит многократно сократить объем сборных емкостей. Безусловно, последняя технология является наиболее прогрессивной и экономически оправданной, так как позволяет не создавать большого резерва емкостей и сразу получать отходы в компактном виде, удобном для окончательного захоронения.

В качестве примера подобной организации работ можно привести проведение процесса дезактивации на одном из реакторов НВАЭС [67]. Комплексная дезактивация первого контура осуществлялась попеременно вводимыми растворами щелочного перманганата и щавелевой кислоты. Циркуляция растворов по контуру производилась с помощью главных циркуляционных насосов. Одновременно с циркуляцией от основного потока отбиралась часть промывочного раствора и направлялась в выпарной аппарат, где раствор упаривался до максимально возможной концентрации. Образующийся конденсат возвращался в контур в качестве промывной воды. Такая организация процесса позволила получить удовлетворительную эффективность дезактивации и многократно сократить объем образующихся отходов.

Опыт проведения дезактивации контуров АЭС. На АЭС «Сена» (Франция) с реактором PWR тепловой мощностью 825 МВт возникла ситуация, при которой потребовался немедленный ремонт парогенераторов. Однако уровни излучения (1000 мбэр/ч и более) не позволяли проводить его без предварительной дезактивации. Возможность дезактивации отдельной петли была учтена проектом. Схема первого контура включала реактор, четыре циркуляционные петли и вспомогательные системы. Каждая петля состояла из парогенератора, циркуляционного насоса, задвижки, трубопроводов, а также байпасной линии для циркуляции теплоносителя внутри изолированной петли.

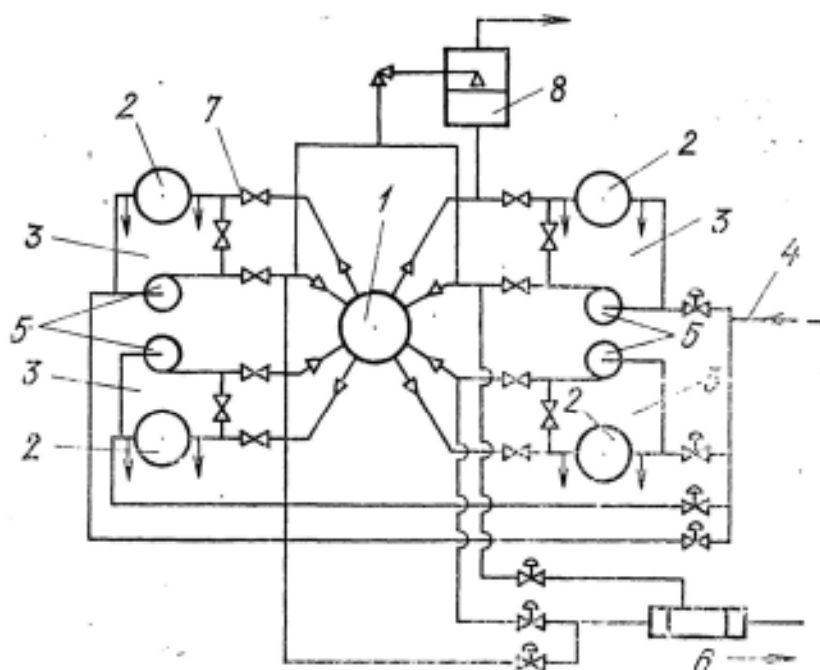


Рис. 11.1. Схема первого контура реактора «Сена»:

1 — реактор; 2 — парогенератор; 3 — петля; 4 — линия заполнения; 5 — главный циркуляционный насос; 6 — регенеративный теплообменник; 7 — задвижка; 8 — компенсатор объема

Дезактивацию проводили отдельно по петлям. Контур циркуляции включал ГЦН — байпас — ПГ — ГЦН, объем петли 9,5 м³. Схема первого контура реактора изображена на рис. 11.1 [127].

Для дезактивации в основном использовали штатное оборудование блока. Выбранный режим предусматривал двухванную обработку щелочно-перманганатным и оксалатно-цитратным растворами (Турко-4502 и Турко-4521, см. табл. 11.1). Приготовление растворов производилось в баках запаса борной кислоты объемом 16 м³. Ввод растворов в контур циркуляции осуществлялся одним подпиточным насосом, в то время как второй подпиточный насос использовался для подачи свежей воды в петлю.

Подогрев дезактивирующих растворов до температуры 95° С производился за счет энергии, выделяемой ГЦН при работе. Излишнее тепло отводилось через парогенератор путем подачи в него охлаждающей воды со стороны второго контура. Рабочее давление в петле (3,5 МПа) создавалось подпиточным насосом. Осушение петли осуществлялось сливом отработанных растворов самотеком в дренажные баки. По этой причине дренаж растворов из петли был довольно длительным и занимал более 3 ч. После обработки контура дезактивирующим раствором производилась промывка его обессоленной водой.

Для удаления следов реагентов из петли обычно требовалось несколько промывок.

Защита подшипников ГЦН от воздействия дезактивирующих растворов (материал подшипников — графитар) осуществлялась непрерывной прокачкой через него свежей воды в количестве 8 л/мин.

Возможные протечки химических растворов в реактор через отсекающие задвижки устранялись созданием в корпусе задвижки давления, превышающего давление в дезактивируемой петле. Для этой цели корпус задвижки соединялся с источником обессоленной воды высокого давления.

Процесс дезактивации каждой петли продолжался около 78 ч (без учета перерывов в работе). Необходимый обслуживающий персонал — 12 человек в смену; 1-инженер, 4 загрузчика реагентов, 2 химика-аналитика, 3 оператора по обслуживанию оборудования и 2 оператора на щите управления.

Результаты этой дезактивации (уровень излучения от парогенераторов снизился в 40—200 раз) были признаны вполне удовлетворительными. Остаточные уровни излучения не превышали 3—8 мбэр/ч [127]. В процессе дезактивации возникли трудности в удалении щелочного перманганата из петли. Часть этого раствора оставалась в импульсных линиях, фланцевых соединениях. Отмывка от раствора перманганата должна производиться более тщательно. Недостатком дезактивации явилось образование 2800 м³ радиоактивных отходов, объем которых в 70 раз превысил объем всех отмываемых петель.

Впервые химическая дезактивация каналных реакторов в целях удаления активированных продуктов коррозии была проведена на блоках Белоярской АЭС.

Для примера рассмотрим дезактивацию реактора АМБ-1 [77]. Дезактивации подвергался весь первый контур, включая активную зону, кроме трубной части испарителей, которые на период промывки отсекали задвижками на паровых и конденсатных линиях. Циркуляцию осуществляли с помощью специально смонтированных промывочных насосов 8НД-В, включенных в дополнительную схему промывки совместно с фильтрами очистки.

Напорную часть дополнительного промывочного контура врезали в напорную линию главных циркуляционных насосов (ГЦН-1А, ГЦН-1Б) между насосом и обратным клапаном, а сливную часть — вместо обратного клапана на напорных линиях ГЦН-1В, ГЦН-1Г. Принципиальная схема дезактивируемого контура изображена на рис. 11.2.

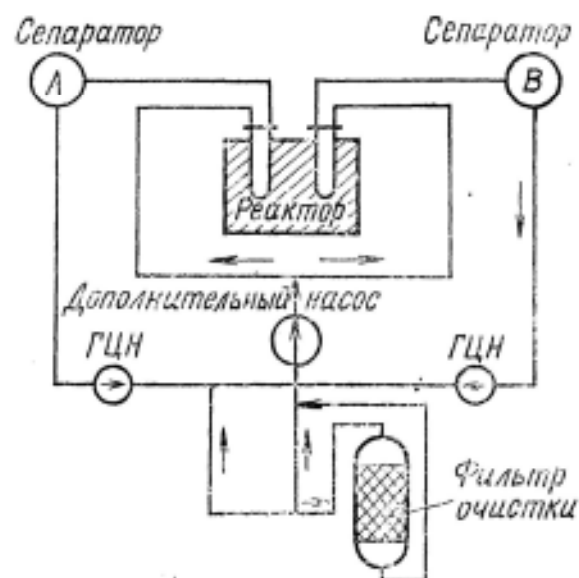


Рис. 11.2. Схема дезактивации первого контура БЛЭС (блок I) [77]

Расход растворов при промывке всего контура (обеих половин А и Б) с подключенными фильтрами очистки составлял 700—800 м³/ч, при этом скорость циркуляции раствора через активную зону реактора равнялась примерно 0,7 м/с. Полный объем промываемого контура 120 м³, общая поверхность 6300 м² (в основном нержавеющая сталь), в том числе: поверхность активной зоны 900 м²; поверхность оборудования из углеродистой стали 120 м².

Дезактивацию проводили двухваннным окислительно-восстановительным методом с попеременным использованием растворов щелочного перманганата и щавелевой кислоты при температуре 90° С (см. табл. 11.1). На заключительной стадии удаления оксалатов двухвалентного железа проводилась промывка раствором щавелевой кислоты с перекисью водорода.

В процессе всей дезактивации кислотные растворы очищались на штатных катионитных фильтрах конденсатоочистки II блока АЭС, загруженных смолой КУ-2. Очистка производилась с целью выведения шлама и улавливания ⁶⁰Со. Расход растворов, направляемых на очистку, составлял 250—350 м³/ч. Эффективность очистки кислотного раствора показана в табл. 11.3. Данные таблицы еще раз подтверждают, что на катионите практически улавливается только ⁶⁰Со.

Таблица 11.3. Коэффициенты очистки от радионуклидов кислотного раствора катионитным фильтром в 3-м цикле дезактивации

Время работы фильтра, мин	Радионуклид			Время работы фильтра, мин	Радионуклид		
	⁶⁰ Со	⁵¹ Cr	⁵⁹ Fe		⁶⁰ Со	⁵¹ Cr	⁵⁹ Fe
10	28	1,5	4,4	90	5,8	1,0	1,5
30	10,5	1,1	1,35	130	3,6	1,0	1,3
60	5,6	1,0	1,25	175	3,2	1,0	1,5

Таблица 11.4. Количество продуктов коррозии, выведенных из первого контура реактора АМБ-1, кг

Цикл дезактивации	Дезактивирующий раствор	Количество продуктов коррозии, кг		
		Железо	Хром	Никель
1	Щелочной	—	3,8	—
	Кислотный	201,6	2,3	4,4
2	Щелочной	—	6,7	—
	Кислотный	64,7	3,1	3,4
3	Щелочной	—	3,8	—
	Кислотный	55,4	4,1	1,2
Всего		321,7	23,8	9,0

Окончательная промывка контура после дезактивации производилась с помощью цепочки последовательно включенных катионитного и анионитного фильтров, загруженных смолами КУ-2 в Н⁺-форме и АВ-17 в ОН⁻-форме соответственно. Данные о количестве продуктов коррозии и деления, выведенном при дезактивации, приведены в табл. 11.4, 11.5.

Внутренние поверхности оборудования и рабочих каналов после дезактивации были практически свободны от отложений.

Коэффициент снижения мощности дозы γ -излучения в помещениях

Таблица 11.5. Количество продуктов деления, выведенных из первого контура реактора АМБ-1, Ки

Цикл дезактивации	Дезактивирующий раствор	^{60}Co	^{51}Cr	^{54}Mn	^{59}Fe	^{60}Co	^{65}Zn
1	Щелочной	0,13	7,5	0,1	Н.О	Н.О	2,0
	Кислотный	1590	50	Н.О	Н.О	Н.О	Н.О
	Водная промывка	38	8,6	Н.О	Н.О	Н.О	0,8
2	Щелочной	80	60	Н.О	Н.О	Н.О	11,4
	Кислотный	275	20	Н.О	0,4	Н.О	Н.О
	Водная промывка	31	35	Н.О	3,3	Н.О	Н.О
3	Щелочной	72	50	7	2,4	10	Н.О
	Кислотный	200	17	Н.О	50	35	Н.О
	Кислотно-перекисная промывка	26	20	4	2,8	5	Н.О
	Водная промывка	25	7,4	1	6,3	Н.О	Н.О
	Всего	2337	275,5	12,1	65,2	50	14,2

Примечание. Н. О — не обнаружено.

оборудования первого контура, достигнутый в результате проведения дезактивации, составил 5—25. Мощность дозы, измеренная непосредственно на оборудовании, снизилась в значительно большей степени: в 50—427 раз. Общая продолжительность дезактивации составила 122 ч, из которых только 100 ч были технологически необходимы.

На проведение процесса израсходовано химических реагентов, кг: щавелевая кислота 6000; щелочь 12 000; перманганат калия 1000; перекись водорода (33%) 80 л. Общий объем отработавших растворов и промывных вод составил 1900 м³.

Таким образом, разработанная и внедренная технология дезактивации контура совместно с активной зоной оказалась эффективной и коррозионно-безопасной по отношению к активной зоне и позволила почти полностью удалить окисные отложения с твэлов и внутренних поверхностей контура, повысить надежность работы испарительных каналов и значительно улучшить радиационную обстановку на блоке.

Практическое применение предложенной технологии с непрерывной очисткой кислотных растворов на катионитных фильтрах приводит к заметному сокращению времени проведения дезактивации и к снижению объемов образующихся ЖРО [77]. Дезактивация реакторов совместно с активной зоной осуществлялась также и на АЭС «Райнсберг».

Первый контур этой АЭС состоит из реактора и трех циркуляционных петель, включающих парогенераторы и циркуляционные насосы. Объем контура 130 м³. Основной материал оборудования — хромоникелевая пержавающая сталь. Материал активной зоны — сплав циркония с ниобием. В 1968 г. было решено проводить дезактивацию реактора совместно с активной зоной и одной петлей. Общая

отмываемая поверхность 3100 м², в том числе поверхность активной зоны 1400 м². Объем промываемой системы 90 м³. В приводах СУЗ имелись детали, изготовленные из хромистых сталей и стеллита, которые обладают пониженной коррозионной стойкостью. Загрязненность радионуклидами внутренних поверхностей контура достигла следующих значений: ⁶⁰Со 7,4·10⁻², ⁵⁴Мп — 2,0·10⁻² Ки/м².

Схема первого контура с дополнительными системами, предназначенными для проведения дезактивации, изображена на рис. 11.3 [36].

Предварительные исследования показали, что дезактивацию целесообразно проводить двухваннным способом. В качестве окислитель-

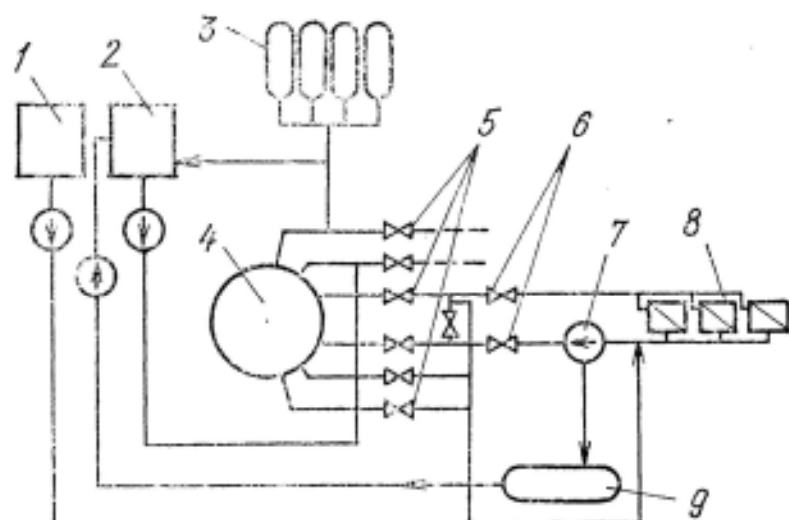


Рис. 11.3. Технологическая схема дезактивации первого контура:

1 — бак реагентов; 2 — испаритель; 3 — компенсатор; 4 — реактор; 5 — главные запорные задвижки; 6 — резервные запорные задвижки; 7 — главный циркуляционный насос; 8 — петли; 9 — бак для сбросных вод

ного раствора использовали щелочной перманганат, а в качестве восстановительного — смесь щавелевой и лимонной кислот (см. табл. 11.1). Дезактивацию проводили непрерывным способом в три стадии, включающие две кислотные промывки с промежуточной щелочной обработкой.

Защита приводов СУЗ, содержащих детали из хромистой стали и стеллита, осуществлялась непрерывной подачей конденсата в качестве блокировочной воды, прокачиваемой через приводы СУЗ.

Подачу исходных дезактивирующих растворов, приготовленных в баке для реагентов, производили во всасывающий трубопровод ГЦН при его работе. Удаление отработавших растворов осуществлялось методом вытеснения, при этом промывку контура вели только после кислотных обработок. Щелочной раствор нейтрализовался в контуре добавлением смеси азотной и щавелевой кислот.

В качестве промывной воды использовали конденсат, получаемый из испарителей, в которые направлялась часть циркулирующих по контуру отработанных дезактивирующих растворов. Общее время дезактивации составило 65 ч, при этом из контура было удалено 66 кг железа, 5,8 кг никеля, 3,1 кг хрома. Удаленная активность в сумме составила 865 Ки, в том числе ⁵¹Cr 616, ⁵⁹Со 48, ⁶⁰Со 162, ⁵⁴Мп 22, ⁵⁹Fe 18.

Мощность дозы от узлов оборудования первого контура снизилась в 5—27 раз. В результате дезактивации получено 960 м³ отходов,

которые затем были упарены до конечных концентратов (солеосодержание 200 — 250 г/л) объемом 6,5 м³. Принятые меры по коррозионной защите органов СУЗ оказались достаточно эффективными [36].

До настоящего времени дезактивации первого контура АЭС «Райнсберг» проводятся регулярно. Результаты одной из последних приведены в табл. 11.6 [28].

В дальнейшем на базе совместных исследований, проведенных специалистами СССР и ГДР, был разработан метод дезактивации первого контура АЭС с реактором ВВЭР-440. Метод проверен на II блоке АЭС «Бруно Лойшнер» в 1978 г. При этом дезактивировался реактор с тремя петлями, но с предварительно удаленными твэлами и демонтированными приводами СУЗ. Дезактивация осуществлялась последовательно вводимыми

растворами перманганата калия и смеси ЭДТА с лимонной кислотой (табл. 11.6). Проведенная дезактивация позволила существенно улучшить радиационную обстановку и облегчить условия проведения ревизии основного оборудования, что привело к сокращению времени простоя блока.

11.7. ПУТИ СОВЕРШЕНСТВОВАНИЯ МЕТОДОВ ДЕЗАКТИВАЦИИ КОНТУРОВ АЭС

Из сказанного выше следует, что основные причины, которые препятствуют более широкому распространению дезактивации контуров АЭС, — опасность коррозионных повреждений основного оборудования, рассчитанного на долговременную непрерывную работу, и образование большого количества ЖРО. В связи с этим совершенствование технологии дезактивации контуров ведется в трех основных направлениях: увеличение эффективности дезактивации; уменьшение вероятности коррозионных повреждений; снижение объема образующихся ЖРО.

Первые два направления тесно связаны между собой, поэтому усилия исследователей направлены на создание рецептур растворов для дезактивации, которые достаточно полно растворяли бы продукты коррозии, не затрагивая при этом основной металл. Важное значение имеет отсутствие влияния растворов на интенсификацию локальных видов коррозии металла, которая может проявляться при последую-

Таблица 11.6. Основные результаты дезактивации первых контуров реакторов типа ВВЭР [28]

Показатель	АЭС «Райнсберг» (с активной зоной) 1979 г.	АЭС «Бруно Лойшнер» (без активной зоны) 1978 г.
Время проведения дезактивации, ч	35	54
Удаленная активность, Ки	291	605
доля продуктов деления, %	25	28
доля продуктов коррозии, %	75	72
Удаленные продукты коррозии, кг, в пересчете на металлы:	33	96
Fe %	78,8	86,5
Cr %	12,1	7,2
Ni %	9,1	6,3
Количество концентратов радиоактивных отходов, м ³	15	17

щей эксплуатации. Кроме того, растворы должны наиболее полно переводить в растворенное состояние коррозионные отложения, содержащие основную массу радионуклидов, и предотвращать ресорбцию их на поверхностях. Для решения этих задач проводится изучение влияния повышения температуры при дезактивации, различных сочетаний химически активных и коррозионно-безопасных растворителей, возможности применения комплексообразователей, ингибиторов коррозии и т. п.

Однако наиболее широко поставлены работы по изысканию путей сокращения объема образующихся ЖРО. Самым простым способом, позволяющим сократить отходы от дезактивации, представляется одновременное упаривание отработавших дезактивирующих растворов и возврат конденсата в контур. Примером может служить дезактивация контура на Нововоронежской АЭС и АЭС «Райнсберг». Однако этот способ является длительным и требует наличия связанных с контуром синхронно работающих выпарных аппаратов производительностью не менее $20 \text{ м}^3/\text{ч}$ (для реакторов типа ВВЭР).

Одним из путей снижения объема ЖРО может быть сокращение числа обработок в каждом цикле и числа циклов дезактивации без уменьшения эффективности процесса. Например, дезактивация на БАЭС [77] проводилась двухваннным способом с трехкратным повторением циклов, т. е. шестью растворами, и осуществлением промежуточных промывок, что приводит к образованию большого количества отходов. Поэтому в последнее время в мировой практике дезактивацию контуров, изготовленных из нержавеющей стали, производят не более чем тремя растворами (1,5 цикла дезактивации) — двумя кислыми и промежуточным щелочным.

Примерно равная эффективность 1,5 и 2 циклов дезактивации двухваннным способом обусловлена тем обстоятельством, что кислая обработка приводит к разрушению рыхлой части отложений, что обеспечивает при последующей щелочной обработке хороший контакт окислительного раствора с плотной окисной пленкой. Отказ от двухваннного способа и проведение однованной обработки позволяет значительно сократить объем образующихся ЖРО, однако применяющиеся растворы не обеспечивают еще требуемой полноты дезактивации, хотя в этом направлении ведутся весьма интенсивные исследования. Однованные методы дезактивации промышленно опробованы на АЭС «Райнсберг» в ГДР [36, 152] и на реакторах типа CANDU в Канаде. Показано, что эффективность дезактивации однованным методом примерно в 3 раза ниже эффективности двухваннной дезактивации. Однако если такую обработку повторять регулярно, через каждые 1—2 года, то эффективность становится достаточной, так как оборудование контура в период между дезактивациями не успевает активироваться в значительной степени. Об этом свидетельствует опыт периодической дезактивации реактора CANDU [152]. На этом реакторе регулярно проводится дезактивация контура однованными композициями с использованием относительно малых концентраций реагирующих веществ, в пределах 1 или нескольких граммов на литр. При такой обработке удаляются только наносные отложения и в основном

сохраняется защитная окисная пленка на металле. Это несколько снижает эффект дезактивации и в то же время не приводит к повышению коррозии в первоначальный период последующей эксплуатации.

Во время дезактивации растворы должны постоянно регенерироваться на ионообменных фильтрах для удаления растворимых продуктов коррозии. Обработка разбавленными растворами может продолжаться до тех пор, пока будет удаляться активность, так как коррозия металла в этих условиях обычно незначительна. Промывка контура ВВЧ не производится, так как все отходы концентрируются на смолах и удаляются вместе с ними. Поэтому объем отходов невелик. Вследствие такой дезактивации при периодическом ее проведении активность контурного оборудования можно поддерживать на относительно невысоком уровне. Такой подход несколько меняет назначение дезактивации, так как она может проводиться не только чтобы улучшить радиационную обстановку перед ревизией или ремонтом, но и чтобы не допустить значительной активации оборудования. Этот опыт используется по АЭС «Райнсберг», где регулярные дезактивации проводятся с 1968 г. [28].

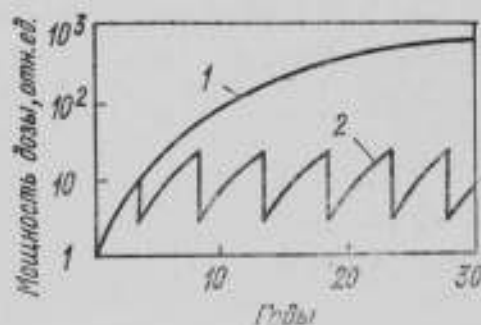


Рис. 11.4. Влияние периодической дезактивации на уровень активации контурного оборудования [152]:

1 — без дезактивации; 2 — периодическая дезактивация

Влияние периодической дезактивации на уровень активации контурного оборудования показано на рис. 11.4.

Наибольшие преимущества однованная дезактивация имеет при использовании термически нестойких реагентов, которые при температуре выше 100°С разлагаются с образованием газообразных продуктов. Такими реагентами являются органические кислоты, гидразин, перекись водорода, ЭДТА и др. В этом случае отпадает необходимость их полного выведения из контура с помощью фильтров. Незначительные остаточные количества реагентов разлагаются при повышении температуры.

Дезактивация с применением щелочного окисляющего раствора, но без пропорционального увеличения объема образующихся ЖРО, возможна при условии перевода (трансформации) одного дезактивирующего раствора в другой без слива его из контура, а путем введения в него необходимых химических реагентов. Так, на АЭС «Райнсберг» раствор щелочного перманганата переводили в кислый восстановительный раствор непосредственным введением в него смеси азотной и щавелевой кислот [36]. Эффективность дезактивации при этом остается такой же, как и при обычном двухванном способе. Перевод кислых растворов в щелочные с помощью такого же приема нежелателен в связи с образованием большого количества радиоактивных осадков гидроокисей тяжелых металлов при повышении pH. Но даже частичная трансформация дезактивирующих растворов позволяет снизить количество ЖРО.

Имеются попытки использовать методы дезактивации без применения химических реагентов. Так, на АЭС «Дуглас-Пойнт» был опробован «циклический» метод дезактивации, сущность которого заключается в определенном сочетании температурного, гидродинамического и окислительно-восстановительного режимов работы контура при выведенной из действия активной зоне [152].

Изменение температуры теплоносителя производилось в диапазоне 50—260 °С; изменение гидродинамики контура — поочередным включением и остановкой циркуляционных насосов; окислительно-восстановительный режим создавался попеременным введением кислорода (до 100 мкг/кг) и водорода (до 5 см³/кг). Воздействие таких «циклов» приводило к увеличению содержания продуктов коррозии в теплоносителе от 0,5 до 50 мг/кг. Очистка теплоносителя производилась на системе фильтров. Результаты проведенной работы показали, что эффективность такой дезактивации невелика ($K_d = 2 \div 3$) и что она применима только к контурам, изготовленным из углеродистой стали и монель-металла.

Итак, в настоящее время для конкретных типов реакторов разработаны эффективные и коррозионно-безопасные способы дезактивации контурных систем, но отдельные технико-экономические показатели этих методов требуют дальнейшего совершенствования.

Глава 12

ДЕЗАКТИВАЦИЯ ОБОРУДОВАНИЯ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИХ КОНТУРОВ

12.1. СПОСОБЫ УДАЛЕНИЯ НАТРИЯ С ПОВЕРХНОСТЕЙ РЕАКТОРНОГО ОБОРУДОВАНИЯ

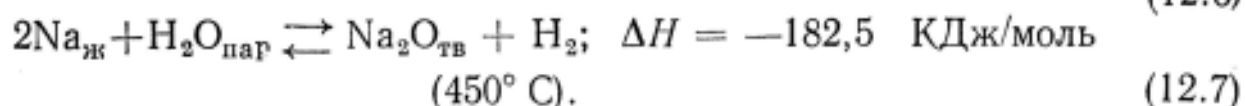
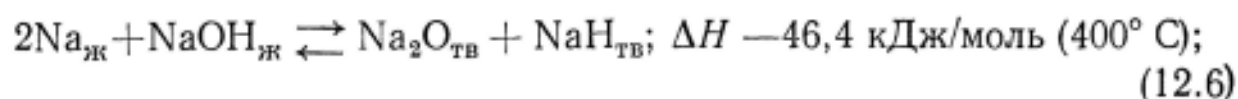
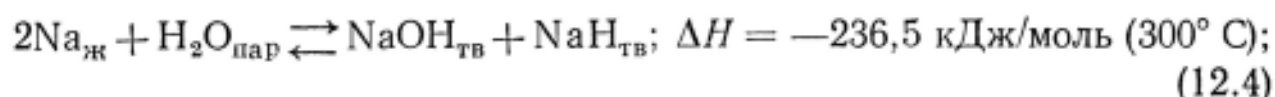
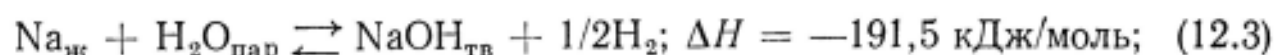
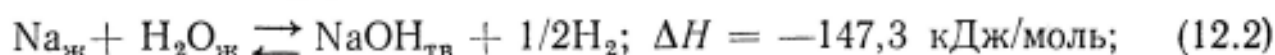
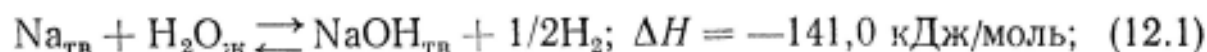
При эксплуатации ЯЭУ с жидкометаллическим теплоносителем и исследовательских петель с циркулирующим Na часто возникает задача демонтажа отдельных узлов, сборок, оборудования в целях их обследования, ремонта или замены. Из реакторного оборудования дезактивации подвергались насосы первого контура, парогенераторы и теплообменники, холодные ловушки, баки для перевозки Na, петли объемом 11 и 35 м³. Много усилий отнимают операции по удалению Na и дезактивации малогабаритных узлов и деталей (механизмы перегрузки и регулирующих стержней, арматура, вентили, датчики и др.).

Безопасность демонтажа оборудования обеспечивается работой в инертной атмосфере. Узлы транспортируют и хранят в атмосфере сухих инертных газов. Демонтируемый узел после стекания Na (при 200—280 °С) охлаждают до комнатной температуры, накрывают полиэтиленовым чехлом, продуваемым аргоном, и герметизируют [71]. Далее узел в чехле переносят в секцию для очистки.

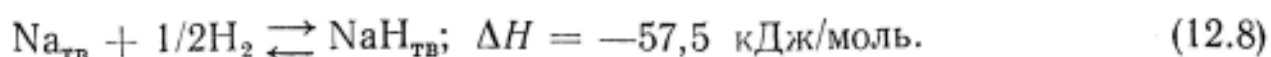
На поверхностях оборудования, работавшего в контакте с Na, обычно остается пленка Na толщиной 0,05—0,5 мм. Кроме того, для некоторых видов оборудования непредусмотрен полный дренаж Na, остаточное количество его может составлять 15—30 кг. Положение осложняется в том случае, если Na содержит радиоактивные загрязнения. Поэтому первой необходимой операцией является удаление остатков Na с поверхностей оборудования. Пренебрежение этой операцией может привести к воспламенению Na, взрывам при контакте с влагой, распространению радиоактивных аэрозолей и к коррозии материалов в результате воздействия на сталь гидроокиси и карбоната Na, образующихся при взаимодействии Na с влагой и CO₂.

При выборе метода удаления радиоактивного Na необходимо учитывать следующие факторы: уровень активности; размеры и сложность конструкции, дальнейшее использование оборудования, коррозионное воздействие на его материал; безопасность и простоту операции, возможность регулирования скорости реакции. Желательно, чтобы реакция была умеренно экзотермической, а образующиеся продукты обладали малой летучестью, высокой температурой воспламенения и достаточной растворимостью в реакционной среде. Расход реагента для удаления Na не должен быть большим, так как это влияет на экономичность метода: состав и объемы образующихся отходов.

Обработка водой. Основной способ удаления Na с поверхности контурного оборудования — обработка водой. Реакция Na с водой протекает с образованием водорода и большим тепловыделением [95, 162], выделяющееся тепло расплавляет Na и реакция ускоряется:

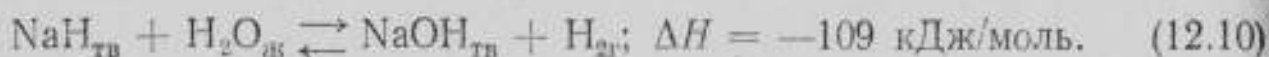
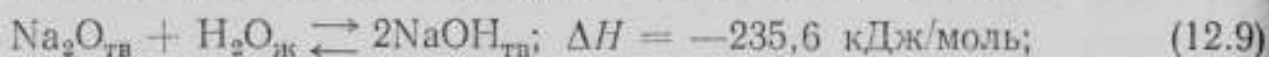


При температуре менее 318° С (температура плавления NaOH) протекают реакции (12.1)—(12.5), при более высокой температуре избыток Na реагирует с NaOH, образуя Na₂O и NaN по реакции (12.6), выше 400° С протекает также реакция (12.7). Выделяющийся водород может взаимодействовать с Na с образованием гидрида:



Соотношение между NaN, Na₂O и NaOH зависит от температуры и количества воды. Обычный состав продуктов взаимодействия боль-

шого количества Na с водой: 50% NaOH, 40% Na₂O, 10% NaN [162]. В присутствии большого количества воды или при растворении в воде смеси указанных выше продуктов протекают реакции:



Таким образом, растворение в воде самого Na, его окиси и гидроксида происходит с большим тепловыделением, растворение NaOH_{ТВ} в воде также сопровождается выделением тепла (42,44 кДж/моль). Конечным продуктом во всех случаях является раствор NaOH.

Вследствие значительного разогрева при реакции с водой Na на воздухе часто загорается; кроме того, возможно образование гремучей смеси, что приводит к взрывам и пожарам, особенно при уничтожении большого количества Na. Поэтому предпринимаются попытки уменьшить скорость реакции Na с водой путем снижения ее активности: используют парогазовые смеси, растворы электролитов, пены. Вместо погружения оборудования в воду применяют струйную обработку, душирование, обработку водяным паром или туманом [71].

Обработка парогазовыми смесями. Наиболее перспективен метод очистки оборудования смесью пара с газом, инертным по отношению к Na (азот, аргон, CO₂) [71, 162]. Вначале оборудование нагревают до 100—110° С в инертной атмосфере для расплавления Na, затем обрабатывают парогазовой смесью, повышая концентрацию влаги от 0 до 100% по мере проведения отмывки, далее оборудование промывают погружением в воду. Этот метод рекомендован для отмывки крупно- и среднегабаритного оборудования. Установлено, что способ эффективен и безопасен при температуре несколько выше температуры плавления Na (100—110° С) и быстром проведении процесса (менее 1 ч). Очистка при 250° С в течение 250 ч приводила к коррозии нержавеющей стали; даже при 150° С через 4 ч наблюдалась небольшая коррозия.

Недостатки способа — длительность операции; неполное удаление Na из узких зазоров и резьбы; возможность коррозии вследствие образования на поверхности горячей NaOH [71].

На реакторе КНК очистку оборудования проводили на специальной установке (рис. 12.1) [71]. Бак для очистки заполняли азотом, нагревали до 100—110° С, продували смесь азота и водяного пара (до 10 кг пара/ч), интенсивность реакции Na с паром контролировалась по количеству водорода (рис. 12.2). Давление в баке не превышало 3,6 МПа. Постепенное увеличение содержания пара показало, что достаточно энергичная реакция начинается при 50%-ном содержании водяного пара. По окончании реакции бак заполняли водой, после промывки детали высушивали нагретым азотом. Продолжительность операции отмывки составляла 10—20 ч, причем большая часть времени затрачивалась на разогрев и просушку оборудования.

Азот и водород сбрасывались в атмосферу через конденсатор, в котором отделялись аэрозоли NaOH и фильтры с активированным углем для улавливания изотопов I. К выходящим газам, содержащим

водород, добавляли $2,5 \cdot 10^5$ м³/ч воздуха для предотвращения образования гремучей смеси.

Обработка паром. Этот способ удобен для очистки больших узлов с простой геометрией. Очистку производят на открытых площадках или в специальных установках [71]. Циркуляционный насос в Даунреэ очищали в герметичной камере, в которую инжектировался пар. Соотношение скорости подачи пара (0,39 кг/мин) и вытяжной вентиляции регулировали так, чтобы концентрация водорода не превышала 1 об.%; кроме того, замкнутые объемы насоса продували азотом. Обработка паром продолжалась в течение 13 ч. В заключение насос промывали паром (0,9 кг/мин), раствором для нейтрализации и водой,

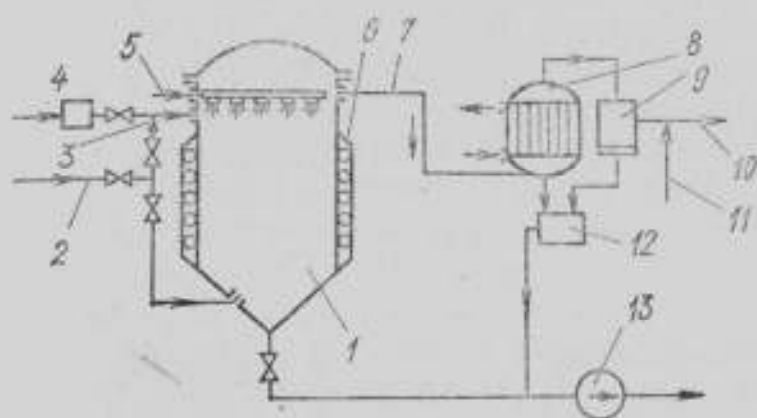
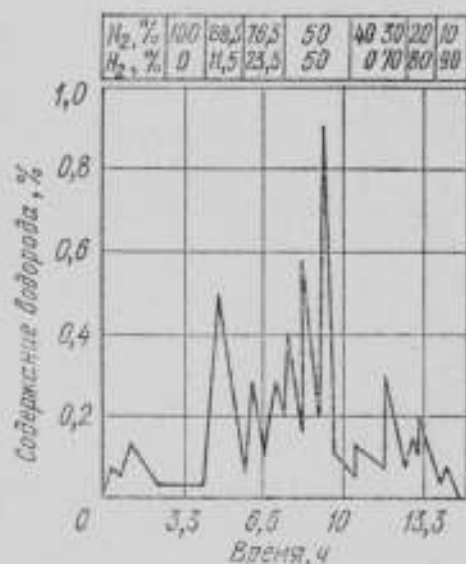


Рис. 12.1. Схема установки для очистки контурного оборудования от натрия и дезактивации [72]:

1 — камера для дезактивации; 2 — подача азота; 3 — подача пара; 4 — генератор пара; 5 — подача воды или дезактивирующего раствора; 6 — электронагреватель; 7 — отвод газа; 8 — конденсатор; 9 — фильтр; 10 — сброс газа; 11 — подача воздуха; 12 — гидрозатвор; 13 — насос откачки жидких отходов

Рис. 12.2. Образование водорода в процессе очистки оборудования от натрия смесью водяного пара и азота [71]



высушивали горячим воздухом. Общий расход пара 432 кг; объем отходов: конденсат 333 л, раствор щелочи 95 л; общее время очистки 16 ч. В некоторых случаях после очистки паром наблюдалось интенсивное коррозионное растрескивание стали под напряжением. Трещины возникали на участках, где температура превышала 150° С, а время контакта с NaOH достигало нескольких суток.

Успешно применяется метод очистки от Na распыленной водой (туманом) [71]. Водяная пыль реагирует с Na с заданной интенсивностью, которая определяется скоростью подачи водяного тумана и температурой. Этот способ имеет ряд преимуществ: очистка проводится при комнатной температуре, что снижает опасность щелочной коррозии; эффективность и производительность очистки высока; количество жидких отходов мало.

Распыление воды производится инертным газом, очистку проводят в специальном сосуде, заполненном инертным газом, после очистки оборудование промывают водой. Этим способом были очищены

натриевый насос, испытательные стенды (11 и 35 м³), парогенераторные модули, полномасштабная модель реактора «Рапсодия» и др.

Очистка пеной растворов. Расход воды и опасность быстрого разогрева снижаются при использовании пенообразующих растворов. Безопасность процесса гарантируется заполнением ячеек пены азотом [71, 159]. В качестве пенообразователя можно применять 5%-ный водный раствор лаурилсульфата Na. Пены рекомендуется применять для очистки трубопроводов.

Очистка растворами электролитов. Скорость реакции Na с водой и соответственно безопасность процесса зависят от активности воды в растворе. Поэтому для растворения Na и сплава Na — K используют концентрированные растворы электролитов, преимущественно щелочей. Установлено, что в растворах NaOH и KOH с концентрацией до 7 и 14 М соответственно скорость растворения Na близка к скорости растворения в воде [56].

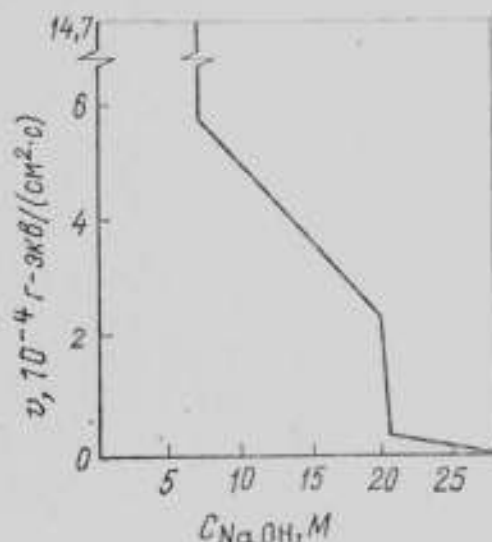


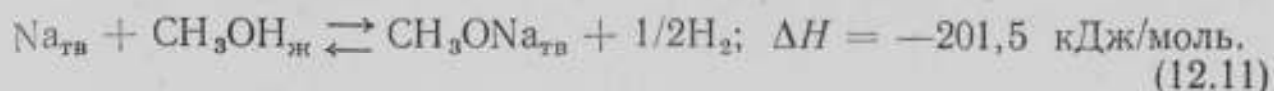
Рис. 12.3. Зависимость скорости растворения натрия от концентрации NaOH [56]

При более высокой концентрации щелочи скорость растворения Na постепенно снижается (рис. 12.3), а в интервале от 20 до 21 М NaOH резко уменьшается (примерно в 12 раз). В целом изменение концентрации NaOH от 7 до 21 М снижает скорость растворения Na почти в 200 раз. Очевидно, вода, связанная ионами гидроксила, реагирует с Na медленнее, а в 21 М NaOH происходит образование квазикристаллических структур.

Для удаления Na с оборудования натриевых контуров предложено использовать 40—55%-ный раствор NaOH [160], в процессе дезактивации добавляют более разбавленные растворы вплоть до чистой воды [71]. Растворение контролируют по выделяющемуся водороду. Для предотвращения возгорания всплывающего Na процесс производят в инертной атмосфере. Однако применение щелочных растворов для удаления Na с контурного оборудования усугубляет проблему щелочной коррозии.

Очистка водно-органическими растворами. Скорость растворения Na в водно-органических растворах уменьшается, так как в этих средах активность воды существенно ниже. Так, в растворе, содержащем равные массовые части воды и диметилформамида, скорость растворения снижается в 20 раз, а в смесях диоксана с водой (1 М Н₂О на 10 М диоксана) — в 1000 раз [160]. В 1 л смеси, содержащей 10 об. % воды, за 15—20 мин растворяется 40 г Na, при этом температура повышается до 95—100° С. Недостатком этого метода является возможность взрывов и возгорания вследствие выделения водорода и присутствия легко воспламеняющихся органических растворителей. Большого распространения этот метод не получил.

Очистка органическими растворителями. Взаимодействие Na со спиртами протекает более спокойно, чем с водой:



К выбору растворителя предъявляют следующие требования: растворитель должен смешиваться с водой, обладать низкой летучестью, быть доступным и дешевым, реагировать с Na спокойно; продукты реакции должны иметь высокую растворимость в воде. Низшие спирты не удовлетворяют этим требованиям, более пригодны смеси различных спиртов и сложные эфиры.

Спирты используют преимущественно для очистки небольших сложных узлов. Это связано как с опасностью воспламенения спирта, так и с трудностями переработки отходов, а также с плохой растворимостью алкоголята Na, осадки которого могут вызвать коррозионное растрескивание сталей под напряжением. Для снижения щелочной коррозии иногда вводят в спирт до 1,5% кислоты. При очистке метанолом, этанолом и их смесями Na перемещается на поверхность спирта, где при соприкосновении с воздухом происходит бурная реакция. При использовании смеси этанол — пропанол растворение протекает медленно, Na не перемещается к поверхности, что делает операцию безопасной [71].

В большинстве случаев при взаимодействии Na со спиртами температура раствора возрастает. Зависимость скорости реакции от температуры позволяет регулировать протекание реакции. Для отвода тепла можно вводить в спирт твердую углекислоту, при этом над поверхностью спирта создается инертная атмосфера. При растворении в смеси спирта и инертной жидкости скорость реакции регулируют добавлением контролируемых количеств спирта.

Детали обрабатывают спиртом в специальном сосуде, который продувают аргоном [71]. Спирт подают в сосуд снизу вверх (примерно 5 л/мин), скорость подачи аргона и спирта регулируют так, чтобы концентрация водорода не превышала 4% по объему. В ходе процесса контролируют скорость потоков спирта, аргона, отходящих газов и температуру. Затем к спирту постепенно добавляют воду (примерно 4 л/ч) до достижения концентрации спирта около 50% по объему. Далее раствор сливают и промывают оборудование водой (95° С) до прекращения ее подщелачивания. Отмывка части перегрузочной машины была осуществлена за 3 сут с трехкратной сменой растворителя (этанола). Насосы и парогенераторы реактора «Энрико Ферми» [71] отмывались от Na этанолом в защитной атмосфере азота. Спирт прокачивался по трубам парогенератора со скоростью 75 л/мин, затем сборка заполнялась спиртом с частичным перезаполнением через 12 ч; через 60 ч спирт сливался, а трубы осушались азотом. После очистки в некоторых местах был обнаружен налет карбоната Na. Насосы отмывали погружением в бак со спиртом с последующим добавлением воды и промывкой раствором органической кислоты. Последующая эксплуатация насосов показала, что очистка не влияет отрицательно на их работоспособность.

Для удаления Na предложено использовать растворитель Дауэнол (бутилцеллозольв, этиленгликоль-н-бутиловый эфир), его смеси с диметилформамидом (9:1), а также этилкарбитол [71, 166]. При комнатной температуре они слабо взаимодействуют с Na, при более высокой температуре с такой же скоростью, как метанол. Бутилцеллозольв реагирует быстрее, при 70° С реакция управляема и протекает спокойно. Этилкарбитол имеет более высокую температуру кипения и воспламенения (202 и 94° С соответственно, у Дауэнола — 171 и 74° С). Эти спирты используют и для удаления сплава Na — K. Так, трубопровод пробоотборника был очищен от сплава Na — K при погружении в Дауэнол на 12 ч [71].

Растворитель СНИМЕС-NR (типа бутилгликоля) использовали для отмывки прижима твэла. В бутилгликоле концентрация Na может достигать 84 г/л, вязкий насыщенный раствор разбавляют этанолом или водой. При 50—60° С скорость растворения Na резко возрастает (до 2,5 г/мин на 1 л растворителя) [71]. Опыт использования подобных растворителей еще не велик, пока этот метод применяли для отмывки хрупких и ответственных узлов и деталей.

Очистка возгонкой. Наименее коррозионно-опасным, хотя и более технически сложным является метод очистки возгонкой Na (вакуумная дистилляция). Этот способ применим для дезактивации мелких узлов. Сборка твэлов была успешно очищена при 538° С в течение 315 ч при давлении 2,66—26,6 Па. При 400° С и 0,133 Па очистка сборки твэлов была проведена за 24 ч, никаких следов Na после очистки на поверхности обнаружено не было. Неоднократная очистка при 426° С и 0,133—0,665 Па в течение 72 ч приводила к образованию корки окислов, которые удалялись при промывке водой [72].

При дезактивации крупных и сложных узлов появляются трудности, вызванные отсутствием надежных технических средств для возгонки Na, а также возможностью неполного удаления Na.

Для очистки твэлов использовали вакуумную дистилляционную печь и бак из нержавеющей стали, снабженный нагревателем [71]. Бак откачивали до 1,33 Па, нагревали до 500° С, процесс испарения Na контролировали по величине вакуума. Испаряющийся Na конденсировался в ловушке при 200° С, остатки Na и масла конденсировались в холодной ловушке при —180° С. Процесс заканчивали по достижении исходного вакуума. Na очищаемых объектах Na был полностью удален, но оставалось небольшое количество окиси Na, которую удаляли влажным газом. На этой установке была очищена серия регулирующих стержней реактора КНК, очистка продолжалась в течение 5 ч, с каждого стержня было удалено около 100 г Na, причем Na был удален даже из глубоких щелей и резьбы. Метод вакуумной дистилляции рекомендован для очистки регулирующих стержней, сборок твэлов, приводов СУЗ и т. п.

Прочие методы. Na и сплав Na — K хорошо растворимы в жидком аммиаке (и низших аминах), но его использование связано с большими техническими трудностями.

В некоторых случаях, например для очистки барабанов из-под Na, использовали сжигание Na с помощью газового пламени с после-

дующей промывкой баков паром и водой [72]. Этот метод непригоден для ценного и хрупкого оборудования.

Для отмывки твэлов и их хранения предложено использовать расплавленный Pb [100]. Na и Na — K спокойно взаимодействуют с расплавленным Pb при 500° С в инертной атмосфере, при этом обеспечивается хороший отвод тепла. После извлечения твэла из свинца на нем остается от 100 до 200 г Pb и продуктов его взаимодействия с Na. При погружении такого твэла в воду, а также на воздухе не наблюдается каких-либо нежелательных явлений. В воде растворяется около 10% продуктов взаимодействия Na с Pb. Свинец пригоден также для хранения негерметичных твэлов, так как в твердом Pb происходит локализация радиоактивных загрязнений.

Предложено удалять Na с твэлов путем погружения их в ванну с эвтектическим расплавом солей, например, смеси NaNO_2 с NaNO_3 и KNO_3 или карбонатов Na, K, Li [158]. Сообщалось об использовании масел, которые эффективно отводят тепло, но при этом наблюдается их радиационное разложение.

12.2. ДЕЗАКТИВАЦИЯ ПЕРВЫХ КОНТУРОВ С НАТРИЕВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

Вследствие наличия на поверхностях оборудования пленки радиоактивного Na толщиной 0,05—0,5 мм уровень радиоактивного загрязнения контурного оборудования часто высок (до 0,5—2,5 Ки/м²), а мощность дозы γ -излучения — 0,25—3 мР/с. Активность поверхностной пленки Na обусловлена ²²Na и активированными примесями (см. гл. 8), а также ¹³⁷Cs, накапливающимся в контуре по мере выгорания ядерного топлива и возрастания количества дефектных твэлов.

Предварительная очистка от Na приводит к частичной дезактивации оборудования. Так, в результате пароводяной обработки удаляются весь ²²Na, 90% ¹³⁴,¹³⁷Cs, 17—30% ⁵⁴Mn [71, 138]. После паровой и водяной отмывки уровнемеров реактора БР-5 активность ¹³⁷Cs на поверхностях снизилась в 10 раз, ¹⁴⁰Ba — ¹⁴⁰La — в 1,5 раза, мощность дозы снизилась в 2—6 раза. С оборудования реактора DFR при водной промывке удалялось до 70% активности. Однако полного удаления активности и отложений при пароводяной обработке не достигается, а мощность дозы γ -излучения не позволяет проводить ремонтные работы. Поэтому дезактивация оборудования жидкометаллических контуров является необходимой операцией.

Радиоактивные отложения жидкометаллических контуров имеют кристаллическую структуру, толщина их достигает нескольких микрометров, они прочно сцеплены с поверхностью [166]. По химическому составу отложения представляют собой смесь элементарных металлов и карбидов с небольшим содержанием окислов. Основные компоненты — металлические Fe, Mn, Co, Ni и карбиды Me_2C_3 (Me — Cr, Fe, Mo).

В горячей части контура радиоактивность отложений обусловлена ⁶⁰Co и ⁵⁴Mn, причем последний проникает в основной металл на глубину до 20 мкм [166]. В холодной части контура загрязнение опре-

деляется в основном ^{54}Mn , проникновение которого в глубь металла не превышает 2—3 мкм. При наличии негерметичных твэлов в отложениях присутствуют ^{137}Cs , ^{140}Ba — ^{140}La , ^{95}Zr — ^{95}Nb .

Для эффективной дезактивации горячей части контура необходимо удаление слоя металла толщиной 19 ± 6 мкм, при дезактивации холодной части достаточно удалить слой толщиной до 3 мкм [166]. Следует отметить, что продукты деления проникают в металл на глубину не более 2—3 мкм.

Большой опыт по дезактивации натриевых контуров накоплен в СССР на исследовательском реакторе БР-5. Для выбора способа дезактивации образцы труб из линий пробоотбора первого контура реактора БР-5 отмывали паром и водой, обрабатывали 0,3%-ным раствором KMnO_4 , 1%-ным раствором щавелевой кислоты и 3%-ным раствором HNO_3 [138]. Пароводяная промывка практически полностью удаляла вместе с остатками Na активность, обусловленную изотопами Cs. После трехкратной обработки растворами KMnO_4 и $\text{H}_2\text{C}_2\text{O}_4$, содержащей 1% H_2O_2 , K_d по α -активности составил 4—43. Обработка HNO_3 дает дополнительный эффект, но ее использование может привести к растворению некоторых деталей, изготовленных из Ni, содержащего 0,005% Co. Вследствие выноса и отложения радиоактивного Co возможно существенное ухудшение радиационной обстановки.

Опытная дезактивация двух петель реактора БР-5 была проведена в 1961 г. при выгрузке и замене активной зоны и в связи с высоким уровнем γ -излучения в помещениях первого контура, препятствующим проведению ремонтных работ [100]. Перед началом дезактивации контур заполняли азотом, а затем обрабатывали паром [(1,3—1,5) · 10⁵ Па, 130° С]. Для предотвращения конденсации пара на холодных поверхностях оборудования контур предварительно прогревали до 150° С газовым и электрическим обогревом. Паровую обработку проводили отдельно по петлям. В кожухах электродвигателей циркуляционных насосов поддерживали давление на (0,1—0,2) · 10⁵ Па выше давления пара, чтобы предотвратить повреждение обмоток электродвигателей; пар подавали непосредственно в баки насосов. Конденсат сбрасывался в сборники промывочных вод. Всего было пропущено 10 т пара, мощность γ -дозы в боксах снизилась примерно в 2 раза, с поверхностей вместе с остатками Na удалена часть изотопов Cs и Zr. Далее для полноты отмывки от Na контур был на сутки заполнен дистиллятом. В воде найдены следующие радионуклиды: ^{137}Cs , ^{95}Zr , ^{59}Fe , $^{58,60}\text{Co}$. Заметного снижения γ -фона в боксах не наблюдалось. Вторичное заполнение дистиллятом и выдержка в течение 6 сут также не привели к снижению γ -фона.

Дальнейшую дезактивацию проводили следующим образом. Центральная труба была отсечена и не дезактивировалась. Внешние участки первого контура промывали 5%-ным раствором HNO_3 , нагретым до 70° С. После выдержки в течение 6 ч и слива кислоты радиоактивность в боксах снизилась в 1,5 раза. Две последующие промывки с выдержками в течение 12 и 6 ч снизили радиоактивность еще в 2 раза [100].

Последовательность дальнейших операций такова: 1) заполнение отдельной петли 0,5%-ным раствором $KMnO_4$, выдержка 24 ч при $70^\circ C$; 2) заполнение раствором состава 5% $HNO_3 + 1\% H_2C_2O_4$, выдержка в течение 3—4 ч при $70^\circ C$; 3) заполнение дистиллятом, выдержка в течение 1 ч, $60-80^\circ C$. Проведено 5 циклов промывки обеих петель, радиоактивность в боксах, определяемая в основном нуклидами ^{137}Cs и ^{95}Zr , существенно снизилась (до 10 мкР/с при исходной мощности дозы порядка 10^3 мкР/с) [100]. Сливной бак первого контура дезактивировали таким же образом. Сушка контура осуществлялась вакуумированием при разогреве оборудования и трубопроводов.

Повторная дезактивация первого контура реактора БР-5 в 1971 г. также была вызвана высокой мощностью дозы γ -излучения от оборудования (до 3000 мкР/с), что явилось следствием негерметичности твэлов в 10 пакетах. На внутренних поверхностях оборудования и трубопроводов была найдена α -активность. Намечавшаяся реконструкция установки и предполагаемый большой объем ремонтных работ обусловили необходимость проведения дезактивации первого контура [138].

Перед дезактивацией пакеты активной зоны были выгружены и заменены холостыми, Na сдренирован в сливной бак, а затем передавлен в хранилище радиоактивного Na. Трубопроводы продуты аргоном, а недренируемые участки отсечены. Пароводяной обработке вначале был подвергнут сливной бак объемом $2,9 m^3$, в котором оставалось около 10 л Na. Перед подачей пара бак был продут аргоном и разогрет до $200^\circ C$. Подача пара производилась снизу, отвод продуктов — через верхний патрубок. Обработка паром (давление пара $1,8 \cdot 10^6 Pa$, $120^\circ C$) продолжалась в течение 5,5 ч, пропущено 2 т пара. Никаких эксцессов не наблюдалось. Мощность γ -излучения на поверхности бака снизилась в 4—5 раз. Максимальная температура достигала $300^\circ C$, стационарная — $160^\circ C$. Далее проводилась паровая обработка трубопроводов, раздельно по ниткам, и центральной трубы, пар подавался в верхние точки первого контура (рис. 12.4), в газовые линии баков циркуляционных насосов и центральной трубы, проходил по коммуникациям, конденсировался и сбрасывался в монтаж спецканализации. Для конденсации продуктов реакции в нижней точке контур подсоединялся к теплообменнику.

В течение 25 ч было пропущено около 5 т пара, мощность дозы γ -излучения снизилась на трубопроводах в 1,7—4,5 раза, на теплообменниках и насосах — в 3,3—6 раз, но активность ^{137}Cs на трубопроводе большой лиры — только на 30%. Активность остальных нуклидов на внутренних поверхностях трубопровода большой лиры снизилась за 4 ч примерно на 50%.

γ -Активность конденсата определялась в основном изотопом ^{137}Cs (табл. 12.1 и 12.2).

Для удаления щелочи после паровой обработки проведена промывка контура заполнением дистиллятом при температуре $60-70^\circ C$ с последующей циркуляцией его одновременно по обеим ниткам и центральной трубе. После водной промывки активность первого контура снизилась в 1,5—3 раза (см. табл. 12.1). Сбросной дистиллят

имел $pH = 10$ и содержал в основном ^{137}Cs и незначительные количества $^{95}\text{Zr} + ^{95}\text{Nb}$, ^{58}Co , ^{54}Mn (табл. 12.2). Одновременно происходила отмывка сливного бака, через который подавался дистиллят, активность на его поверхности снизилась в 5—7 раз и составила 20—30 мкР/с. Далее контур обрабатывали следующим образом: 1) заполнение 0,3%-ным раствором KMnO_4 с температурой 50—60° С, выдержка и циркуляция раствора в течение нескольких часов при 60—70° С; 2) промывка дистиллятом при 50—60° С; 3) заполнение раствором $\text{H}_2\text{C}_2\text{O}_4$ (1—1,5%) с добавкой 1% H_2O_2 при температуре

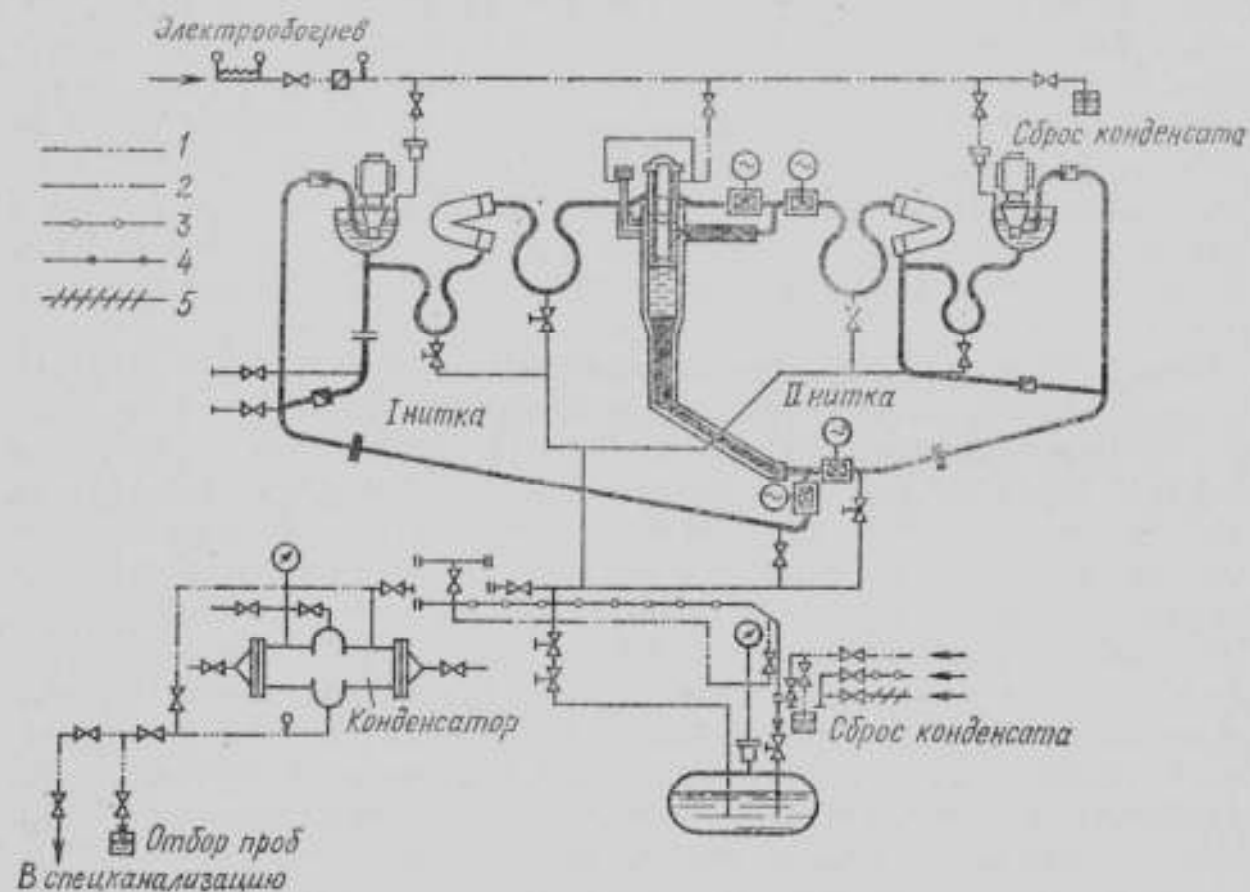


Рис. 12.4. Технологическая схема первого контура реактора БР-5 при дезактивации [138]:

1 — пар; 2 — конденсат; 3 — дистиллят; 4 — вакуум; 5 — сжатый воздух

50—60° С, выдержка и циркуляция раствора в течение 2—4 ч; 4) промывка дистиллятом, 8 циклов, температура 50—60° С.

Контроль за проведением дезактивации осуществлялся с помощью отбора и анализа проб растворов, отбор производился из линии сброса через специальный отвод с вентилем.

Проведено 6 циклов дезактивации, γ -активность трубопроводов снизилась в 2—3 раза, оборудования — в 2—5 раз (см. табл. 12.1). Активность растворов на 60—70% обусловлена ^{137}Cs и ^{54}Mn , на 10—20% — ^{58}Co , на 10% — ^{60}Co (табл. 12.2). При дезактивации наблюдалось интенсивное растворение Fe , Cr , Ni из отложений. Всего удалено 0,05 Ки α -активности (90% ^{234}U , 6—10% $^{239,240}\text{Pu}$), α -активность вымывалась только при кислотной обработке. Остаточное α -загрязнение поверхностей первого контура — $1 \cdot 10^{-8}$ Ки/см².

Таблица 12.1. Изменение мощности дозы γ -излучения, мкР/с, на поверхности трубопроводов и оборудования первого контура при проведении дезактивации реактора БР-5 [138]

Технологическая операция	1-я витка первого контура						2-я витка первого контура							
	Большая антра	Малая антра	Напорный трубопровод	Теплообменник	Вак насоса № 1		Большая антра	Малая антра	Напорный трубопровод	Теплообменник	Вак насоса № 2			
					Сбоку внизу (№1)	Сбоку сверху (А1)					Сбоку внизу	Сбоку сверху	На верхнем фланце	
Контур заполнен	250	260	290	250	500	650	3200	390	390	300	800	1200	3000	3000
На сдrenирован	80	130	75	160	430	600	3000	190	300	235	600	1200	3200	3000
Промывка паром	46	62	70	55	170	200	600	34	70	65	120	200	320	1000
Промывка водой	37	34	32	43	60	60	600	27	37	38	50	95	100	340
Дезактивация: 1-й цикл	21	26	18	31	42	50	350	18	25	17	29	40	48	120
3-й цикл	11	12	14	17	18	25	300	10	13	18	10	20	23	110
5-й цикл	13	15	10	24	18	22	500	10	14	15	18	27	25	100
6-й цикл и 2 водные промывки	12	14	8	21	15	17	370	11	16	15	22	24	19	70
8 циклов водной промывки	12	13	16	18	14	16	210	12	22	18	27	20	21	60

Таблица 12.2. Результаты анализа дезактивирующих растворов и активности на стенках большой лиры при дезактивации первого контура БР-5 (объем раствора за 1 цикл 1,7 м³)

Технологическая операция	В-Активность растворов, Ки/л	Содержание элементов, мг/л			Активность радионуклидов в растворе, отн. %						Активность стенок, мкКи/см ²			Удельная активность, Ки		
		Fe	Cr	Ni	¹³⁷ Cs	¹¹⁴ Zr	¹¹⁵ Nb	⁶⁰ Co	⁵⁴ Mn	¹³⁷ Cs	⁶⁰ Co	⁵⁴ Mn	Удельная активность, Ки			
													$\frac{dA}{dt}$		$\frac{dA}{dt}$	
Обработка паром	1,1 · 10 ⁻³	0,13	0,11	0,25	97,8	0,1	0,5	1,8	0,1	0,3	0,1	0,3	2,5	0,1	4,4	51
Промывка водой	3,8 · 10 ⁻³	0,76	0,4	0,18	97	—	0,8	1,9	—	0,3	—	—	—	—	—	6,5
Промывка раствором KMnO ₄	1,2 · 10 ⁻³	0,15	10,0	0,88	97	0,2	0,9	1,8	0,1	0,35	0,1	0,35	1,8	0,1	4,5	—
Промывка раствором H ₂ C ₂ O ₄ + H ₂ O ₂	6,6 · 10 ⁻³	—	—	—	25,3	2,1	16,8	9,7	7	38,8	—	—	—	0,14	2,7	—
3-й цикл дезактивации	9,3 · 10 ⁻⁴	600	50	6,4	24,4	1,6	8,8	12,5	5,6	47	1,0	47	1,0	0,15	14	—
6-й цикл дезактивации	3,5 · 10 ⁻⁴	174	19	6,4	49,6	0,7	4,3	15	6,1	24,3	0,62	24,3	0,62	0,14	0,92	За 6 циклов — 20
1-я водная промывка	5,3 · 10 ⁻⁵	0,03	—	2,4	19,5	—	—	31,5	16,3	32,6	—	—	—	—	—	—
7-я водная промывка	4 · 10 ⁻⁶	0,04	—	0,2	31,2	—	—	46,8	—	21,9	0,48	21,9	0,48	0,11	0,77	0,4

* E·γ = 0,8 МэВ соответствует сумме радионуклидов ¹¹⁵Nb, ⁶⁰Co, ⁵⁴Mn.

Наибольший дезактивирующий эффект дали три первых цикла дезактивации, снизивших γ -активность трубопроводов в 2—3 раза, теплообменников и насосов — в 3—5 раз. Активность ^{137}Cs , ^{95}Zr , ^{58}Co , ^{54}Mn на стенках большой лиры снизилась в 2 раза, активность ^{60}Co не уменьшилась. Активность стенок первого контура после дезактивации на 97,5% определялась $^{58,60}\text{Co}$, ^{54}Mn и только на 2,5% ^{137}Cs . Восьмикратная водная промывка не изменила γ -активность контура, но в 3—4 раза снизила активность на поверхности сливного бака (до 3—4 мкР/с). После дезактивации контур сушили вакуумированием и разогревом до 150°C в течение 10 сут.

Всего было сброшено примерно 60 м^3 растворов и 78 Ки γ -активности, длительность дезактивации 40 сут. Мощность дозы γ -излучения от первого контура снизилась в 10—20 раз и составила 20—30 мкР/с, что позволило приступить к ремонтным работам.

Таким образом, в настоящее время разработана и испытана на реальном оборудовании технология дезактивации жидкометаллических контуров и отдельных сборок и узлов, позволяющая снизить их γ -активность до уровня, при котором возможно проведение ремонтных работ. Однако недостаточно высокая эффективность дезактивации, ее длительность и трудоемкость, большое количество ЖРО не позволяют считать этот метод оптимальным. Так, использование нейтрального 0,5%-ного раствора KMnO_4 вместо обычно применяющегося щелочного могло повлиять на общую эффективность дезактивации. Поскольку в перспективе развития ядерной энергетики реакторы с теплоносителем натрием занимают существенное место, безусловно необходимыми являются исследования по оптимизации методов дезактивации этих установок.

12.3. ДЕЗАКТИВАЦИЯ СЪЕМНОГО ОБОРУДОВАНИЯ НАТРИЕВЫХ КОНТУРОВ

Для дезактивации съемного оборудования жидкометаллических контуров необходимы такие технические средства, как контейнеры для загрузки и транспортирования оборудования, загрязненного радиоактивным Na; емкость для обработки узлов с целью удаления Na и первичной дезактивации. Установки подобного типа должны быть размещены в камерах-шахтах или за соответствующей защитой.

Дезактивация оборудования реакторов БН-350 и «Рапсодия» производится в камерах-шахтах, снабженных спецвентиляцией, спецканализацией, подачей азота, пара, дистиллята и дезактивирующих растворов, сборником Na, нагревателем (см. рис. 12.1).

Вначале оборудование прогревают до 180°C в инертной атмосфере для выплавления Na, затем обрабатывают паром или парогазовой смесью, промывают водой до нейтральной реакции и дезактивируют.

Для удаления Na и первичной очистки насосов первого контура и теплообменников применяют стенды, подобные изображенному на рис. 12.5. Обработка проводится водой или раствором, распыленным азотом, затем емкость заполняется водой. Для нейтрализации оста-

точной щелочности и дезактивации оборудование промывают 10%-ным раствором H_3PO_4 с добавлением ПАВ [71].

После обработок такого рода на металлических поверхностях оборудования остается коричневая окисная пленка, содержащая радионуклиды. На рис. 12.6 приведены данные по распределению активности вдоль дезактивируемого насоса до и после дезактивации, K_d после пароводяной промывки составляет 1,2—1,5. Обработка раствором H_3PO_4 удаляет 57% активности, в том числе 27% ^{54}Mn . Для полного удаления активности иногда прибегают к удалению остаточного

Na и дезактивации вручную, активность при этих операциях снижается примерно в 2 раза но иногда в 20—100 раз [71].

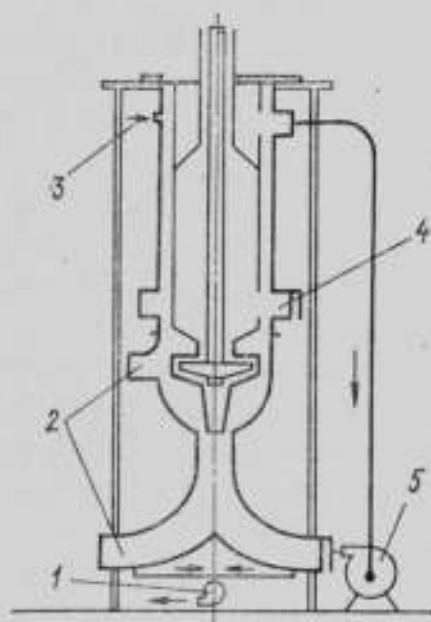
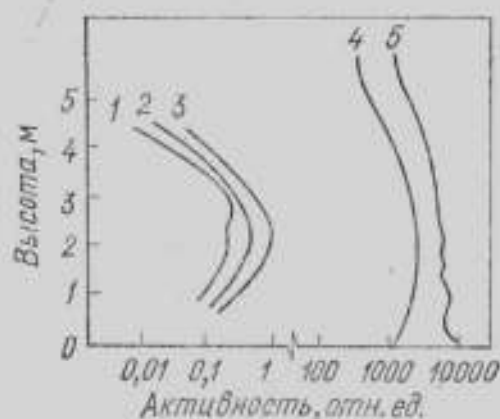


Рис. 12.5. Стенд для удаления натрия из насоса [71]:

1 — насос для откачки; 2 — распылитель азота и воды; 3 — азот; 4 — предохранительный клапан; 5 — воздухоподка

Рис. 12.6. Дезактивация насоса первого контура реактора «Рапсодия» [71]:

1 — активность ^{54}Mn после дезактивации; 2 — активность ^{54}Mn после удаления Na; 3 — суммарная активность после удаления Na; 4 — активность ^{54}Mn до очистки; 5 — суммарная активность до очистки



Для дезактивации оборудования жидкометаллических контуров применяли растворы минеральных и органических кислот. Оборудование реактора DFR после водной промывки обрабатывали холодным 10%-ным раствором HNO_3 , при этом активность снизилась на 27—30%. Кислотная обработка удаляет с поверхностей α -активные нуклиды, а также изотопы Ru, Sr, Ba, Mn.

Образцы из реактора КНК, загрязненные продуктами деления, дезактивировали растворами 1 и 6,3 М HNO_3 ; 5,5 М HCl ; 6,3 М HNO_3 + 0,1 М HF [166]. Оказалось, что ^{137}Cs не полностью удаляется водой и кислотами. ^{54}Mn , ^{60}Co , ^{106}Ru , ^{144}Ce , ^{125}Sb наиболее эффективно удаляются раствором типа «Цитрокс».

Установлено, что раствор состава: 2,5% лимонной кислоты + 2,5% гликолевой кислоты при 70—90° С и в отсутствие в системе кислорода обеспечивает достаточную скорость удаления и дезактивации металла и не приводит к язвенной или межкристаллитной коррозии [166]. Растворение металла линейно зависит от времени обработки, за 48 ч K_d по ^{54}Mn составил 6,9. Низкая концентрация кисло-

рода при дезактивации достигается непрерывным барботированием инертного газа. По окончании обработки сталь пассивируют обдувкой воздухом при 70°C (24 ч), затем промывают водой и высушивают инертным газом. Продолжительность обработки устанавливают с учетом условий эксплуатации оборудования и сенсибилизации металла.

Дезактивация выемной части ГЦН и клапана реактора БН-350 осуществлялась после парогазовой отмывки, снизившей их активность с 3—4 до 0,1—0,2 мкР/с ($K_d = 20 \div 30$) [166]. Дезактивация проводилась двухваннным способом с использованием следующих растворов: 1) 0,5% KMnO_4 , 70°C , 24 ч; 2) 5% $\text{HNO}_3 + 1\% \text{H}_2\text{C}_2\text{O}_4$, 70°C , 3—4 ч; 3) промывка дистиллятом, повторная промывка кислым раствором и дистиллятом. В результате γ -активность оборудования, обусловленная ^{54}Mn , ^{58}Co , ^{65}Zn , снижена до допустимого уровня. Остатки Na в зазорах удалялись спиртом вручную. Хотя при двухванной обработке K_d немного выше, чем при обработке только кислым раствором, но эффективность метода недостаточна для обеспечения радиационно-безопасных условий ремонта, что требует проведения дальнейших работ в этом направлении.

Одной из наиболее сложных проблем является проверка состояния узлов и деталей после дезактивации с целью оценки возможности их повторного использования. В результате очистки и дезактивации может произойти изменение состояния поверхности, что приведет к повышению уровня радиоактивного загрязнения при дальнейшей эксплуатации. Образующаяся при очистке NaOH может быть причиной особенно опасной межкристаллитной коррозии напряженного металла. Влияние дезактивации на дальнейшее поведение конструкционных материалов в Na и на их радиоактивное загрязнение пока не исследовано. Однако опыт дезактивации насосов реактора «Рапсодия» показывает, что каких-либо осложнений при эксплуатации насосов в течение 4 лет после дезактивации не наблюдалось. Уровень радиоактивного загрязнения поверхностей насосов не повышался. Теплообменник, подвергавшийся очистке, после ремонта проработал в течение 3 лет. Обследование, проведенное по истечении этого срока, показало, что явные повреждения или следы коррозии отсутствуют [71].

Особая проблема — очистка и дезактивация холодных ловушек окислов первого контура с натриевым теплоносителем в связи с их высокой γ -активностью и спецификой конструкции. В 1965 и 1969 гг. была проведена дезактивация ХЛ реактора БР-5 [138]. Для снижения уровня γ -излучения ХЛ выдерживались до дезактивации в течение 6—8 лет, после этого мощность γ -излучения составляла 160—280 мкР/с. Вначале из ХЛ был удален Na, затем проведены паровая обработка с отводом продуктов реакции в системы спецвентиляции и спецканализации, водная промывка горячим дистиллятом, промывка 5%-ным раствором азотной кислоты, повторная промывка дистиллятом и сушка. Данные по снижению мощности γ -излучения ХЛ в ходе промывки и режимы обработок приведены в табл. 12.3. Дезактивация снизила мощность γ -излучения ХЛ в 140—320 раз, более высокий коэффициент очистки ХЛ по сравнению с реакторным оборудова-

Таблица 12.3. Дезактивация холодных ловушек первого контура реактора БР-5 [138]

Объект дезактивации	Мощность γ -излучения, мкР/с, и длительность обработки t , ч									
	До регенерации	После дренирования Na	После паровой обработки*		После водной промывки		После кислотной промывки		После водной промывки	
			t	γ	t	γ	t	γ	t	γ
ХЛ № 1, 1965 г.	160	120	100	2,2	50	1,8	20	0,5	30	0,5
ХЛ № 3, 1969 г.	280	300	3	250	4	5,0	3	2,0	3	2,0

* Температура пара в первом случае 130–150° С, во втором 300° С.

нием обусловлен, по-видимому, тем, что основная часть активности в ХЛ связана с оксидами Na, которые растворяются и удаляются легче, чем отложения в контурах. Кроме того, ХЛ эксплуатируют при более низкой температуре и отложения фиксируются менее прочно.

12.4. МЕТОДЫ ОБРАЩЕНИЯ С ОТХОДАМИ НА АЭС С НАТРИЕВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

При замене оборудования и перегрузке топлива, а также при авариях на АЭС с жидким металлическим теплоносителем образуются различные объемы отходов нерадиоактивного и радиоактивного Na. Эти отходы подлежат обезвреживанию (переработке с целью захоронения), так как хранение их связано с радиационной и пожарной опасностью. Для уничтожения Na и других щелочных металлов применяют способы, аналогичные способам удаления Na с оборудования жидкометаллических контуров. В основном используют взаимодействие Na с водой или паром и сжигание Na. Однако взаимодействие большого количества Na с водой является опасной операцией, так как выделяется большое количество водорода и происходит сильный разогрев, возможны (и часто наблюдаются) возгорание и взрывы, образуются аэрозоли. Основная причина взрывов при соприкосновении расплавленного Na с водой — ускоренное (в результате диспергирования Na) выделение тепла и образование водорода, вступающего в реакцию с кислородом. Взрывы наблюдаются при реакции с водой каплей Na массой более 4 г, период индукции около 4 ч. В замкнутом объеме (в адиабатических условиях) максимальные давление ($\sim 3 \times 10^2$ МПа) и температура ($\sim 1400^\circ$ С) достигаются при мольном соотношении Na : H₂O \cong 1 : 1. В присутствии избытка Na его испарение поглощает выделяющееся тепло, снижая температуру реакции примерно до 900° С (при нормальном давлении). При избытке воды тепло расходуется на ее испарение, и температура в зоне реакции не превышает температуры кипения воды при данном давлении.

При 400—450° С преобладают реакции Na с водой, приводящие к образованию окиси и гидроида Na. Мольные соотношения равновесных продуктов реакции таковы [162]:

$$N_{Na_2O} \simeq A; \quad N_{NaN} \simeq 2(A - N_{H_2}); \quad N_{H_2} = P_{дис} V/T, \quad (12.12)$$

где A — число введенных молей воды; $P_{дис}$ — давление диссоциации NaN; V — объем газовой полости.

Технологические решения задачи уничтожения большого количества Na путем взаимодействия с водой направлены на снижение скорости реакции, дозирование Na, контролирование скорости реакции и дистанционное осуществление процесса.

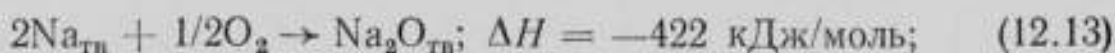
Для уничтожения нерадиоактивного Na разработан ряд устройств. Na сливают в бак до высоты слоя ~ 5 см (8—10 кг на 1 бак) и обрабатывают струей водяного пара или разбрызгиваемой водой. Продукты реакции удаляются через трубы в коллектор, наполненный гравием и песком. Недостаток этой операции заключается в большой длительности и отсутствии обработки жидких и газообразных отходов [71].

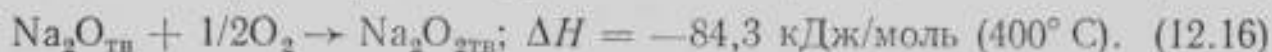
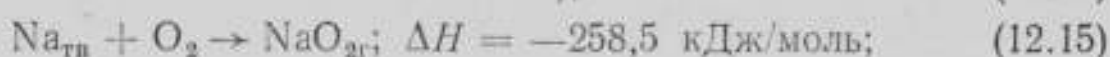
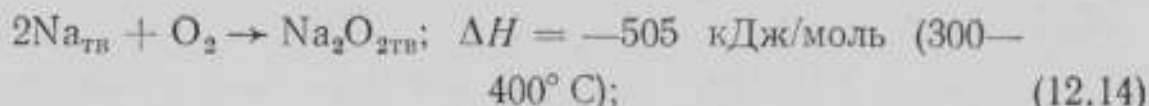
Надежный метод уничтожения остатков Na, Na — K — гашение водой в атмосфере азота. Описан метод подводного уничтожения Na: поток расплавленного Na вместе с азотом вводят через сопло с регулируемой скоростью в большой объем воды на глубине 3 м. За 1 ч можно уничтожить до 225 кг Na без появления заметного дыма над поверхностью воды. Для уничтожения радиоактивного Na этот метод непригоден вследствие образования большого объема жидких отходов.

Безопасный способ уничтожения радиоактивных щелочных металлов заключается во введении расплавленного металла в концентрированный раствор гидроокиси щелочного металла ($\sim 55\%$) [71, 160]. Процесс регулируется режимом подачи Na и изменением концентрации щелочи. Образующаяся 90%-ная щелочь направляется на захоронение, выделяющийся водород разбавляется водяным паром. Например, 208 м³ Na — K, содержащего 16 Ки ¹³⁷Cs и 2 мКи ⁹⁰Sr, обрабатывали 378 л 70%-ной NaOH в реакторе из углеродистой стали. Скорость подачи Na — K — 125 л/ч, температура — 200—220° С. Концентрацию NaOH, равную 70—90%, поддерживали подачей воды со скоростью ~ 255 л/ч. Продукт выводился со скоростью 128 л/ч. Водород сбрасывался через фильтр и сжигался.

Спиртовая обработка Na протекает спокойнее, чем водная, но большого распространения она не получила. Метод пригоден преимущественно для уничтожения малых количеств Na. Радиоактивные продукты коррозии, содержащиеся в Na (⁵¹Cr, ⁵⁴Mn, ^{58,60}Co, ⁶⁵Zn, ¹²⁴Sb), соосаждаются с алкоголем Na, происходит концентрирование активности с фактором 10^2 — 10^3 . Осадок направляют на захоронение [71].

Сжигание Na на воздухе сводится к реакции его с кислородом, протекающей обычно с самовозгоранием при температуре около 230° С:





В присутствии паров воды образуется также NaOH. Перекись Na образуется при избытке кислорода и температуре не выше 650° С. При горении в замкнутом объеме давление и температура зависят от исходного соотношения Na : O₂ и достигают максимальных значений [(5—6) · 10⁵ Па и 2500—3000° С] при мольном отношении, равном 3—4, независимо от количества Na и размеров сосуда. При сгорании на воздухе максимальные температура и давление достигаются через 5—6 с.

Горение натриевого теплоносителя, загрязненного радионуклидами, ведет к образованию аэрозолей, содержащих частицы окиси Na, и соединений Na с некоторыми радионуклидами, например Na¹³¹I. Выход в аэрозоли продуктов активации примесей и продуктов деления в основном невысок: ⁵⁹Fe, ⁶⁰Co — 1—2%, ¹³¹I — 9—12%, ⁹⁰Sr — 3%, ⁹⁵Zr — 1%, ¹⁰⁶Ru — 6,6% [107]. В то же время нуклиды, хорошо растворимые в Na, переходят в аэрозоли в количествах, пропорциональных выносу Na, и в соответствии с их температурой кипения. Выброс окислов Na в аэрозоли составляет 11—15%, ²²Na — 12—15%, ^{110m}Ag — 11—12%, ⁹⁵Zr — 23—30%, ¹³⁷Cs — 52—56%. Выброс и осаждение этих радиоактивных аэрозолей приводят к загрязнению поверхностей оборудования и помещений. Время «полуседиментации» частиц составляет примерно 17 с.

Скорость горения Na в герметичной камере зависит от соотношения Na : O₂ и при [O₂] = 1% составляет 2,1 кг Na/(м²·ч). Чем больше выход окиси Na, тем крупнее частицы и быстрее оседают аэрозоли. Большая часть частиц оседает на полу камеры (0,54—0,67), на стенках оседает 0,26—0,39, в воздухе остается 0,02—0,08 долей частиц. Период «полуседиментации» Na₂O и Na¹³¹I примерно одинаков, но относительный выход при горении различен: 20% Na превращается в аэрозоль Na₂O, в виде Na¹³¹I сублимируется 40% ¹³¹I.

Использование сжигания для уничтожения радиоактивного Na сопряжено с рядом технических трудностей. Сжигание Na должно производиться в герметичной камере, куда подаются воздух (кислород) и жидкое топливо (керосин). Должны быть приняты меры по предотвращению распространения аэрозолей. Однако нет гарантии полноты сгорания Na, возникают трудности с удалением радиоактивных продуктов реакции, процесс радиационно-опасен. Поэтому метод сжигания Na не получил широкого распространения.

Кроме рассмотренных выше способов уничтожения Na, ни один из которых не является полностью удовлетворительным, в последнее время предложены способы, цель которых — перевести металлический Na в такое состояние или соединение, дальнейшие операции с которым были бы безопасны. Так, предложено растворять или сплавлять металлические Na, Na — K с такими инертными металлами, как Pb,

Bi, Sn, Sb, Cd или их сплавами [160]. Показано, что сплавы Na—Pb с содержанием Na, равным 20—25%, активно реагируют с водой; сплавы с содержанием Na ~ 10—15% слабо реагируют, а при содержании Na ≤ 5% практически не взаимодействуют. Признано экономически целесообразным применение сплавов с содержанием Na, равным 10—15%. Полученный сплав можно захоронить как твердый отход или же подвергнуть дальнейшей переработке, например обработать расплавом, содержащим гидроксид или карбонат щелочного металла, в присутствии кислорода (для окисления щелочного металла). Затем солевой расплав отделяют, тяжелый металл возвращают на новую обработку, а солевой расплав обрабатывают паром или смесью пара и CO₂ для превращения окиси Na в гидроксид или карбонат. Реакции протекают с минимальным выделением водорода, а выделяющееся тепло распределяется между несколькими стадиями. Так, 1 ч. Na растворяют в 4 ч. Pb при 400° С, сплав обрабатывают 3 ч. расплава NaOH при 400° С и пропускают 0,4 ч. кислорода. Сплав Pb с 5% Na возвращают в процесс; сплав, содержащий 3 ч. NaOH и 1,4 ч. Na₂O, обрабатывают водяным паром при 400° С [160]. Пригодность этого метода для переработки радиоактивного Na не определена.

12.5. ДЕЗАКТИВАЦИЯ ОБОРУДОВАНИЯ КОНТУРОВ ГАЗООХЛАЖДАЕМЫХ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫХ РЕАКТОРОВ

Несмотря на невысокий уровень радиоактивного загрязнения газовых (гелиевых) контуров высокотемпературных реакторов, дезактивация их связана с некоторыми трудностями. Окисные пленки на поверхностях хромистой и нержавеющей стали, образующиеся при высокой температуре (700—850° С), обладают более высокими защитными свойствами, так как состоят из окислов типа шпинели в смеси с Cr₂O₃. Эти окислы с трудом удаляются при обработке обычными дезактивирующими растворами. Радионуклиды при высокой температуре диффундируют в окисную пленку и далее в металл. Таким образом, для обеспечения высокой эффективности дезактивации необходимо удалять с поверхности оборудования окисные пленки и поверхностные слои металла. Кроме того, методы дезактивации должны обеспечивать удаление отложений, содержащих графит.

При дезактивации газовых контуров имеется ряд технических трудностей: вентили, клапаны и другая арматура не рассчитаны на работу с жидкостями; есть трудности с введением и циркуляцией растворов; отсутствуют баки для хранения жидкостей и т. д. Таким образом, возникает необходимость специальных разработок методов и технологии дезактивации оборудования газовых контуров.

Объем работ, проведенных в этом направлении, пока невелик. В основном исследовали эффективность известных дезактивирующих растворов для дезактивации образцов, загрязненных в лабораторных условиях или в исследовательской петле с He. Образцы загрязнялись в потоке гелия, содержащем ¹³¹I или ¹³⁷Cs, при температуре от 350 до 750° С. Для дезактивации использовали органические растворители, воду, пар, растворы кислот и щелочных реагентов, двухваннный способ. Для удаления ¹³¹I наиболее эффективной оказалась длительная обработка в сильнощелочном ингибированном растворе (pH = 14), содержащем перманганат калия, K_d составляет 10—73. Данные по дезактивации нержавеющей стали от ¹³⁷Cs приведены в табл. 12.4. Результаты дезактивации лабораторных и петлевых образцов близки. В целом при использовании двухваннного способа коэффициенты дезактивации нержавеющей стали от ¹³⁷Cs составляют 25—40.

Образцы ферритной стали в петлевых условиях загрязнялись ¹⁸²Ta, распределявшимся между адгезионной пленкой загрязнений, содержащей графит, и высокотемпературной окисной пленкой стали.

Таблица 12.4. Дезактивация образцов нержавеющей стали, загрязненных ^{137}Cs [130]

Сталь	Условия	Температура загрязнения, °С	Метод дезактивации	Коэффициент дезактивации		
				1-й цикл	2-й цикл	Суммарный
304SS	Лаборатория	700	а) Сильнощелочной раствор, 1 ч, 120° С	18	1,3	23
304SS	Петля	680	б) 10% NaHSO_4 , ингибированный, 1 ч, 65° С	14	2,3	32
321SS		180		9,7	3,4	32
321SS	»	1050	а) Щелочной раствор KMnO_4 , 1 ч, 98° С;	10	1,2	12
321SS	»	360	б) ингибированный раствор цитрата аммония + ПАВ, 1 ч, 90° С	2,3	20	46
304SS	Лаборатория	580		20	1,3	26

K_d в ингибированном щавелево-перекисном растворе и в щелочных растворах KMnO_4 при температуре 63—115° С составляли 1,1—2,6. При использовании ингибированного раствора щавелевой кислоты ($\text{pH} = 1,3$) K_d составляет 4—8 [130]. Имеющихся данных явно недостаточно, чтобы можно было рекомендовать какой-либо метод дезактивации высокотемпературных газовых контуров.

Глава 13

ОБРАЩЕНИЕ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

В процессе эксплуатации АЭС и ЯЭУ образуются жидкие, твердые и газообразные радиоактивные отходы.

Основными источниками жидких отходов служат протечки теплоносителя радиационно-опасных контуров, воды от регенерации ионообменных фильтров, трапные воды, отработавшие растворы после дезактивации оборудования, контуров и производственных помещений, сточные воды санпропускников и спецпрачечных и т. п.

Основными источниками твердых отходов являются различные детали реактора, оборудование и трубопроводы первого и вспомогательных контуров, а также загрязненные приборы, инструменты, фильтры, спецодежда, обувь, теплоизоляция, ветошь и другие предметы.

Основные источники газообразных отходов — газовые выбросы эжекторов турбин для одноконтурных АЭС, сдувочные газы установок переработки отходов, технологические сдувки из систем и оборудования, содержащих радиоактивные среды и т. п.

Организация работ с радиоактивными отходами включает их сбор, транспортирование к месту переработки или захоронения и переработку.

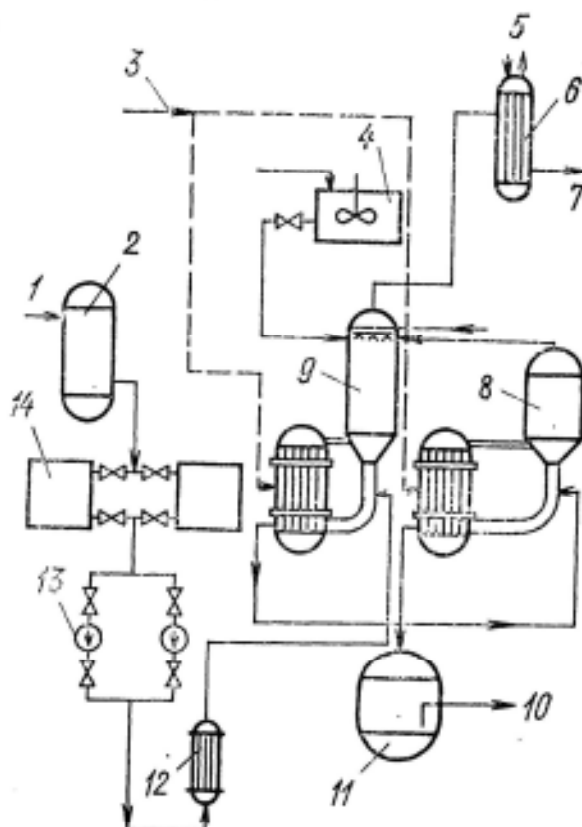
Образующиеся жидкие радиоактивные отходы подразделяют на три группы: высокого, среднего и низкого уровня активности.

Отходы высокого уровня активности — это организованные или случайные протечки теплоносителя первого контура, концентраты радиоактивных отходов, воды от перегрузки фильтров; отходы среднего уровня активности — дренажи, сбросы после дезактивации, трапные воды; теплоноситель третьего контура; отходы низкого уровня активности — воды бассейнов выдержки твэлов, воды санпропускников и спецпрачечных, обмывочные воды и т. п.

Цель всех операций с жидкими отходами высокого и среднего уровня активности: 1) возвращение в производственный цикл очи-

Рис. 13.1. Принципиальная схема очистки жидких радиоактивных отходов на выпарной установке:

1 — исходный раствор; 2 — механический фильтр; 3 — греющий пар; 4 — бак с пеногасителем; 5 — охлаждающая вода; 6 — конденсатор; 7 — слив очищенного конденсата; 8 — доупариватель; 9 — выпарной аппарат; 10 — на отверждение и захоронение; 11 — сборник кубового остатка; 12 — подогреватель; 13 — насос; 14 — бак



щенной воды; 2) концентрирование всей содержащейся в воде активности в виде остатка, имеющего небольшой объем для последующего захоронения.

На АЭС отходы в зависимости от солесодержания и активности собирают в специальные емкости, которые для обеспечения самотечного слива отходов обычно устанавливают на нижних отметках зданий.

Для транспортирования ЖРО к месту переработки или захоронения предусматривается автономная спецканализация, включающая несколько систем в зависимости от характера и степени активности отходов: система сбора технологических сбросов, трапных вод, отходов очистных установок и т. п.

Обработка ЖРО производится чаще всего на ионообменных фильтрах (при малом солесодержании) или в выпарных аппаратах. На рис. 13.1 показана принципиальная схема очистки ЖРО на выпарной установке с доупаривателем [81], предназначенным для получения концентратов с высоким солесодержанием.

Обработку малосолевых радиоактивных вод среднего уровня активности предпочитают производить на ионообменных фильтрах, так как эти установки менее громоздки и проще в эксплуатации. Принципиальная технологическая схема процесса ионного обмена изображена на рис. 13.2 [81]. В схеме предусмотрена также предварительная очистка воды от взвесей на намывных фильтрах.

Воды от дезактивации поверхностей помещений и оборудования, как правило, объединяют с трапными водами, вместе с которыми они направляются на переработку.

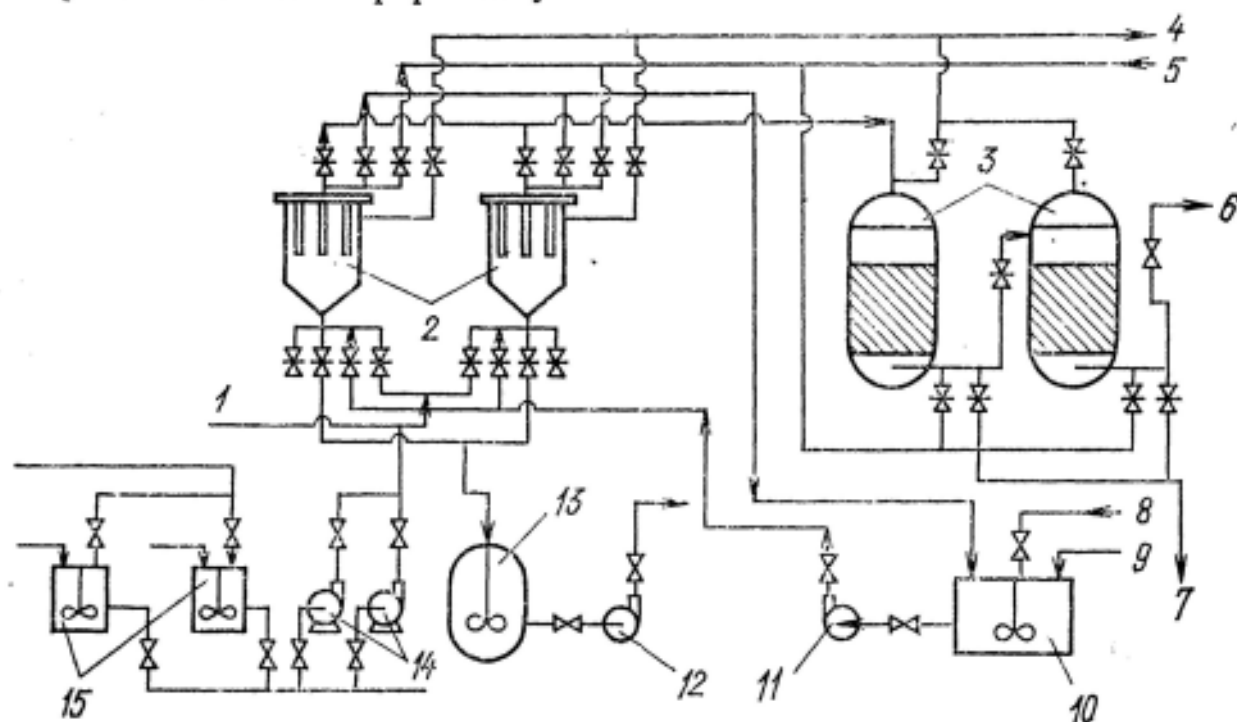


Рис. 13.2. Принципиальная технологическая схема очистки жидких радиоактивных отходов на намывных и ионообменных фильтрах:

1 — исходный раствор; 2 — намывной фильтр; 3 — ионообменные фильтры; 4 — сдвуха; 5 — сжатый воздух; 6 — очищенная вода; 7 — слив; 8 — вода; 9 — фильтрующий порошок; 10 — бак намыва; 11 — насос намыва фильтропорошка; 12 — насос перекачки пульпы в хранилище; 13 — бак приема отработавшей пульпы; 14 — насосы подпитки фильтропорошка; 15 — баки подпитки фильтропорошка

В связи с тем, что при дезактивации первого контура образуется большое количество отработавших растворов, их собирают в имеющиеся емкости для радиоактивных отходов и затем постепенно перерабатывают на установке очистки жидких радиоактивных отходов по существующей на АЭС технологии.

Хранят жидкие отходы высокого уровня активности в специальных емкостях. Принципиальная планировка хранилища таких отходов показана на рис. 13.3 [81]. Емкости, применяемые для хранения кислых высокоактивных отходов, или их облицовку изготавливают из нержавеющей стали, для хранения щелочных — из нержавеющей или углеродистой стали с химически стойким покрытием.

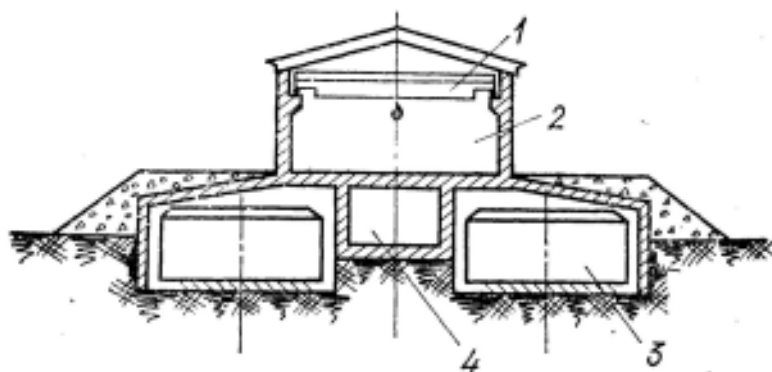
Хранение жидких радиоактивных отходов рассматривают как временную меру. Для окончательного и наиболее безопасного их захоронения жидкие радиоактивные отходы переводят в твердое состояние методами цементирования, битумирования или включения в полимеры (для концентратов среднего уровня активности) и остекловывания

(для концентратов высокого уровня активности). Последний метод находится в стадии разработки и освоения. Разрабатываются и другие методы отверждения и безопасного захоронения концентратов.

Твердые радиоактивные отходы подлежат захоронению в специальных могильниках, причем перед захоронением стремятся уменьшить их объем. Крупные детали реакторной установки перед транспортированием в могильники предварительно могут быть разрезаны на отдельные куски. Мелкие детали реакторной установки и загрязненные инструменты захоранивают без какой-либо подготовки или с предварительным прессованием в компактные блоки. Загрязненную спецодежду и обувь, не подлежащие очистке, желательно сжигать. Однако при сжигании возникает необходимость очистки отходящих газов, что сильно осложняет реализацию этого способа. При

Рис. 13.3. Принципиальная планировка хранилища жидких высокоактивных отходов:

1 — мостовой кран; 2 — монтажный зал; 3 — емкости; 4 — трубный коридор



обработке газообразных выбросов необходима очистка от радиоактивных примесей, после чего возможен их сброс в атмосферу [80].

На АЭС имеются технологические сдвухи, являющиеся источником газообразных радиоактивных отходов, в составе которых имеются РБГ, йод, аэрозоли. Для очистки сдувочных газов применяют ультрафильтры и последующую выдержку в газгольдерах или очистку в адсорбционных установках. Аппаратурное оформление первого метода достаточно громоздко, но технологически несложно. Реализация второго метода требует создания дорогостоящего уникального оборудования.

На рис. 13.4 изображена принципиальная схема очистки газообразных радиоактивных отходов в адсорберах. Газовые сдвухи, имеющие температуру $60-70^{\circ}\text{C}$ и содержащие много влаги, поступают в теплообменник со встроенным влагоудалителем, где охлаждаются до температуры 20°C потоком воды, поступающей от холодильной машины, и направляются на фильтр, заполненный стекловолокном, сорбирующим аэрозоли.

Инертные газы, не вступившие в химическую реакцию, удаляют из газовой смеси путем избирательной адсорбции в основном фильтре-адсорбере. Адсорбер заполнен активированным углем СКТ в зернах. Очищенный воздух воздуходувкой направляется в вентиляционную трубу [91].

Для наиболее эффективного использования сорбента осуществляют глубокую осушку очищаемого газа на цеолитовых фильтрах, а затем, так как эффективность адсорбции тем выше, чем ниже температура очищаемой газовой смеси, последнюю охлаждают до тем-

пературы 12—20° С в основном теплообменнике со встроенным дополнительным влагоотделителем.

Вся система работает под вакуумом, чтобы исключить радиоактивные протечки во внешнюю среду.

Вопросу обращения с радиоактивными отходами АЭС во всем мире уделяется в последние годы очень серьезное внимание. Обобщение

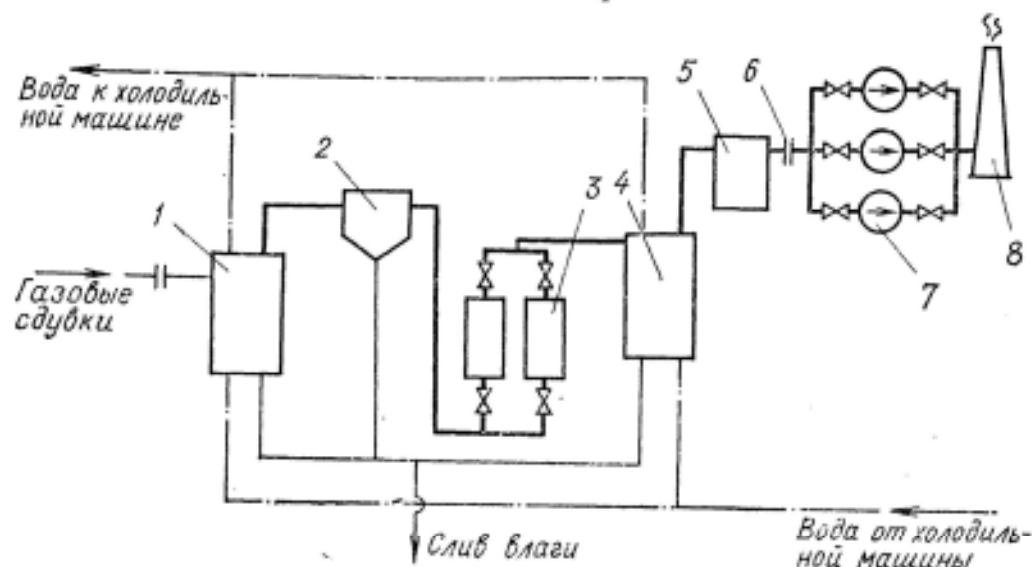


Рис. 13.4. Схема адсорбционной очистки радиоактивных газообразных отходов
1 — теплообменник со встроенным влагоотделителем; 2 — фильтр; 3 — цеолитовый фильтр; 4 — основной теплообменник; 5 — основной фильтр-адсорбер; 6 — расходомер; 7 — воздуходувка; 8 — вентиляционная труба

накопленного опыта позволило создать в рамках МАГАТЭ специальное «Руководство по обращению с отходами на АЭС», освещающее все основные аспекты безопасного обращения с радиоактивными отходами, которыми следует руководствоваться при проектировании, строительстве и эксплуатации АЭС [41, 149].

Глава 14

САНИТАРНО-ГИГИЕНИЧЕСКАЯ ОЦЕНКА, ТЕХНИКА БЕЗОПАСНОСТИ И ЭКОНОМИКА ДЕЗАКТИВАЦИОННЫХ РАБОТ

14.1. САНИТАРНО-ГИГИЕНИЧЕСКАЯ ОЦЕНКА ДЕЗАКТИВАЦИОННЫХ РАБОТ

Для правильного выбора методов и средств дезактивации необходима их всесторонняя санитарно-гигиеническая оценка с точки зрения радиационной безопасности, радиационной и химической гигиены [19].

Гигиеническая оценка включает [21]: изучение условий и характера радиоактивного загрязнения поверхностей; определение эффек-

тивности удаления радиоактивных загрязнений; оценку радиационной обстановки и ее изменений при проведении дезактивации; исследование влияния метода на гигиенические свойства дезактивируемых материалов; токсиколого-гигиеническую оценку используемых химических реагентов и растворов; гигиеническую оценку применяемого оборудования; оценку микроклимата при проведении дезактивационных работ; оценку возможности удаления образующихся при дезактивации отходов.

Дезактивация входит в систему мероприятий радиационной гигиены. Высокая эффективность дезактивации обеспечивает быстрое улучшение радиационной обстановки и снижает дозовые нагрузки персонала. Если дезактивация приводит к разрушению поверхностных слоев дезактивируемого материала и при дальнейшей эксплуатации сорбция радионуклидов на этом материале возрастает, используемый метод непригоден с гигиенической точки зрения. Образование при дезактивации большого количества вредных паров, радиоактивных аэрозолей и т. п. недопустимо. Следует добиваться уменьшения количества радиоактивных отходов и упрощения их сбора и переработки. Все эти факторы необходимо учитывать при разработке и использовании методов дезактивации.

14.2. ТЕХНИКА БЕЗОПАСНОСТИ ДЕЗАКТИВАЦИОННЫХ РАБОТ

Во всех случаях проведения дезактивационных работ необходимо соблюдать требования НРБ—76 и ОСП—72/80 [66].

Радиационную безопасность при проведении дезактивационных работ обеспечивают следующие мероприятия [19]: 1) надежный радиационный контроль до начала и в ходе проведения работ; 2) эффективные меры индивидуальной защиты персонала; 3) исключение разноса радиоактивных загрязнений.

До начала работ следует определить мощность дозы излучения в помещениях, где будут проводиться дезактивационные работы и допустимое время пребывания персонала в данном помещении, а также уровни загрязнения радиоактивными веществами поверхностей и воздуха. По результатам радиационного контроля определяют необходимый объем мероприятий по индивидуальной защите персонала и исключению разноса радиоактивных загрязнений в ходе проведения дезактивационных работ и решают вопрос об удалении образующихся радиоактивных отходов. При высокой мощности ионизирующего излучения, обусловленной короткоживущими радионуклидами, начало работ следует отложить до спада интенсивности излучения.

До начала работ разрабатывают мероприятия, направленные на предупреждение аварийных ситуаций или ликвидацию их последствий.

Персонал, проводящий дезактивационные работы, должен иметь спецодежду повседневного назначения и средства защиты органов дыхания. При высоких уровнях радиоактивного загрязнения используют пленочную спецодежду, дополнительную спецобувь, изолирующего одежку (пневмокостюмы и т. п.) [87]. Для персонала, проводящего дезактивационные работы, обязателен индивидуальный дози-

метрический контроль. Для оценки дозы внешнего облучения применяют индивидуальные гаммы—дозиметры, для определения внутреннего облучения — показания газовых и аэрозольных радиометров.

Для ограничения переноса радиоактивности дезактивационные работы проводят в зоне строгого режима, изолированной от остальных помещений санитарным шлюзом. На границе этой зоны располагают радиометрические установки контроля загрязненности поверхности тела и спецодежды персонала.

Оборудование, подлежащее дезактивации, следует транспортировать в защитных чехлах; все ванны, емкости, камеры, боксы для дезактивации должны быть оборудованы спецвентиляцией с системой фильтров и средствами сбора и хранения радиоактивных отходов.

Необходимо контролировать уровень загрязнения поверхностей помещений, где проводится дезактивация, и наружных поверхностей оборудования до дезактивации. Для уменьшения радиоактивного загрязнения помещений все жидкие и твердые отходы собирают в соответствующие хранилища, обеспечивающие локализацию радиоактивных отходов на территории АЭС.

При дезактивации операции с химическими реагентами должны проводиться в соответствии с инструкциями по осуществлению работ, составленными с учетом требований техники безопасности. При соблюдении инструкций и оснащении рабочих помещений средствами предотвращения и ликвидации возможных выбросов растворов, паров и реагентов проведение дезактивации безопасно с химической точки зрения.

14.3. ЭКОНОМИКА ДЕЗАКТИВАЦИОННЫХ РАБОТ

Основная отличительная особенность ремонта оборудования АЭС— наличие высоких уровней γ -излучения, что ограничивает допустимое время работы персонала и приводит к удорожанию ремонтных работ.

Ранее было показано, что годовая доза облучения обслуживающего персонала на 50—90% определяется проведением ремонтов контурного оборудования АЭС [125]. Поэтому на время выполнения ремонтных работ привлекается дополнительный персонал, что отрицательно сказывается на экономических показателях АЭС. Наиболее рациональным и экономически оправданным выходом на данном этапе развития реакторной техники является своевременное и качественное проведение предремонтной дезактивации. Принципиально все дезактивационные работы на АЭС сводятся к следующим видам.

1. Профилактическая дезактивация поверхностей в зоне обслуживания радиационно-опасного оборудования. Работы выполняют постоянно с тем, чтобы загрязненность поверхностей не превышала допустимых значений. Этот вид дезактивационных работ является составной частью ежедневной гигиенической уборки помещений, стоимость которых незначительна и входит составной частью в затраты на содержание производственных помещений.

2. Дезактивация оборудования и контуров ядерных реакторов перед осмотром или ремонтом проводится периодически и выпол-

няется как предремонтная операция с целью снижения облучения персонала.

Эти работы являются основным типом планируемых дезактивационных работ, из которых дезактивация радиационно-опасных контуров — наиболее сложная и дорогостоящая операция.

3. Ликвидация последствий аварийного загрязнения поверхностей помещений и оборудования. Этот вид работ выполняется при необходимости и заранее не планируется.

Ниже будут рассмотрены экономические аспекты только второго вида дезактивационных работ.

Стоимость дезактивации контурных систем АЭС складывается из следующих основных статей затрат: химические реагенты и материалы; оплата персонала; сбор, переработка и захоронение радиоактивных отходов; обеспечение энергетических потребностей; накладные расходы; затраты, связанные с простоем реактора.

Для примера можно привести расчет затрат на проведение дезактивации первого контура объемом 570 м^3 условного водоохлаждаемого энергетического реактора мощностью 1000 МВт (эл.). Реактор дезактивируют непрерывным способом последовательно двумя растворами: 2%-ным щелочным раствором и 2%-ным кислотным раствором. Промежуточная промывка производится до снижения первоначальной концентрации в 10 раз. Объем образовавшихся отходов — 4500 м^3 . В затратах на проведение дезактивации большой удельный вес имеют убытки, связанные с простоем реактора. Считается, что сутки бездействия реактора такой мощности обходятся в 500—700 тыс. долл. Стоимость дезактивации по статьям затрат составит, тыс. долл.: реагенты (25 т) 30; оплата персонала и накладные расходы 500; радиоактивные отходы 100; потери от простоя блока (5 сут) 2500. Общая стоимость дезактивации 3130 тыс. долл.

По данным другой работы [165], стоимость дезактивации такого же блока обходится в 7 млн. долл., однако при этом дозозатраты снижаются на 583 бэр, что полностью оправдывает дезактивацию.

По данным ГДР, полученным на АЭС «Райнсберг», стоимость дезактивации первого контура, но без учета простоя реактора примерно равна 550 марок/МВт (эл.). Потери от простоя блока составляют 80—90% суммы всех затрат на дезактивацию контура [154].

Ниже приведены соотношения между различными статьями затрат при дезактивации контура на примере АЭС «Райнсберг», %: реагенты 1,3; обеспечение электроэнергией 1,1; оплата персонала 1,0; переработка отходов 1,0; захоронение кубовых остатков 7,4; потери от простоя блока 88,2 [36]. По оценкам отечественных специалистов, полная себестоимость дезактивации двухконтурным методом первого контура АЭС объемом 100 м^3 условного реактора без учета потерь от простоя составит 64,6 тыс. руб., в том числе затраты на реагенты — 11,2 тыс. руб.; проведение дезактивации — 23,4 тыс. руб.; переработку и захоронение отходов — 30 тыс. руб. [91]. -

Несмотря на значительную стоимость, дезактивация радиационно-опасных контуров АЭС является экономически оправданной и позволяет в конечном итоге сэкономить значительные средства. Эконо-

мическая эффективность предремонтной дезактивации определяется в результате сравнения вариантов проведения ремонтов оборудования: с предварительной дезактивацией перед планово-предупредительными ремонтами или без нее. Для определения экономических показателей дезактивации учитывают размеры капитальных вложений и эксплуатационных затрат.

Капитальные вложения в создание участка дезактивации включают затраты на строительные работы, приобретение и монтаж технологического оборудования, приборов, арматуры и должны определяться сметно-финансовыми расчетами на основании перечня установленного оборудования и прейскурантных цен.

Эксплуатационные расходы определяются по системе технико-экономических показателей с учетом следующих статей затрат: химические реагенты и материалы, энергозатраты, заработная плата с начислениями, амортизация, текущий ремонт, переработка и захоронение радиоактивных отходов; далее производится сравнение затрат при ремонте с дезактивацией и без нее, при этом из общей стоимости ремонта выделяются только те составляющие, которые зависят от радиационной обстановки; затраты, связанные с доплатами и льготами рабочим, получившим за непродолжительный срок допустимую годовую дозу облучения; затраты на осуществление санитарно-пропускного режима, обусловленные увеличением численности ремонтного персонала и др. Независимо от радиационной обстановки трудоемкость ремонтных работ является постоянной величиной, поэтому в расчетах ее можно не учитывать.

По методике, предложенной отечественными специалистами, экономическая эффективность проведения дезактивации рассчитывают как разность между затратами, связанными с доплатами и льготами рабочим, получившим допустимую дозу облучения, и полными затратами на проведение дезактивации с последующим ремонтом оборудования [91]. При таком подсчете экономической эффективности дезактивации контуров считают, что эта операция не увеличивает времени простоя энергоблока.

Успешная дезактивация отдельных видов контурного оборудования с последующим ремонтом часто позволяет восстановить и ввести в повторную эксплуатацию такие агрегаты, которые из-за высокого уровня радиоактивной загрязненности не могли быть отремонтированы и подлежали замене. Обычно стоимость восстановительного ремонта с коррекцией рабочих характеристик значительно меньше 25% стоимости приобретения нового оборудования с учетом расходов на дезактивацию. Срок службы восстановленного оборудования такой же, как и вновь установленного.

В работе [91] приведен пример расчета сравнительной экономической эффективности проведения дезактивации съемного оборудования. Приняты исходные данные: трудоемкость ремонтных работ 25 000 чел.-ч; мощность первоначальной экспозиционной дозы, создаваемой оборудованием 120 мкР/с, после дезактивации 5 мкР/с; предельно допустимая доза облучения 5 бэр в год; капитальные вложения в создание установки дезактивации 70 тыс. руб., годовые экс-

плуатационные затраты 100 тыс. руб.; число рабочих 5 человек. Определено, что для выполнения указанного объема ремонтных работ без дезактивации потребуется 720, а после проведения дезактивации — 35 человек, т. е. 30 человек должно быть привлечено дополнительно. В этом случае годовой экономический эффект составит 152 тыс. руб.

Однако при решении вопроса о необходимости дезактивации нельзя руководствоваться только экономическими соображениями. Дезактивация позволяет повысить уровень техники безопасности ремонтных работ и производительность труда, снизить облучение персонала и тем самым уменьшить вероятность профессиональных заболеваний.

В равной степени это относится к дезактивации поверхностей помещений и наружных поверхностей оборудования, экономический эффект которой не определяется. Кроме того, дезактивация является одной из эффективных мер по защите окружающей среды от радиоактивного загрязнения.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Конец XX века ознаменован качественно новым этапом развития ядерной энергетики. Ядерная энергия в настоящее время и в ближайшем будущем является единственной социально и экономически оправданной альтернативой органическому топливу. Реальной перспективой развития ядерной энергетики является ориентация ее на выработку не только электроэнергии, но и технологического и коммунально-бытового тепла. В экологическом отношении ядерная энергетика имеет такие преимущества перед тепловой, как отсутствие крупномасштабных добычи и транспортирования топлива, отчуждения больших земельных площадей, выбросов вредных химических веществ, золы и углекислого газа. В то же время, поступление в атмосферу радиоактивных веществ столь незначительно, что среднегодовая концентрация РАВ к 2000 г. не превысит одной тысячной предельно допустимой.

Ядерное топливо обладает значительно более высокой энергоемкостью, удельный расход его и транспортные издержки ниже, расположение АЭС не зависит от местоположения топливной базы.

Таким образом, как с точки зрения охраны окружающей среды, так и в экономическом аспекте преимущественное развитие ядерной энергетики закономерно.

Программа строительства АЭС в Советском Союзе предусматривает увеличение единичной мощности энергоблоков. Так, намечено и осуществляется повышение электрической мощности серийных водо-водяных корпусных реакторов от 440 до 1000 МВт, кипящих канальных — от 1000 до 1500 МВт. Возрастает мощность АЭС

на быстрых нейтронах — от 350 — 600 до 800 МВт. При этом увеличиваются энергонапряженность активной зоны, поверхность теплоотдачи, расход теплоносителя, что может привести к возрастанию количества коррозионных отложений и уровня их активности. Эти факторы, а также увеличение объемов контуров создают новые сложности для проведения дезактивации. Поскольку эффективность существующих способов дезактивации еще далека от желаемой, дезактивация контуров будет приводить к образованию все более значительных объемов ЖРО. В связи с этим весьма актуальной задачей является разработка способов дезактивации, обеспечивающих более эффективное удаление радиоактивных коррозионных отложений, а также способов, использующих минимальные объемы дезактивирующих растворов и минимальное число циклов обработки, т. е. однованных, трансформирующихся и т. п.

Следует заметить, что повышение эффективности растворения коррозионных отложений и дезактивации является достаточно сложной задачей. Теоретическое обоснование этих процессов еще недостаточно развито и выбор тех или иных способов дезактивации часто имеет эмпирический характер. Очевидно, что лимитирующей стадией этих процессов является химическая реакция растворения окисных отложений, т. е. взаимодействие их с ионами H^+ , протонированными анионами органических кислот и комплексообразователями. Однако закономерности этих реакций не совсем ясны и поэтому не найдено оптимальных путей их ускорения. Возможно, что разработка новых комплексов, достаточно растворимых и способных к быстрому гетерогенному комплексообразованию в слабокислых средах, будет способствовать прогрессу в этом направлении. Селективное растворение (выщелачивание) отдельных компонентов окисных отложений, особенно железа и хрома, может ослаблять кристаллическую решетку окисла и способствовать более быстрому его растворению или эрозии. Заметное ускорение реакции растворения наблюдается при повышении температуры, поэтому желательно проводить дезактивацию при температуре выше $100^\circ C$. Для достижения этой цели и создания эффективного однованного способа дезактивации необходимы термически стойкие комплексоны, хотя, с другой стороны, применение термически нестойких комплексообразователей не требует полного выведения их из контура после дезактивации. Для решения этого альтернативного вопроса необходимы дальнейшие исследования.

Комплексоны и в настоящее время широко используют для дезактивации. Так, растворы, содержащие лимонную или щавелевую кислоту, двунатриевую соль ЭДТА и иногда гидразин, успешно применяли для дезактивации реакторов АЭС Джентили-1, «Райнсберг», II блока БАЭС. Наиболее эффективная дезактивация наблюдается при $150-170^\circ C$. Однованные комплексоновые способы дезактивации уступают по эффективности двухванному, но количество ЖРО уменьшается в несколько раз.

Способ дезактивации с трансформирующимися растворами фактически объединяет черты двухванного и комплексонового спо-

собов дезактивации: вначале производят обработку окислительным раствором при температуре 120—150° С, далее в этот раствор вводят лимонную (щавелевую, азотную) кислоту до разложения $KMnO_4$ и затем Na_2EDTA , обработку продолжают при 120—160° С. Таким образом, дезактивация проводится практически одним объемом раствора, что существенно сокращает объемы ЖРО, при этом эффективность дезактивации сравнима с двухваннным способом. Уменьшению объема ЖРО способствует и очистка растворов в ходе дезактивации с помощью ионообменных фильтров.

Большой интерес представляет опыт периодического введения в теплоноситель первого контура комплексонных композиций в небольших концентрациях (реактор CANDU). Такая обработка приводит к заметному удалению рыхлых коррозионных отложений, но защитные окисные пленки на поверхности стали сохраняются. Удельная активность теплоносителя по изотопам Co, Ce, Fe, Mn и др. повышается в 2—10 раз, но радионуклиды, комплексонаты металлов, продукты их термоллиза и радиоллиза выводятся из теплоносителя на ионитных фильтрах системы байпасной очистки. В целом, уровень радиоактивного загрязнения контурного оборудования заметно снижается, что улучшает радиационную обстановку.

Приведенные примеры иллюстрируют перспективность применения комплексонов для дезактивации контуров ЯЭУ.

Задачу улучшения радиационной обстановки на АЭС решает и применение в качестве конструкционных материалов вновь разработанных безникелевых сталей. При использовании их в реакторостроении содержание в теплоносителе и продуктах коррозии никеля и кобальта резко снижается, что в свою очередь уменьшает образование активированных продуктов коррозии, в особенности ^{60}Co .

Еще одной существенной проблемой ядерной энергетики является замена дорогостоящей и дефицитной нержавеющей стали более дешевой сталью перлитного класса. Особенно важна эта проблема для атомных станций теплоснабжения.

Использование ядерной энергии для получения низкотемпературного тепла — одна из актуальных задач современности. В Советском Союзе большое внимание уделяют разработке атомных станций теплоснабжения — АСТ-300 и АСТ-500 (корпусного водяного реактора с естественной циркуляцией теплоносителя и интегральной компоновкой). Упрощение конструкции и снижение параметров теплоносителя позволяет использовать при изготовлении основного оборудования этих реакторов перлитную сталь. АСТ такого типа экономически выгодны, обеспечивают относительно низкую стоимость вырабатываемого тепла и радиационно безопасны, что позволяет приблизить их к непосредственному потребителю тепла.

Преимущественное использование перлитной стали в реакторах АСТ накладывает определенные ограничения на выбор способа дезактивации вследствие низкой коррозионной стойкости этой ста-

ли. Вероятно, для этого типа реакторов потребуется разработка специального способа дезактивации с использованием комплексонов.

Расширение строительства и эксплуатации реакторов на быстрых нейтронах с жидкометаллическим (натриевым) теплоносителем со всей остротой ставит проблему очистки контурного оборудования от радиоактивного натрия, которую нельзя считать в настоящее время решенной. Сложность задачи связана с пожаро- и взрывоопасностью этой операции и с возможностью щелочного растрескивания стали. Наиболее оптимальным путем решения этой проблемы представляется совмещение операций отмывки оборудования от натрия и дезактивации. Перспективны в этом отношении паро-газовые методы отмывки с последующей промывкой оборудования дезактивирующим раствором (без промежуточной водной промывки). Однако, в связи со спецификой коррозионных отложений в жидкометаллических контурах для разработки технологии дезактивации этих контуров необходимы специальные исследования.

В еще большей мере вышесказанное относится к реакторам с диссоциирующим газовым и с органическим теплоносителями. Применение диссоциирующего теплоносителя $N_2O_4 \rightleftharpoons 2NO_2$ требует высокой коррозионной стойкости конструкционных материалов и отсутствия воды. Доведение разработок подобных реакторов до их промышленной реализации потребует проведения комплекса исследований образующихся продуктов коррозии, характера радиоактивных загрязнений и разработки особых методов дезактивации контурных систем. Основные трудности, вероятно, будут обусловлены выбором дезактивирующей среды, так как возможность использования водных растворов в значительной мере проблематична.

В органическом теплоносителе в процессе эксплуатации происходит образование полимерных и других радиоактивных продуктов, удаление которых, очевидно, будет затруднено.

Весьма перспективным направлением является использование вырабатываемого ядерными реакторами высокотемпературного тепла для осуществления энергоемких химических и металлургических процессов, таких как получение водорода, восстановление железа из его природных соединений, синтез аммиака, производство синтетического топлива. Для решения подобных задач разрабатываются высокотемпературные реакторы, охлаждаемые гелием (ВТГР). Методы дезактиваций систем и оборудования этих реакторов практически еще не разработаны. Основные трудности, очевидно, будут связаны с удалением образующихся отложений, а также с выбором технологически приемлемой дезактивирующей среды. Возможны и технологические затруднения при осуществлении дезактивации вследствие отсутствия в системе газового контура средств перекачки жидких сред.

Наконец, еще один вид энергетики будущего — энергия термоядерного синтеза, промышленное воплощение которой предпола-

гается осуществить в XXI веке. Термоядерные энергетические установки несомненно поставят ряд новых вопросов перед разработчиками методов дезактивации. Высокие нейтронные потоки и температуры, использование новых конструкционных материалов, возможность применения нескольких видов теплоносителей (жидкий литий, расплавы литиевых солей, графито-керамический бланкет, охлаждаемый гелием), присутствие дейтерия и трития — таковы особенности эксплуатации этих установок, создающие большие сложности в решении задачи дезактивации.

Что касается перспектив развития методов дезактивации поверхностей оборудования, помещений, транспортных средств, то они связаны в первую очередь с повышением степени их механизации, снижением затрат труда в радиационно-опасных условиях, а также с профилактикой радиоактивных загрязнений.

Механизация средств дезактивации предполагает сочетание химического, физико-химического и механического воздействия с автоматической подачей дезактивирующей среды на обрабатываемую поверхность, как, например, при дезактивации с помощью гидромониторов, перегретого пара и т. п. Большие перспективы в этом отношении имеет метод электрогидравлического удара, электрохимический, различные модификации струйного и пароэмульсионного методов. Особенно существенна проблема механизации для дезактивации внутренних поверхностей корпусов реакторов типа ВВЭР и бассейнов выдержки твэлов.

Профилактика радиоактивных загрязнений в настоящее время производится с помощью нанесения на поверхности съемных полимерных покрытий: изолирующих, дезактивирующих, локализирующих и др. Разработаны средства нанесения и удаления таких покрытий, основанные на пневматическом и безвоздушном нанесении, механическом и вакуумном удалении. Составы полимерных покрытий разнообразны, но наиболее распространены составы на основе поливинилового спирта, сополимеров винилацетата и др., а также эпоксидные композиции. Разработаны также рецептуры покрытий, пригодные для аэрозольной упаковки.

Прогресс этого направления заключается в разработке более механически, химически и радиационно-стойких покрытий, легко дезактивируемых, а также съемных (наносимых на поверхности перед операцией, связанной с возможностью радиоактивного загрязнения и удаляемых вместе с радиоактивными веществами после завершения операции).

Весьма остро в настоящее время стоит вопрос о защите транспортных контейнеров для перевозки отработавшего ядерного топлива. В периоды загрузки и выгрузки отработавшего топлива контейнер погружается в бассейн выдержки и его поверхность загрязняется радиоактивными веществами. Перед транспортированием наружные поверхности контейнера должны быть очищены от радиоактивных загрязнений, что является достаточно сложной задачей, так как поверхность оребрена.

Для защиты транспортных контейнеров разработаны новые химически- и термостойкие органосиликатные покрытия, обладающие хорошей адгезией к углеродистой стали, а также легкоъемные покрытия, наносимые на органосиликатные перед погружением в бассейн выдержки. Таким образом, задача дезактивации транспортных контейнеров упрощается, однако дезактивируемость покрытий при длительной их эксплуатации может ухудшаться, что, очевидно, потребует новых разработок в этой области.

Наконец, еще одной крупной проблемой ближайшего будущего является консервация и снятие с эксплуатации АЭС. Срок эксплуатации АЭС составляет 30 лет и, таким образом, в 90-е годы нашего столетия этот вопрос потребует конкретного разрешения. Основной задачей будет являться утилизация дефицитных конструкционных материалов, в особенности нержавеющей стали, загрязненных радиоактивными веществами. Для дезактивации металлического лома могут быть применены более жесткие методы дезактивации и более агрессивные среды. В связи с большим объемом утилизируемых металлов и сплавов вероятная технология их переработки представляется следующей: дезактивация поверхностей оборудования (обработка высокотемпературными агрессивными растворами; высокотемпературный обжиг в окислительной среде с последующим удалением окалины; обработка солевыми расплавами); удаление локальных загрязнений, оставшихся после первичной дезактивации (электрохимический метод); резка и переплавка металлических материалов с переводением остаточных радиоактивных загрязнений в шлаки и получением чистого металла. Не исключена возможность, что последняя стадия может стать основным способом переработки загрязненного металлического лома. Консервация оборудования также потребует его предварительной дезактивации и последующей пассивации.

Таковы, в основном, обозримые перспективы проблемы дезактивации в связи с развитием ядерной энергетики на рубеже XX и XXI веков.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Аболмасов Ю. П., Голубчикова И. Г., Самойлова Т. А. О роли ядерных реакций в образовании трития в реакторах ВВЭР. — Атомная энергия, 1977, т. 43, вып. 1, с. 52—54.
2. Абрамзон А. А. Поверхностно-активные вещества. Свойства и применение. — Л.: Химия, 1975.
3. Александров А. П. Атомная энергетика и научно-технический прогресс. — М.: Наука, 1978.
4. Ананьев Е. П. Атомные установки в энергетике. — М.: Атомиздат, 1978.
5. Андреев П. А., Гремиллов Д. И., Федорович Е. Д. Теплообменные аппараты ядерных энергетических установок. — 2-е изд. — Л.: Судостроение, 1969.
6. Антропов Л. И. Теоретическая электрохимия. — 2-е изд. — М.: Высшая школа, 1969.
7. Атомной энергетике XX лет. — М.: Атомиздат, 1974.
8. Африкантов И. И., Митенков Ф. М. Судовые атомные паропроизводящие установки. — Л.: Судостроение, 1965.
9. Балуков Р. В., Ампелогова Н. И. Поведение полония в процессе электрохимического полирования стали. — Радиохимия, 1980, т. 22, № 6, с. 893—897.
10. Бедениг Д. Газоохлаждаемые высокотемпературные реакторы: Пер. с нем. — М.: Атомиздат, 1975.
11. Брусаков В. П. Закономерности выделения вещества на теплопередающих поверхностях под действием термоэлектрических эффектов. — Атомная энергия, 1971, т. 30, вып. 1, с. 10—13.
12. Волькенштейн Ф. Ф. Физико-химия поверхности полупроводников. — М.: Наука, 1973.
13. Воронин Л. М. Особенности эксплуатации и ремонта АЭС. — М.: Энергоиздат, 1981.
14. Воронин Л. М., Волков А. П., Седов В. К. и др. Радиационная безопасность серийных АЭС с ВВЭР-440. — Атомная энергия, 1981, т. 50, вып. 2, с. 99—102.
15. Гедеонов Л. И., Блинов В. А., Степанов А. В. и др. Сбор проб и определение трития в приземном слое воздуха. — В кн.: Симпозиум по наблюдению за окружающей средой вблизи ядерных установок. — Вена, IAEA/SM — 180, 1974, р. 235—241.
16. Герасимов В. В., Касперович А. И., Мартынова О. И. Водный режим атомных электростанций. — М.: Атомиздат, 1976.
17. Голубев Л. И., Илясов В. М., Лурье А. И. и др. Содержание трития в теплоносителе реакторов ВВЭР. — Атомная энергия, 1979, т. 46, вып. 2, с. 79—82.
18. Голубев Л. И., Плотников И. М., Седов В. К. и др. Дезактивация парогенераторов НВАЭС. — Атомная энергия, 1978, т. 44, вып. 5, с. 438—439.
19. Городинский С. М., Гольдштейн Д. С. Дезактивация полимерных материалов. — 2-е изд. — М.: Атомиздат, 1981.
20. Городинский С. М., Гольдштейн Д. С., Вылежнин И. А. Зависимость эффективности дезактивации полимерных материалов от параметров ультразвукового поля. — Медико-технические проблемы индивидуальной защиты человека, 1969. — Вып. 2, с. 142—156.

21. Городинский С. М., Гольдштейн Д. С., Фадеев П. Е. Принципы гигиенической оценки методов дезактивации поверхностей. — Гигиена и санитария, 1970, № 2, с. 45—48.
22. ГОСТ 9.025-74. Единая система защиты от коррозии и старения. Покрытия лакокрасочные.
23. ГОСТ 20.286-74. Радиоактивные загрязнения и дезактивация.
24. Грилихес С. Я. Обезжиривание, травление и полирование металлов/ Под ред. П. М. Вячеславова. — 4-е изд. — Л.: Машиностроение, 1977.
25. Груздев Н. И., Иванов Г. А., Богуславский В. Б. Поведение активных продуктов коррозии в системе кипящего энергетического реактора канального типа одноконтурной АЭС. — Теплоэнергетика, 1977, № 1, с. 70—71.
26. Гуревич Д. Ф., Ширяев В. В., Пайкин И. Х., Гольдштейн И. М. Арматура ядерных энергетических установок. — М.: Атомиздат, 1978.
27. Гусев Н. Г., Дмитриев П. П. Квантовое излучение радиоактивных нуклидов: Справочник. — М.: Атомиздат, 1977.
28. Доклады совещания специалистов по дезактивации АЭС. — ГДР СЭВ, 1979.
29. Дорошук В. Е. Ядерные реакторы на электростанциях. — М.: Атомиздат, 1977.
30. Дятлова Н. И., Темкина В. Я., Колпакова И. Д. Комплексоны. — М.: Химия, 1970.
31. Егоров Ю. В. Статика сорбции микрокомпонентов оксигидратами. — М.: Атомиздат, 1975.
32. Зимон А. Д. Адгезия пыли и порошков. — М.: Химия, 1967.
33. Зимон А. Д. Дезактивация. — М.: Атомиздат, 1975.
34. Извеков В. И., Горбунов Н. С. Радиометрия диффузии в металлических соединениях. — М.: Наука, 1969.
35. Инженерный расчет защиты атомных электростанций/ Под ред. А. П. Веселкина, Ю. А. Егорова. — М.: Атомиздат, 1976.
36. Исследования в области обезвреживания радиоактивных отходов и дезактивации загрязненных поверхностей. Т.2. — Варшава: СЭВ, 1973.
37. Исследования в области обезвреживания радиоактивных отходов и дезактивации загрязненных поверхностей. — М.: Атомиздат, 1978. — Вып. 4.
38. Кабачник М. И., Ластовский Р. П., Медведь Т. Я. и др. О комплексообразующих свойствах оксиэтилидендифосфоновой кислоты в водных растворах. — Докл. АН СССР, 1967, т. 177, с. 582—585.
39. Канаев А. А., Ратников Е. Ф., Копп И. З. Термодинамические циклы, схемы и энергооборудование атомных электростанций. — М.: Атомиздат, 1976.
40. Келлер О. К., Кратыш Г. С., Лубяницкий Г. Д. Ультразвуковая очистка. — Л.: Машиностроение, 1977.
41. Кондратьев А. Н. Совещание экспертов МАГАТЭ по обращению с отходами на АЭС. — Атомная энергия, 1977, т. 43, вып. 2, с. 144—146.
42. Коррозия конструкционных материалов водоохлаждаемых реакторов/ Под ред. В. П. Погодина. — М.: Атомиздат, 1965.
43. Корсаков В. С., Выговский В. Ф., Михан В. И. Технология реакторостроения. — М.: Атомиздат, 1977.
44. Корякин Ю. И. Состояние и проблемы развития ядерной энергетики по материалам МИРЭК Х. — Теплоэнергетика, 1978, № 4, с. 3—8.
45. Коэн П. Технология воды энергетических реакторов: Пер. с англ. — М.: Атомиздат, 1973.
46. Крестов Г. А., Шорманов В. А., Пименова Н. И. Кинетическое исследование растворения $\alpha\text{-Fe}_2\text{O}_3$ в водных растворах минеральных кислот. — Химия и химич. технология, 1973, т. 16, № 3, с. 377—383.
47. Кристал М. А. Механизм диффузии в железных сплавах. — М.: Металлургия, 1972.
48. Круглов А. К. Атомная наука и техника — народному хозяйству страны. — Атомная энергия, 1981, т. 50, вып. 2, с. 76—87.
49. Крутиков П. Г., Седов В. М. Водно-химические режимы в период пуска АЭС. — М.: Энергоиздат, 1981.
50. Лангеккер К., Граупе Х. Третий в реакторах с водой под давлением. — В кн.: Водные режимы водно-водяных реакторов, — Берлин: СЭВ, 1972.

51. Ластман Б. Радиационные явления в двуокиси урана: — Пер. с англ. — М.: Атомиздат, 1964.
52. Лейпунский А. И., Казачковский О. Д., Митенков Ф. М. и др. Опыт проектирования и эксплуатации быстрых реакторов в СССР. — Атомная энергия, 1971, т. 31, вып. 4, с. 344—347.
53. Лейпунский А. И., Орлов В. В., Пинхасик М. С. и др. Опыт эксплуатации реактора БР-5. — Атомная энергия, 1967, т. 23, вып. 6, с. 503—507.
54. Липкин Я. Н., Штанько В. М. Химическая и электрохимическая обработка стальных труб. — М.: Металлургия, 1974.
55. Мацкевич Г. В., Клементьева Е. М., Плотников И. М. и др. Исследование очистки продувочной воды реактора НВАЭС на стендовой установке. — Теплоэнергетика, 1969, № 9, с. 11—14.
56. Мискинова Т. А., Семиренко Л. Г., Надеинский Б. П. О процессе растворения металлического натрия в водных растворах электролитов. — Журн. физ. химии, 1972, т. 46, № 4, с. 42—45.
57. Митенков Ф. И., Черномордик Е. Н., Кошкин Ю. Н. и др. Насосы энергетических установок с реакторами БН-350 и БОР-60. — В кн.: Обмен накопленным опытом по созданию и освоению установок с быстрыми реакторами на основе реактора БОР-60. — Димитровград: СЭВ, 1973, с. 43—64.
58. Морозова И. К., Громова А. И., Герасимов В. В. и др. Вынос и отложение продуктов коррозии реакторных материалов. — М.: Атомиздат, 1975.
59. Морохов И. Д. 20 лет Международному агентству по атомной энергии. — Атомная энергия, 1977, т. 44, вып. 2, с. 110—117.
60. Назаренко В. А., Антонович В. П., Невская Е. М. Гидролиз ионов металлов в разбавленных растворах. — М.: Атомиздат, 1979.
61. Нассонов П. М., Титова К. И. Кинетика десорбции ионов с металлов, имеющих равномерную неоднородность поверхности. — В кн.: Адсорбция и двойной слой в электрохимии. — М.: Наука, 1972, с. 255—264.
62. Невзоров Б. А. Коррозия конструкционных материалов в натрии. — М.: Атомиздат, 1968.
63. Никитин В. И. Физико-химические явления при воздействии жидких металлов на твердые. — М.: Атомиздат, 1967.
64. Новаковский В. М. Обоснование и начальные элементы электрохимической теории растворения окислов и пассивных металлов. — В кн.: Коррозия и защита металлов от коррозии. — М.: ВИНТИ, 1973. — т. 2, с. 5—21.
65. Новиков А. И. О химизме соосаждения малых количеств элементов с гидратированными окислами. — В кн.: Соосаждение с гидратированными окислами. — Душанбе; Тадж. гос. ун-т, 1972. — Вып. 1, с. 5—42.
66. Нормы радиационной безопасности НРБ-76 и Основные санитарные правила работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений ОСП-72/80. — М.: Энергоиздат, 1981.
67. Овчинников Ф. Я., Воронин Л. М., Голубев Л. И. и др. Эксплуатация реакторных установок Нововоронежской АЭС. — М.: Атомиздат, 1972.
68. Окисление металлов/Под ред. Ж. Бенара. — М.: Металлургия, 1968. Т. 1.
69. Оксредметрия/ Под ред. Б. П. Никольского, В. В. Пальчевского. — Л.: Химия, 1975.
70. Опыт эксплуатации АЭС и пути дальнейшего развития атомной энергетики. — Обнинск: ГКАЭ, 1974. Т. 1.
71. Очистка узлов от натрия и радиоактивности: Пер. с англ. — М.: Атомиздат, 1974. Вып. 1—3.
72. Пахолков В. С., Бочкарев В. М. Сорбция радионуклидов гранулированной гидроокисью железа. — Радиохимия, 1980, т. 22, № 1, с. 25—29.
73. Петросьянц А. М. Атомная энергетика. — М.: Атомиздат, 1976.
74. Петросьянц А. М. Проблемы атомной науки и техники. — 4-е изд. — М.: Атомиздат, 1979.
75. Поликарпов В. И., Филонов В. С., Чубакова В. С., Юзвук Н. Н. Контроль герметичности твэлов. — М.: Атомиздат, 1962.
76. Правила устройства и безопасной эксплуатации оборудования АЭС, опытных и исследовательских ядерных реакторов и установок. — М.: Металлургия, 1973.

77. Радиационная безопасность и защита АЭС. — М.: Атомиздат, 1977. — Вып. 3.
78. Робев С., Сумерска Т., Тодоров С. Методы пленочной деkontаминации радиоактивно загрязненных поверхностей. — In: Practices in the Treatment of low and intermediate — level radioactive wastes. — Vienna, IAEA, 1966, p. 751—756.
79. Розенфельд И. Л. Ингибиторы коррозии. — М.: Химия, 1977.
80. Седов В. М. Перспективы развития радиохимической технологии ядерной энергетики. — В кн.: Исследования по химии, технологии и применению радиоактивных веществ. — Л.: ЛТИ им. Ленсовета, 1978, с. 3—27.
81. Седов В. М. Технология переработки жидких радиоактивных отходов. Конспект лекций. — Л.: ЛТИ им. Ленсовета, 1978.
82. Седов В. М., Константинов Е. А., Крутиков П. Г. и др. Исследование образования продуктов коррозии в основных технологических системах АЭС с РБМК-1000 в процессе эксплуатации. — Атомная энергия, 1979, т. 46, вып. 1, с. 23—28.
83. Седов В. М., Константинов Е. А., Филиппов Е. М. Использование перекиси водорода для растворения оксалатных отложений, образующихся при дезактивации энергетических установок щавелевокислыми растворами. — В кн.: Исследования по химии, технологии и применению радиоактивных веществ. — Л.: ЛТИ им. Ленсовета, 1978, с. 65—75.
84. Седов В. М., Симановский Ю. М., Смирнов В. В. и др. Дезактивация оборудования и помещений, загрязняемых при эксплуатации АЭУ с водным теплоносителем. — In: Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1971. — Vienna, IAEA, 1972, v. 2, p. 215—231.
85. Седов В. М., Текстер Е. Н., Доильницын В. А. и др. Исследование процессов растворения окислов железа в композиции на основе трилона. — В кн.: Исследования по химии, технологии и применению радиоактивных веществ. — Л.: ЛТИ им. Ленсовета, 1977, с. 8—17.
86. Селинов И. П. Изотопы: Справочные таблицы в 3-томах. — М.: Наука, 1970.
87. Сивинцев Ю. В. Радиационная безопасность на ядерных реакторах. — М.: Атомиздат, 1967.
88. Сидоренко В. А. Вопросы безопасной работы реакторов ВВЭР. — М.: Атомиздат, 1977.
89. Синев Н. М., Удовиченко П. М. Бессальниковые водяные насосы. — Изд. 2-е. — М.: Атомиздат, 1972.
90. Скорчелетти В. В. Теоретические основы коррозии металлов. — Л.: Химия, 1973.
91. Совершенствование методов и средств предотвращения радиоактивного загрязнения и дезактивации оборудования АЭС, исследовательских центров и установок по переработке ядерного горючего. — М.: СЭВ, 1975.
92. Справочник химика/ Под ред. Б. П. Никольского. — 2-е изд. — М.—Л.: Химия, 1965. — Т.3.
93. Спринг С. Очистка поверхности металлов: Пер. с англ./Под ред. О. И. Бабинова. — М.: Мир, 1966.
94. Старик И. Е. Основы радиохимии. — 2-е изд. — Л.: Наука, 1969.
95. Субботин В. И., Ивановский М. К., Арнольдов М. Н. Физико-химические основы применения жидкометаллических теплоносителей. — М.: Атомиздат 1970.
96. Судовые ядерные энергетические установки/ Под ред. В. А. Кузнецова. — М.: Атомиздат, 1976.
97. Сыркус Н. П., Старизный Е. С., Рудой В. А. и др. Радиационная технология и комплексные энергохимические производства. — М.: Атомиздат, 1980.
98. Таблицы физических величин/ Под ред. акад. И. К. Кикоина. — М.: Атомиздат, 1976.
99. Тагер А. А. Физико-химия полимеров. — М.: Госхимиздат, 1963.
100. Технические проблемы реакторов на быстрых нейтронах/ Под ред. Ю. Е. Багдасарова. — М.: Атомиздат, 1969.
101. Тихомиров В. К. Пены. Теория и практика их получения и разрушения. — М.: Химия, 1975.

102. **Туфанов Д. Г.** Коррозионная стойкость нержавеющей сталей. — М.: Металлургия, 1969.
103. **Уринцев Я. С.** Радиационное облучение персонала при ремонте и обслуживании зарубежных АЭС. — Энергохозяйство за рубежом, 1977, № 4, с. 7—14.
104. **Фридрихсберг Д. А.** Курс коллоидной химии. — Л.: Химия, 1974.
105. **Хауффе К.** Реакции в твердых телах и на их поверхности: Пер. с нем. — М.: Изд-во иностр. лит., 1962. — Ч. 1.
106. **Химические очистки теплоэнергетического оборудования** /Под ред. Т.Х. Маргуловой. — М.: Энергия, 1969, с. 10—45, 121—147; 1978, вып. 2, с. 152—161.
107. **Чечеткин Ю. В., Кобзарь И. Г., Позняк Г. И.** Вынос примесей с продуктами горения натрия. — Атомная энергия, 1973, т. 35, вып. 6, с. 401—404.
108. **Шведов В. П., Седов В. М., Рыбальченко И. Л., Власов И. Н.** Ядерная технология. — М.: Атомиздат, 1979.
109. **Шведов В. П., Хорошилов Л. И.** Кинетика и механизм растворения гематита в минеральных и органических кислотах. — В кн.: Новые исследования по химии и технологии радиоактивных веществ. — Л.: ЛТИ им. Ленсовета, 1976, вып. 1, с. 85—108.
110. **Шведов В. П., Хорошилов Л. И., Игнатов В. Е.** К вопросу о механизме действия окислительного раствора при двухванном способе дезактивации. — В кн.: Исследования по химии, технологии и применению радиоактивных веществ. — Л.: ЛТИ им. Ленсовета, 1977, с. 18—27.
111. **Щебетковский В. Н., Бочков А. А.** Эффективность дезактивации поверхностей растворами в отсутствие и в присутствии сорбента. — Радиохимия, 1974, т. 16, № 2, с. 254—257.
112. **Эванс Э.** Тритий и его соединения: Пер. с англ. — М.: Атомиздат, 1970.
113. **Юрченко Д. С., Кулаковский М. Я., Твердовский Н. Д. и др.** Исследование радиационной обстановки при пуске реактора БН-350. — Атомная энергия, 1974, т. 36, № 2, с. 107—111.
114. **Ямпольский А. М.** Травление металлов. — М.: Машиностроение, 1964.
115. **Albrecht W., Andrews T.** Remote facility for spent-fuel shipping cask decontamination. — Trans. Amer. Nucl. Soc., 1971, v. 14, № 10, p. 884.
116. **Anfänger W., Herbsleb G., Resch G.** Dekontamination Nuclearer Anlagenteile. — VGB-Speisewassertagung, VGB — Konferenz. — Chem. Kraftwerk Vortr., 1971, Bd 1, S. 41—46.
117. **Ayres J. A.** Decontamination of Reactor PWR. — Nucleonics, 1967, v. 25, N 4, p. 58—68.
118. **Baes C., Mesmer R.** Hydrolysis of cations. — N. Y. — London—Sydney — Toronto: John Wiley. Intersc. Publ., 1976.
119. **Bartl O., Dlouhý Z.** Dezaktivacni účinnost a korozni působení některých dezaktivacnich roztoků. — Jaderna energie, 1966, v. 12, № 9, p. 333—337.
120. **Bartlett J.** Radioactivity build-up in reactor systems components. — Power Engineering, 1969, № 2, p. 36—37.
121. **Berry W.** Corrosion in nuclear application. — N. Y. — London: John Wiley and Sons, 1971.
122. **Bosholm J., Gläsel H., Jungs O., Reinhardt C.** Über die Sorption Kobalt Ionen auf austenitische oberflächen. — Kernenergie, 1978, Bd 21, S. 84—88.
123. **Castleman A. W.** U. S. Experience of the release and transport of fission products within containment systems under simulated reactor accident conditions. — In: Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1965. N.Y.: United Nation, 1965, p. 77—92.
124. **Cavendish J.** Treatment of metallic wastes by smelting. — In: Decommissioning of nuclear facilities. — Vienna, IAEA, 1979, p. 611—630.
125. **Charlsworth D.** Water reactor plant contamination and decontamination requirements. — In: Proc. Amer. Power Conf. (Chicago), 1971, v. 33, p. 749—756.
126. **Clifford J.** Behaviour of long lived fission products in sodium. — Trans. Amer. Nucl. Soc., 1967, v. 10, № 6, p. 336—337.
127. **Cones H., Picone J.** Decontamination of a PWR primary system, Sena plant. — In: Proc. Amer. Power Conf. (Chicago), 1971, v. 33, p. 757—775.

128. **Cornell R., Posner A., Quirk J.** Kinetics and mechanism of the acid dissolution of goethite. — *J. Inorg. and Nucl. Chem.*, 1976, v. 38, № 3, p. 563—567.
129. **Decontamination of nuclear installation** Ed. H. J. Blythe. — Cambridge University Press, 1967.
130. **Decontamination of nuclear reactors and equipment**/Ed. J. A. Ayres. — N. Y.: Ronald Press Comp., 1970.
131. **Dickson H.** Controlling occupational radiation exposure at operating nuclear power stations. — *Nucl. Safety*, 1977, v. 18, № 4, p. 492—501.
132. **Dippel T., Hentschel D., Kunze S.** Dekontamination und Dekontaminationsabfälle. — *Kerntechnik*, 1976, Bd 18, № 12, S. 526—531.
133. **Divine J. R.** Decontamination of a PWR system contaminating plutonium dioxide. — *Nucl. Technology*, 1973, v. 18, № 2, p. 171—178.
134. **Dlouhý Z., Maly J.** Adsorption kinetics of mixed radioisotopes on surfaces. — In: *Peaceful Uses of Atomic Energy*. — Geneva: United Nation, 1958, v. 28, p. 88—93.
135. **Dust Exhausten for decontamination.** — *Kerntechnik*, 1970, Bd 12, № 11, S. 512.
136. **Elliot V.** The Dresden Nuclear Power Station. — In: *Peaceful Uses of Atomic Energy*. — Geneva: United Nation, 1958, v. 8, p. 504.
137. **Experience from operating and fuelling nuclear power plants.** — Vienna, IAEA, 1974.
138. **Fission and corrosion product behaviour in primary circuits of LMFBR.** — Vienna, IAEA, 1976.
139. **Fournier Ph., Lachoviez St.** Die industrielle Ausführung von Dekontaminationsanlagen. — *Atompraxis*, 1969, № 1, S. 48—51.
140. **Henry K., Edwards A.** A review of the operation of DFR. — In: *Fast Breeder Reactors*/ Ed. P. V. Evans. — Oxford: Pergamon Press, 1967, p. 153—169.
141. **Herczynska E.** Mechanizm osadzania sie anionow i kationow z rozworow wodnych. — *Nukleonika*, 1960, v. 5, № 4, p. 195—203.
142. **Hiller J.** Phasenumwandlungen im Rost. — *Werkstoffe und Korrosion*, 1966, Bd 17, № 11, S. 943.
143. **James R., Healy T.** Adsorption of hydrolysable metal ions at the oxide — water interface. — *J. Colloid and Interface Sci.*, 1972, v. 40, p. 42—65.
144. **Keenan F., Pugh J., Yoell F.** Design measures to minimise radiation exposure of staff for a commercial nuclear power plant. — *Atomkernenergie*, 1977, Bd 30, № 4, S. 287—289.
145. **Keller P.** Vorkommen Entstehung und Phasenumwandlung von β -FeOOH im Rost. — *Werkstoffe und Korrosion*, 1966, Bd 20, № 2, S. 102.
146. **Kiedcisch W.** The decontamination of Dresden Unit I. — In: *Proc. Amer. Power Conf. (Chicago)*, 1975, v. 37, p. 267—270.
147. **Lhuillery A.** Influence of operating problem on nuclear plants design. *Trans. Amer. Nucl. Soc.*, 1975, v. 20, p. 424.
148. **Machu W.** Über den Reaktions Mechanismus von Komplex- und Chelatbildung bei der Herstellung von Konversionsüberzügen aus Phosphaten und Oxalaten. — *Werkstoffe und Korrosion*, 1973, Bd 24, № 5, S. 361—364.
149. **Management of Radioactive Wastes at Nuclear Power Plants.** — Vienna, IAEA, 1968.
150. **Mettmann F.** Betriebserfahrungen mit Kernkraftwerken. — *Atom und Strom*, 1975, № 11/12, S. 138—142.
151. **Miazek-Kula M.** Chemiczne i elektrolityczne odkazanie stali skazonel różnymi izotopami promienio tworczymi. — *Prace Central Inst. Ochrony Pracy*, 1967, v. 17, № 54, p. 225—238.
152. **Montford B.** Decontamination. — *Materials Research in AECL: Report AECL-5227*, 1975, p. 19—21.
153. **Ogawa S. G., Williamson H. E.** Fission gas activity released from failed stainless steel — clad rods during operation in the VBWR. — *Report Glap-4917*, General Electric Corp., Sept. 1965.
154. **Öertel K., Gläser E.** Dekontamination von Primärkreislanfansrüstungen mit Äthylendiamintetraessigsäure. — *Kernenergie*, 1976, Bd 19, № 4, S. 129—132.

155. **Pat.** 024843, 059220 (DDR). Verfahren und Anlage zur electrochemische Dekontamination der Metalloberflächen. — Publ. 03.03.63., 12.03.69. MKH C 23 b, 1/00, 1/04.

156. **Pat.** 058766, 2107479 (FRG). Verfahren zur Dekontamination der Metalloberflächen. — Publ. 30.11.70., 17.02.71. MKH G 21g, 9/00.

157. **Pat.** 3515655, 3615817 (USA). Decontamination of radioactively contaminated equipment. — Publ. 15.09.67., 26.09.71 HKH 204—14, 134—3.

158. **Pat.** 3984345 (USA). Handling method for the fuel element and removal contaminated sodium. — Publ. 05.10.76. MKH G 21f 9/04.

159. **Pat.** 1251842 (Brit.) Improved purification method for the components contaminated of sodium/J. Bray, I. Don. — Publ. 03.11.71. HKH C7E.

160. **Pat.** 4032614, 4032615 (USA). Method for the safe disposal of radioactive alkali metals. — Publ. 24.06.77. MKH G 21f, 9/64, G 01D, 1/04.

161. **Prószýnska K.** Adsorptia wybranych radioisotopów na PA-2, PA-2 anodowanym i stali kwasoodpornej; — Nukleonika, 1965, v. 10, № 11, p. 727—732.

162. **Pulham R., Simm P.** Reaction of sodium with water vapour. — In: Liquid Alkali Metals. — London: Br. Nucl. Engng Soc., 1973, p. 1—38.

163. **Siewert G., Trimborn G.** Elektrolytische Entseuchung radioaktiv verseuchtén Metalloberflächen. — Kernenergie, 1964, Bd. 7, S. 335—339.

164. **Šipalo-Žulievich J., Wolf R.** Separation of La (III), Co (II) and iodine ions at trace concentrations on ferric hydroxide. — Microchim. acta, 1973, № 2, p. 315—320.

165. **Snyder T., Alvarez D., Harrison G.** Economics of decontamination of Nuclear power plants. — Trans. Amer. Nucl. Soc., 1977, v. 27, p. 842.

166. **Specialists Meeting on sodium removal and decontamination.** — Vienna, IAEA, 1978.

167. **Spillner F.** Die reaktionbeschleunigende Wirkung von Fluoriden beim Beizen verzunderter Eisenteile. — Werkstoffe und Korrosion, 1967, Bd 18, № 9, S. 784—793.

168. **Stability Constants. Tables/ Ed. L. Sillen.** — London: Chem. Soc., 1964.

169. **Stevenson D.** Radiological decontamination. Theoretical and practical aspects. — Research (London), 1960, v. 13, № 10, p. 383—389.

170. **Sugaleki A.** Experiences with latex — type materiaes as decontaminating agents. — Report KAPL-P-3366, July 1967.

171. **Taylor G., Cohen P.** Corrosion product behaviour in stainless steel — clad water reactor systems. — Nucl. Applic., 1965, v. 1, N 5, p. 446—452.

172. **Tewari P., Campbell A., Lee W.** Adsorption of Co^{2+} by oxide from aqueous solutions. — Canad. J. Chem., 1972, v. 50, № 11, p. 1642—1648.

173. **Tewari P., Lee W.** Adsorption of Co (II) at the oxide water interface. — J. Coll. Interface Sci., 1975, v. 52, № 1, p. 77 — 88.

174. **Tremiot C., Houdaille B., Toutin M.** Pistolet á ions refroidie pour le travail dans les celles ehandes. — Report CEA-N-14, Saclay, 1971.

175. **Ulmann H., Künstler K., Richter W.** Die Radioaktivitat im Primärsystem natriumgekühlter schneller Reaktoren. — Kernenergie, 1973, Bd 16, № 4, S. 96—105.

176. **Unger H.** Experiment von Einführung der filmbildunge dekontaminier-ten Mittels insbesondere Paste. — Isotopenpraxis, 1971, Bd 7, № 5, S. 189—195.

177. **Weed R. D.** Decontamination of plutonium recycle test reactor (PRTR) primary system. — Report BNWL-711 (US—80). North — west Lab., March 1968.

178. **Zaric M.** Decontamination of aluminium, stainless steel and their pairs. — Kerntechnik, 1973, Bd 15, № 1, S. 31—34.

ОГЛАВЛЕНИЕ

Предисловие	3
Глава 1. Перспективы развития ЯЭУ в СССР	5
Глава 2. Основные типы ЯЭУ. Принципиальные схемы, технические характеристики	8
2.1. Классификация ядерных реакторов и ЯЭУ	8
2.2. АЭС с реакторами водо-водяного типа	9
2.3. АЭС с реакторами кипящего типа	10
2.4. Судовые ЯЭУ	14
2.5. АЭС с реакторами на быстрых нейтронах	14
Глава 3. Компоновка ЯЭУ. Конструкции основного оборудования первого контура АЭС и судовых ЯЭУ	17
3.1. АЭС с реакторами водо-водяного типа	17
3.2. АЭС с реакторами кипящего типа	21
3.3. Судовые ЯЭУ с реакторами водо-водяного типа	23
3.4. АЭС с реакторами на быстрых нейтронах	23
Глава 4. Коррозия реакторных материалов	28
4.1. Общие понятия	28
4.2. Виды коррозии	29
4.3. Коррозия реакторных материалов при эксплуатации	32
Коррозия нержавеющей и углеродистой стали в воде при высокой температуре	33
Химический и дисперсный состав продуктов коррозии	36
Коррозия циркониевых сплавов	39
4.4. Коррозия металлов в жидкометаллических теплоносителях	39
4.5. Коррозия в гелии	45
Глава 5. Физико-химические основы процессов радиоактивного загрязнения поверхностей	46
5.1. Процессы сорбции и их закономерности	46
5.2. Сорбция из растворов	48
5.3. Сорбция радионуклидов на поверхности металлов	49
5.4. Сорбция радионуклидов на оксидах и гидроксидах металлов	53
5.5. Сорбция радионуклидов на полимерных материалах	58
5.6. Влияние состояния радионуклидов и состава раствора на радиоактивное загрязнение поверхностей	59
5.7. Адгезия	60
5.8. Роль диффузии в процессе радиоактивного загрязнения	62
5.9. Влияние окисления и коррозии металлов на процессы радиоактивного загрязнения поверхностей	64
Глава 6. Радиоактивное загрязнение внутренних поверхностей энергетических водоохлаждаемых реакторов	67
6.1. Источники образования радиоактивных продуктов	67

6.2. Активность теплоносителя	68
6.3. Активность продуктов коррозии и примесей	69
6.4. Активность продуктов деления	72
6.5. Поведение радионуклидов в контурах АЭС	76
6.6. Пути снижения активации первых контуров АЭС	78
Глава 7. Уровни радиоактивного загрязнения и влияние радиационной обстановки на обслуживание и ремонт АЭС	81
7.1. Уровни радиоактивного загрязнения внутриконтурных поверхностей	81
7.2. Источники и уровни радиоактивного загрязнения поверхностей оборудования и помещений АЭС	86
7.3. Влияние радиационной обстановки на ремонт и обслуживание АЭС	88
Глава 8. Радиоактивные загрязнения оборудования контуров АЭС с жидкометаллическим теплоносителем	91
8.1. Образование и изотопный состав радиоактивных загрязнений контуров с жидкометаллическим теплоносителем	91
8.2. Поведение радионуклидов в жидкометаллических контурах	100
Распределение радионуклидов между жидким металлом и газовой фазой	100
Распределение радионуклидов между жидкометаллическим теплоносителем и отложениями	101
Выведение радионуклидов из первого контура с помощью холодных ловушек	106
8.3. Предотвращение радиоактивных загрязнений жидкометаллических контуров и способы очистки контурных систем при эксплуатации	108
8.4. Радиоактивные загрязнения контуров высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов	109
Глава 9. Основы теории и практики дезактивации	110
9.1. Физико-химические основы процессов дезактивации	110
9.2. Показатели эффективности дезактивации	119
9.3. Дезактивирующие растворы	120
Растворы для удаления нефиксированных и слабофиксированных радиоактивных загрязнений	121
Растворы для удаления прочнофиксированных радиоактивных загрязнений, рыхлых окисных отложений и травления окисленных металлов (однованная дезактивация)	123
Растворы для удаления плотных окисных пленок и прочнофиксированных радиоактивных загрязнений с металлических поверхностей (двух- и многованная дезактивация)	131
9.4. Характеристики способов дезактивации	137
Физико-механические способы дезактивации	138
Химические и физико-химические способы дезактивации	142
Глава 10. Технология дезактивации оборудования и помещений АЭС	157
10.1. Виды дезактивационных работ на АЭС	157
10.2. Дезактивация контурного оборудования	158
10.3. Дезактивация поверхностей помещений и оборудования	163
10.4. Дезактивация емкостного оборудования и бассейнов выдержки твэлов	172
10.5. Дезактивация транспортного и крупногабаритного оборудования	176
10.6. Оснащение АЭС средствами дезактивации	177

Глава 11. Дезактивация основных циркуляционных контуров АЭС	181
11.1. Необходимость химической дезактивации	181
11.2. Основные принципы химической очистки радиационно-опасных контуров АЭС	181
11.3. Рецептуры для дезактивации контурных систем АЭС	182
11.4. Удаление ядерного топлива при дезактивации реакторных систем	187
11.5. Коррозия при дезактивации реакторных систем.	189
11.6. Технология дезактивации контурных систем.	192
11.7. Пути совершенствования методов дезактивации контуров АЭС	209
Глава 12. Дезактивация оборудования жидкометаллических контуров	212
12.1. Способы удаления натрия с поверхностей реакторного оборудования	212
12.2. Дезактивация первых контуров с натриевым теплоносителем	219
12.3. Дезактивация съемного оборудования натриевых контуров. . .	225
12.4. Методы обращения с отходами на АЭС с натриевым теплоносителем	228
12.5. Дезактивация оборудования контуров газоохлаждаемых высокотемпературных реакторов	231
Глава 13. Обращение с радиоактивными отходами	232
Глава 14. Санитарно-гигиеническая оценка, техника безопасности и экономика дезактивационных работ	236
14.1. Санитарно-гигиеническая оценка дезактивационных работ	236
14.2. Техника безопасности дезактивационных работ	237
14.3. Экономика дезактивационных работ	238
Заключение	241
Список литературы	247

НАТАЛЬЯ ИВАНОВНА АМПЕЛОГОВА

ЮРИЙ МИХАЙЛОВИЧ СИМАНОВСКИЙ

АЛЕКСАНДР АЛЕКСАНДРОВИЧ ТРАПЕЗНИКОВ

ДЕЗАКТИВАЦИЯ В ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

Редактор *Е. А. Путилова*

Художественный редактор *А. Т. Кирьянов*

Технический редактор *О. Д. Кузнецова*

Корректор *Г. А. Полонская*

ИБ № 168

Сдано в набор 28.01.82 Подписано в печать 08.06.82 Т-12077

Формат 60×90^{1/16} Бумага типографская № 1 Гарнитура литературная

Печать высокая. Усл. печ. л. 16,0 Усл. кр.-отт. 16,0 Усл.-изд. л. 19,16

Тираж 2450 экз. Заказ 722 Цена 1 р. 30 к.

Энергоиздат, 113114, Москва, М-114, Шлюзовая наб., 10

Московская типография № 4 Союзполиграфпрома
при Государственном комитете СССР
по делам издательства, полиграфии и книжной торговли.
129041, Москва, Б. Перевласская ул., д. 46