

Обращение с радиоактивными отходами на атомных электростанциях СССР

В. С. КОЛЫЧЕВ, А. Н. МАТВЕЕВ, А. А. ХОНИКЕВИЧ

УДК 621.039.75

Проектирование, строительство и эксплуатация АЭС Советского Союза осуществляется в строгом соответствии с действующими санитарными правилами [1]. Ученые и инженеры Советского Союза организовали работу АЭС таким образом, что практически в окружающую среду не сбрасываются отходы, удельная активность которых превышает соответствующие предельно допустимые концентрации.

По действующим правилам радиоактивные отходы разделяются на высокоактивные (с удельной активностью более $1 \cdot 10^{-4}$ кюри/л) и низкоактивные (с удельной активностью менее $1 \cdot 10^{-4}$ кюри/л).

В зависимости от удельной активности отходов выбираются схемы их переработки, дезактивации, удаления и длительного хранения.

Изучение радиационной обстановки в районах расположения Ново-Воронежской АЭС (НВАЭС) и Белоярской АЭС им. И. В. Курчатова (БАЭС) показывает, в какой степени здесь удалось решить проблему радиоактивных отходов. На этих АЭС специально организованные отделы радиационной безопасности контролируют радиационную обстановку внутри станций, а службы внешней дозиметрии осуществляют постоянный контроль за состоянием радиационной обстановки в районе расположения АЭС радиусом до 40 км [2, 3].

Опубликованные в работе [2] данные о содержании радиоактивных веществ в воде р. Дона, в излучине которой расположена НВАЭС, показывают, что содержание радиоактивных веществ в воде реки находится на уровне фоновых значений. Приведенные там же сведения о содержании радиоактивных аэрозолей в атмосферном воздухе в районе НВАЭС, полученные аспирационным методом, подтверждают, что найденные концентрации соответствуют уровню фоновых величин и обусловлены только глобальными выпадениями. Все величины загрязнений почвы, растительности и донных отложений р. Дона находятся на уровне фоновых значений. На БАЭС [3] удельная активность воды в озере, включенном в систему оборотного водоснабжения, в 1966 г. составляла $(0,2 \div 10,6) \cdot 10^{-12}$ кюри/л. Удельная активность дебалансовых вод, сбрасываемых в хозяйственно-фекальную канализацию, не превышала $3 \cdot 10^{-11}$ кюри/л.

Аналогичные исследования были проведены в Научно-исследовательском институте атомных реакторов в Мелекесе (НИИАР). Полученные величины радиоактивных загрязнений также были не больше фоновых значений.

Все эти данные позволяют сделать вывод о том, что проблема обращения с радиоактивными отходами на АЭС Советского Союза успешно разрешена. Естественно, что для этой цели потребовались капитальные затраты и эксплуатационные расходы, которые составляют от 3 до 5% вложений и расходов по АЭС в целом [4, 5]. Эти величины имеют меньшие значения у АЭС большой электрической мощности (выше 500 Мвт).

Все установки по переработке, дезактивации и транспортировке радиоактивных отходов работают надежно.

Общие высокие результаты очистки радиоактивных отходов на действующих АЭС показывают возможность некоторого упрощения, а следовательно, дальнейшего удешевления технологических схем, применяемых для этой цели.

Управление технологическими процессами переработки жидких радиоактивных отходов на АЭС сосредоточено в одном цитовом помещении, где находятся высококвалифицированные операторы. Весь комплекс систем обработки жидких отходов обслуживают несколько операторов и один дежурный инженер. Кроме того, в смену работают еще два-три вспомогательных рабочих, занятых дезактивацией помещений (в случае необходимости), удалением твердых отходов и наблюдением за хранилищами. Контроль за работой установок, предназначенных для очистки газообразных сбросов, осуществляется также операторами цитовых помещений.

Особенно большое значение приобретает герметичность оборудования, арматуры, датчиков контрольно-измерительных приборов на АЭС с кипящими реакторами, так как в этом случае резко увеличиваются объем теплоносителя и число приборов, работающих в средах, загрязненных радиоактивными изотопами.

В СССР успешно эксплуатируется в Мелекесе (НИИАР) АЭС с реактором ВК-50 кипящего типа мощностью 50 Мвт [4]. Опыт работы этой станции окажется полезным для проектирова-

ния и строительства АЭС такого же типа, но значительно большей мощности.

Решена проблема обращения с радиоактивными отходами и на некоторых небольших электростанциях: транспортабельной электростанции «Арбус» (электрической мощностью 750 *квт*), атомной передвижной станции ТЭС-3 (1500 *квт*) и др. На этих станциях установки для очистки и переработки отходов смонтированы в отдельных блоках, которые легко могут быть доставлены на место монтажа станции, как и вся АЭС, любым транспортом [4].

Атомные электростанции такого типа способны работать в отдаленных и труднодоступных районах страны, не вызывая радиоактивных загрязнений окружающей среды.

Твердые радиоактивные отходы

При эксплуатации АЭС образуется очень мало высокоактивных (более 1 *кюри/кг*) твердых отходов.

Дорогостоящее оборудование, арматура и инструменты подвергаются тщательной дезактивации и могут рассматриваться как твердые отходы только в тех случаях, когда невозможно их дезактивировать и отремонтировать.

Если сбор твердых отходов не механизирован, эту операцию проводят в специальной одежде.

Перед загрузкой в защитный транспортный контейнер твердые отходы помещают в пластиковые мешки, которые тщательно заваривают.

Удаление обработанных ионообменных смол из фильтров в хранилища осуществляется с помощью гидротранспорта. При этом воды используются повторно, а затем направляются на установки для переработки жидких отходов.

Выгрузка смол проводится редко. Общее количество твердых отходов на АЭС во время эксплуатации невелико и обычно не превышает 1 *м³/сутки*; во время ремонтных операций оно существенно возрастает и зависит от объема ремонтных работ.

Упакованные в пластиковые мешки твердые радиоактивные отходы в транспортных защитных контейнерах направляются в хранилище отходов.

Для низкоактивных отходов сооружают траншеи с бетонными или глиняными водонепроницаемыми стенками.

Для хранения небольших количеств высокоактивных твердых отходов, содержащих γ -излучатели, применяют колодцы, выполненные из бетонных или стальных труб.

Схема хранилища твердых отходов среднего уровня активности емкостью 200 *м³* (типовой проект) представлена на рис. 1 [6]. Разрез хранилища для больших количеств отходов среднего уровня активности приведен на рис. 2 [6]. После заполнения отсека хранилища загрузочные отверстия плотно закрываются, а сам отсек заполняется цементным раствором. Этот раствор, как правило, готовится с использованием низкоактивных жидких отходов.

При выборе места расположения хранилища твердых отходов учитывается уровень грунтовых вод. Если уровень грунтовых вод высокий, то хранилища сооружаются с гидроизоляцией либо проводится дренаж грунтовых вод.

Сжигание непригодной специальной одежды, обуви, перчаток, резины и т. д. для уменьшения объема твердых отходов можно было бы осуществлять в герметичных печах, имеющих сложную систему очистки сбросных газов, однако при эксплуатации таких печей появляются (после скрубберов) воды, загрязненные мелко-

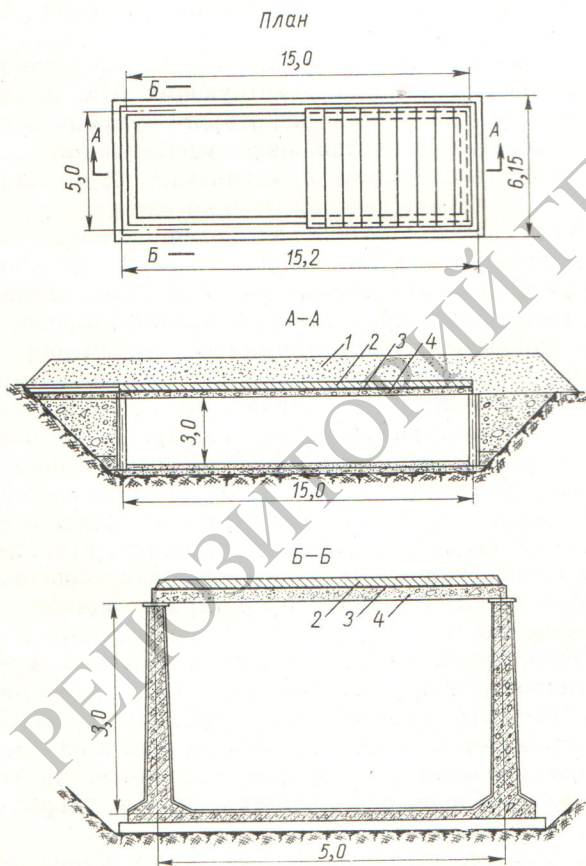
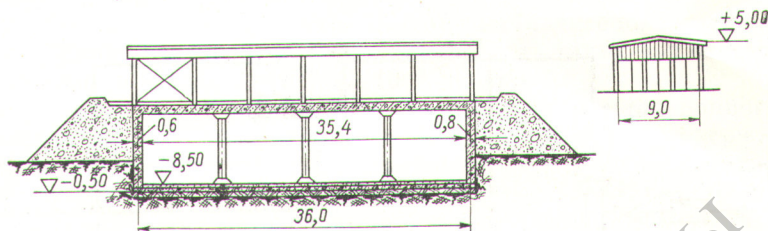


Рис. 1. Хранилище твердых радиоактивных отходов емкостью 200 *м³* (размеры в метрах):

1 — насыпной грунт; 2 — асфальт (30 мм); 3 — обмазка битумом; 4 — железобетонные плиты.

дисперсной сажки, которые не имеют смысла перерабатывать совместно с другими водами. Поэтому сооружать на АЭС установки для сжигания нецелесообразно. В связи с тем что на АЭС невелико количество твердых отходов, подающихся сжатию, установки для прессования также не применяются.



Р и с. 2. Хранилище для больших количеств твердых радиоактивных отходов (размеры в метрах).

Длина хранилища 110,7 м.

Жидкие радиоактивные отходы

Жидкие радиоактивные отходы АЭС могут быть разделены на две технологические группы.

Первая — это часть воды первого контура, направляемая на байпасную очистку и возвращаемая обратно в контур (в случае кипящих реакторов к этой группе относится и конденсат, подвергающийся байпасной очистке). К кондиции этих вод предъявляются такие же требования, как и к исходной воде первого контура [7].

Во вторую группу жидких радиоактивных отходов включают [7]:

- 1) воды бассейнов выдержки твэлов, биологической защиты и транспортных каналов;
- 2) обмывочные воды, образующиеся при дезактивации помещений, оборудования, трубопроводов, арматуры и датчиков контрольно-измерительных приборов;

- 3) воды специальных прачечных, предназначенных для дезактивации одежды и обуви;
- 4) воды санитарных пропускников для обслуживающего персонала.

Хотя все воды второй группы относятся к низкоактивным отходам, они существенно отличаются друг от друга по химическому и радиохимическому составу. Поэтому для каждого вида этих отходов нужно выбрать оптимальный способ дезактивации.

Дезактивация жидких радиоактивных отходов первой группы. На двухконтурных АЭС (НВАЭС, БАЭС и др.) главное внимание уделяется очистке воды первого контура, суммарная наведенная удельная активность которой составляет $1 \cdot 10^{-3} - 1 \cdot 10^{-4}$ кюри/л [7]. Кроме того, при эксплуатации энергетического реактора вода первого контура непрерывно загрязняется продуктами коррозии нержавеющей стали (Fe_2O_3 , Cr_2O_3 , NiO и др.).

Технологические схемы дезактивации воды первого контура АЭС включают следующие процессы: дистилляции (выпаривания); меха-

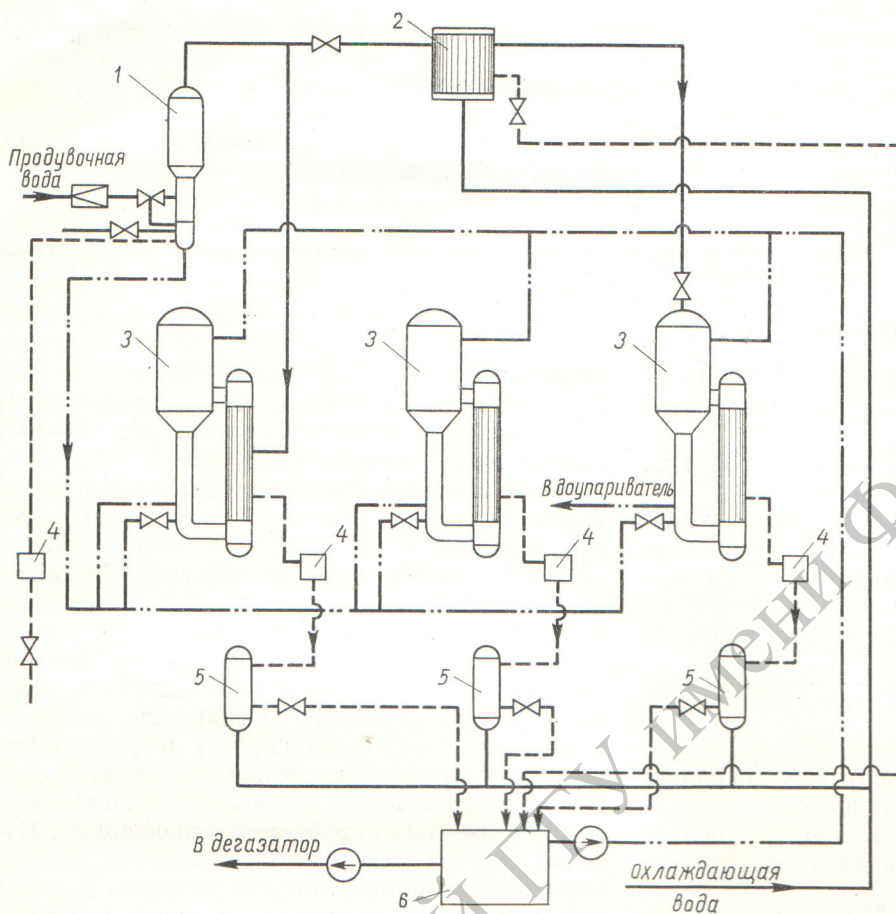
нической фильтрации; электрофореза и ионного обмена. Количество вод, направляемых на байпасную очистку, составляет 5—10% объема воды первого контура.

Применение процесса выпаривания для дезактивации воды первого контура оказывается экономически оправданным из-за наличия на АЭС избыточной тепловой энергии. Многокорпусные выпарные установки (рис. 3) успешно эксплуатируются на АЭС Советского Союза.

Для достижения высоких коэффициентов очистки ($10^4 - 10^5$) особое внимание было обращено на конструкцию выпарного аппарата и главным образом на систему очистки образующихся паров перед их конденсацией. Эффективная очистка паров достигается в насадочных или тарельчатых скрубберах с орошением. Кубовые остатки из выпарных аппаратов направляются в хранилища жидких отходов. В целях создания более надежных условий хранения осуществляется отверждение этих отходов методом цементирования. Проводятся работы по их битумированию.

Дистилляционные схемы дезактивации первого контура имеют некоторые недостатки: в них используется громоздкая аппаратура (особенно выпарные аппараты и скрубберы очистки пара) и соответственно строительные объемы установок в целом очень велики. Однако эти схемы позволяют достигнуть высоких коэффициентов очистки, поэтому они применяются на ряде АЭС.

Схемы дезактивации воды первого контура, основанные на применении механической фильтрации и ионного обмена, также нашли практическое применение. В качестве фильтров используются аппараты с различными насадками — кварцевыми, антрацитовыми и др. Большой интерес вызывает применение для этих целей фильтров с намынным слоем из диатомита или перлита [5, 7]. После механических улавливают катионитовый и анионитовый



Р и с. 3. Схема трехкорпусной выпарной установки для дезактивации воды первого контура АЭС:

1 — отделитель-испаритель; 2 — конденсатор; 3 — выпарной аппарат с вынесенной греющей камерой; 4 — сливной бачок; 5 — охладитель конденсата; 6 — бак конденсата.

фильтры либо один фильтр со смешанным слоем.

Так как в воде первого контура всегда присутствуют ионы Fe^{3+} , то при расчете катионитовых фильтров следует иметь в виду, что из-за окисления смолы этими ионами может изменяться ее обменная емкость, набухаемость и вымываемость ионов металлов [8]. В Физико-техническом институте им. А. Ф. Иоффе АН СССР на байпасной системе очистки воды экспериментального реактора установлены электрофорезные фильтры производительностью $0,5 \text{ м}^3/\text{ч}$ с анодами из платинированного титана [9]. Опыт работы этой установки дает основание считать такое направление перспективным. В связи с высокой стоимостью анодов из платинированного титана была сделана попытка заменить их графитовыми [10]. Однако такие

аноды работают без заметных разрушений только при температуре воды ниже 40°C .

Еще большее значение имеют установки для очистки теплоносителя у реакторов кипящего типа. Опыт эксплуатации реактора ВК-50 (НИИАР) дал возможность судить о распределении радиоактивных изотопов в теплоносителе [11].

В связи с тем что в первом контуре кипящего реактора находятся две фазы — вода под давлением и насыщенный пар, необходимо соорудить две установки для дезактивации: воды первого контура и конденсата после турбин. Удельная активность воды первого контура реактора ВК-50 составляет $(1 \div 1,9) \times 10^{-4}$ кюри/л, а насыщенного пара перед сепаратором высокого давления $(0,3 \div 1,5) \times 10^{-6}$ кюри/кг.

Байпасная очистка воды первого контура проводится на таких же установках, как и у обычных двухконтурных АЭС.

В связи с тем что конденсат после турбины содержит растворимые и взвешенные продукты коррозии, следы солей жесткости, попадающие в него за счет притока охлаждающей воды, очистку этого конденсата выполняют на ионообменных фильтрах. По расчетам с водой первого контура уходит 18%, а с паром (а затем с конденсатом) — 82% окислов железа [12]. Из этих данных сделан вывод о том, что очистку конденсата следует рассчитывать на 100%-ную производительность по пару. При таком решении оказывается возможным очистить конденсат до требуемых кондиций и сделать более доступным оборудование конденсатного тракта. Так как количество веществ, растворенных в конденсате, сравнительно невелико, для этой цели применяются ионообменные фильтры со смешанным слоем.

Кроме того, конденсат можно предварительно пропустить через намывные целлюлозные фильтры, однако экономическую целесообразность установок таких фильтров следует проверять в каждом отдельном случае [13]. Перспективным может оказаться также и применение намывных ионитовых фильтров, которые должны более полно очищать конденсат от взвешенных коллоидных частиц при одновременной деминерализации.

В работе [14] на основе лабораторных опытов рассчитано, что стоимость обработки турбинного конденсата на ионитовых фильтрах с намывным слоем при содержании продуктов коррозии $0,1 \text{ мг/кг}$ составит $0,7 \text{ коп/м}^3$ [14]. В практических условиях эта стоимость несколько выше.

Кроме того, в Советском Союзе ведутся исследования по непрерывной очистке низкоактивных жидких отходов методом электродиализа [15, 16]. На основании опытных работ можно предполагать, что этот метод окажется перспективным и экономичным для АЭС.

Деактивация жидких радиоактивных отходов второй группы. Воды бассейнов выдержки целесообразно не смешивать с другими жидкими отходами второй группы, а дезактивировать их на небольшой установке, расположенной в непосредственной близости к бассейну. Количество вод, направляемых на эту установку, зависит от материалов и качества покрытий поверхностей бассейна и колеблется в пределах 4—6% общего объема воды в бассейне.

Технологическая схема установки для байпасной очистки воды бассейнов выдержки твэлов состоит из двух ступеней: механической фильтрации и ионного обмена. В качестве фильтров для механической фильтрации применяют аппараты с намывным слоем (диатомита или перлита). Ионнообменная установка, состоящая из катионитовых и анионитовых фильтров либо фильтров со смешанным слоем, работает периодически в случае повышения удельной активности воды бассейна.

Радиоактивные отходы самой установки дезактивации бассейновых вод (диатомитовая пульца, отработанные ионообменные смолы и регенераты) направляются на временное хранение в емкости, а затем, как правило, подвергаются цементированию.

Обмывочные воды, получаемые после дезактивации помещений и оборудования, и воды специальных прачечных перерабатываются на одной установке. Солеосодержание этих вод выше 1 г/л , они содержат поверхностно-актив-

ные вещества (ПАВ), комплексообразователи и мыло. Удельная активность таких вод составляет $1 \cdot 10^{-6}$ — $1 \cdot 10^{-4}$ *кюри/л*.

В связи с тем что применять метод ионного обмена для дезактивации вод с солеосодержанием существенно выше 1 г/л экономически мало целесообразно, очистку таких вод проводят методом выпаривания. Однако присутствие в сбросах значительных количеств ПАВ и мыла приводит при выпаривании к обильному вспениванию, перебросам раствора и резкому снижению коэффициента очистки. Такое же действие оказывает и контакт Петрова («керосиновый контакт»).

При пенообразовании в пену вместе с ПАВ попадают и радиоактивные изотопы Sr^{90} , Y^{90} , Ce^{144} , взаимодействие сульфокислот с которыми протекает по реакции обмена H^+ ПАВ на катионы изотопов [17]. Частично эти вещества удаляются в результате процесса коагуляции, причем одновременно происходит и некоторая (на 50—60%) очистка воды от радиоактивных загрязнений. На АЭС сооружены установки для коагуляции сбросных вод второй группы.

На рис. 4 представлены технологическая схема полной дезактивации обмывочных вод, состоящая из участков коагуляции, выпаривания и ионного обмена (двухступенчатый ионный обмен предусмотрен только для тех случаев, когда выпарная установка не очищает воду ниже ПДК). Так как в результате работы такой установки происходит глубокая деионизация воды, то целесообразно направить очищенную воду на повторное использование. Последнее, однако, не всегда возможно, и дебалансовые воды приходится сбрасывать.

Воды от санитарных пропускников на АЭС содержат только незначительные радиоактивные загрязнения, и поэтому их можно сбрасывать после радиометрического контроля в обычную канализацию, где они многократно разбавляются.

Существующие схемы дезактивации низкоактивных вод сложны и дороги. Так, например, стоимость переработки 1 м^3 сбросных вод удельной активностью $1 \cdot 10^{-5}$ *кюри/л* на выпарной установке производительностью $80\,000 \text{ м}^3/\text{год}$ составляет 6 руб. 45 коп. [18]. На Московской станции очистки производительностью $150\,000 \text{ м}^3/\text{год}$, работающей по технологической схеме с использованием коагуляции и двухступенчатого ионного обмена, стоимость переработки 1 м^3 слабозасоленных вод составляет 2 руб. 37 коп. без учета стоимости перевозки жидких концентратов на хранение [19].

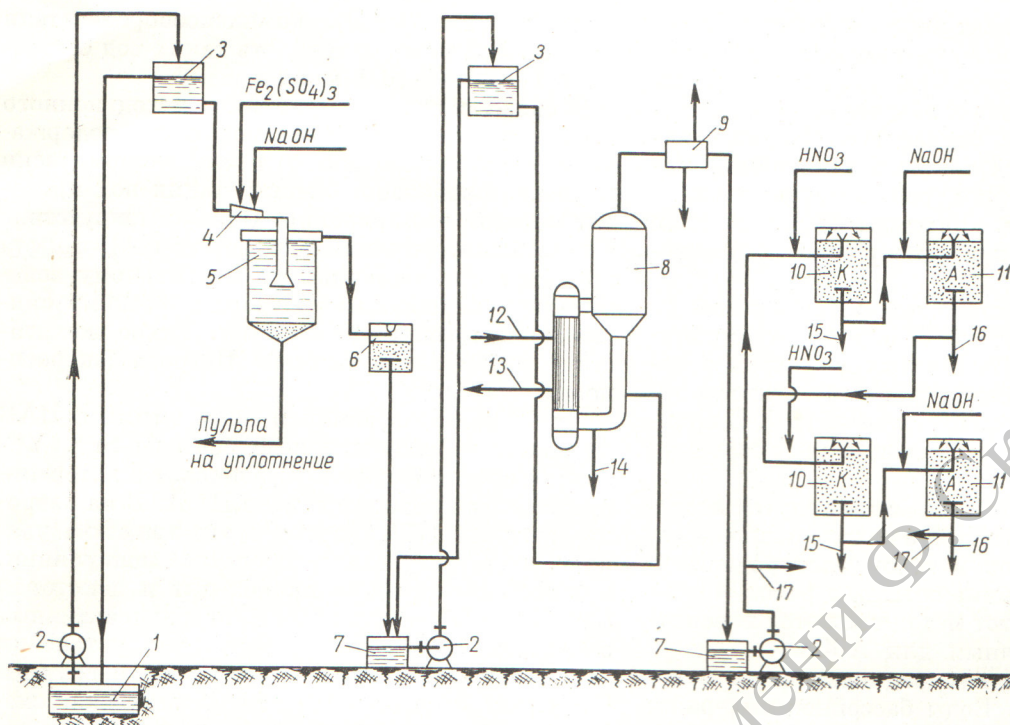


Рис. 4. Технологическая схема установки для дезактивации с применением коагуляции, выпаривания и ионного обмена: 1 — бассейн выдержки; 2 — центробежные насосы; 3 — напорные баки; 4 — смеситель; 5 — отстойник; 6 — песчаный фильтр; 7 — промежуточные баки; 8 — выпарной аппарат; 9 — конденсатор; 10 — катионитовые фильтры; 11 — анионитовые фильтры; 12 — греющий пар; 13 — конденсат; 14 — кубовый остаток; 15 — кислый регенерат; 16 — щелочной регенерат; 17 — очищенная вода.

На АЭС, имеющих несколько установок для переработки жидких радиоактивных отходов, трудно определить точную стоимость переработки 1 м^3 каждого типа сбросов. Однако можно считать, что эти стоимости будут находиться примерно на таких же уровнях.

В связи с этим весьма перспективен способ захоронения жидких радиоактивных отходов второй группы в недра земли. В результате совместной работы Института физической химии АН СССР и НИИАРа в Мелекесе была сооружена и успешно эксплуатируется опытная установка для захоронения жидких отходов низкого и среднего уровней активности в глубинные геологические формации [18, 20, 21]. Схема такой установки приведена на рис. 5.

Всего за 1966 г. было удалено на глубину 1550 м $\sim 40\,000 \text{ м}^3$ жидких отходов общей радиоактивностью 360 кюри . В среднем за сутки в скважину закачивалось до 250 м^3 . Нагнетание велось периодически. Измерения, проведенные в наблюдательных скважинах, расположенных вокруг нагнетательной, не указали на какие-либо изменения радиационной обстановки. Технико-экономическими расчетами установлено, что при годовой производительности установки $80\,000 \text{ м}^3$ отходов (принята для сравнения с выпарной установкой) стоимость закачки

1 м^3 составит $3,9 \text{ руб.}$ В случае закачки $200\,000 \text{ м}^3/\text{год}$ на меньшие глубины стоимость удаления будет меньше 1 руб./м^3 [18]. Опыт работы мелекесской установки показывает, что внедрение этого метода можно осуществить и на других АЭС при наличии благоприятных гидрогеологических условий.

Как видно из изложенного, установки для дезактивации жидких радиоактивных отходов АЭС имеют собственные (вторичные) отходы (гидратные и диатомитовые пульпы, кубовые остатки, смолы и регенерат ионообменных фильтров) средней удельной активности. Если на АЭС будут сооружены установки для закачки в грунт жидких отходов второй группы, то количество вторичных отходов сократится — останутся только диатомитовые пульпы и отработанные ионообменные смолы (на этих установках регенерация смол обычно не проводится).

Для хранения вторичных жидких отходов на АЭС сооружаются специальные хранилища. План и разрез такого хранилища емкостью 2400 м^3 представлены на рис. 6 [22].

Жидкие радиоактивные отходы и пульпы хранятся в бетонных резервуарах, облицованных нержавеющей сталью либо углеродистой с покрытием. Выбор сорта стали зависит от pH отходов.

В случае обнаружения протекания той или иной емкости предусмотрена возможность слива отходов из неисправного резервуара в свободный запасной резервуар. Существует специальная сдувочная система с фильтрами ФП.

Как видно из рис. 6, это хранилище — весьма сложное, громоздкое и дорогостоящее сооружение. Стоимость хранения 1 м^3 отходов в хранилищах такого типа

зависит от размера и материала емкостей и колеблется в пределах 100—200 руб. Более экономично и надежно хранить жидкие отходы и пульпы после их отверждения методами цементирования или битумирования.

Метод цементирования применен на Московском и Ленинградском пунктах захоронения жидких отходов средней удельной активности (до $1 \cdot 10^{-4}$ кюри/л). Жидкие отходы смешивают с портланд-цементом марки 500 в соотношении 1 : 0,7, и полученный раствор заливают в пустоты хранилища твердых отходов, образуя как бы бетонный монолит [5, 23, 24].

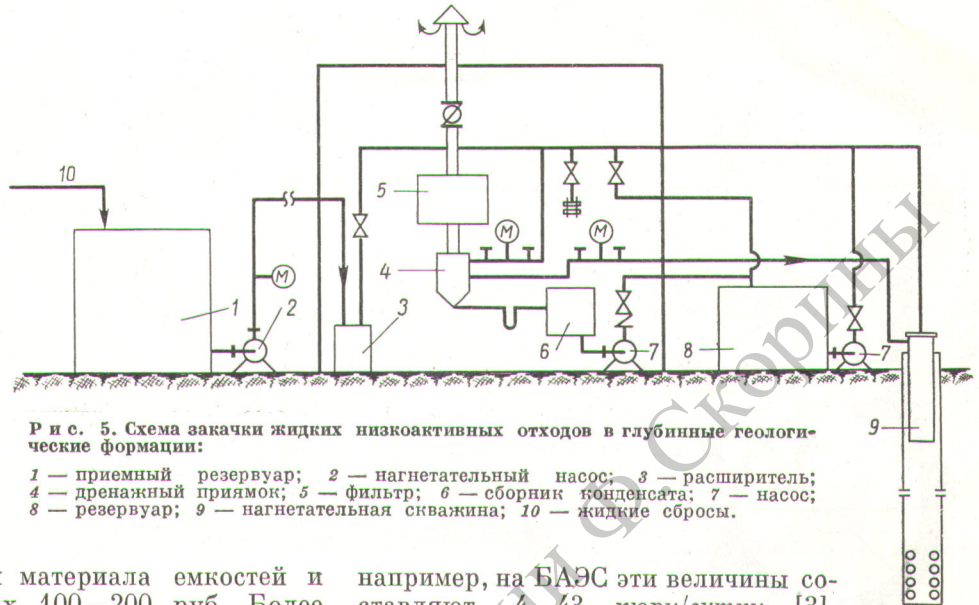
Схема работы автоматизированной установки, предназначенной для получения цементного раствора (в количестве до $15 \text{ м}^3/\text{ч}$), приведена на рис. 7. Стоимость переработки и захоронения 1 м^3 отходов на этой установке составляет 55 руб. (без учета амортизационных расходов).

Газообразные радиоактивные отходы

При эксплуатации АЭС в сбросной воздух от некоторых узлов реактора попадают радиоактивные благородные газы (Kr^{85} , Xe^{135}), I^{131} и радиоактивные аэрозоли. Поэтому вентиляционный и сдувочный воздух от этих узлов должен подвергаться очистке.

В случае потери герметичности отдельных узлов реактора количество радиоактивных загрязнений может значительно возрасти.

Суммарные среднесуточные сбросы радиоактивных газов практически невелики. Так,



например, на БАЭС эти величины составляют 4—43 кюри/сутки [3].

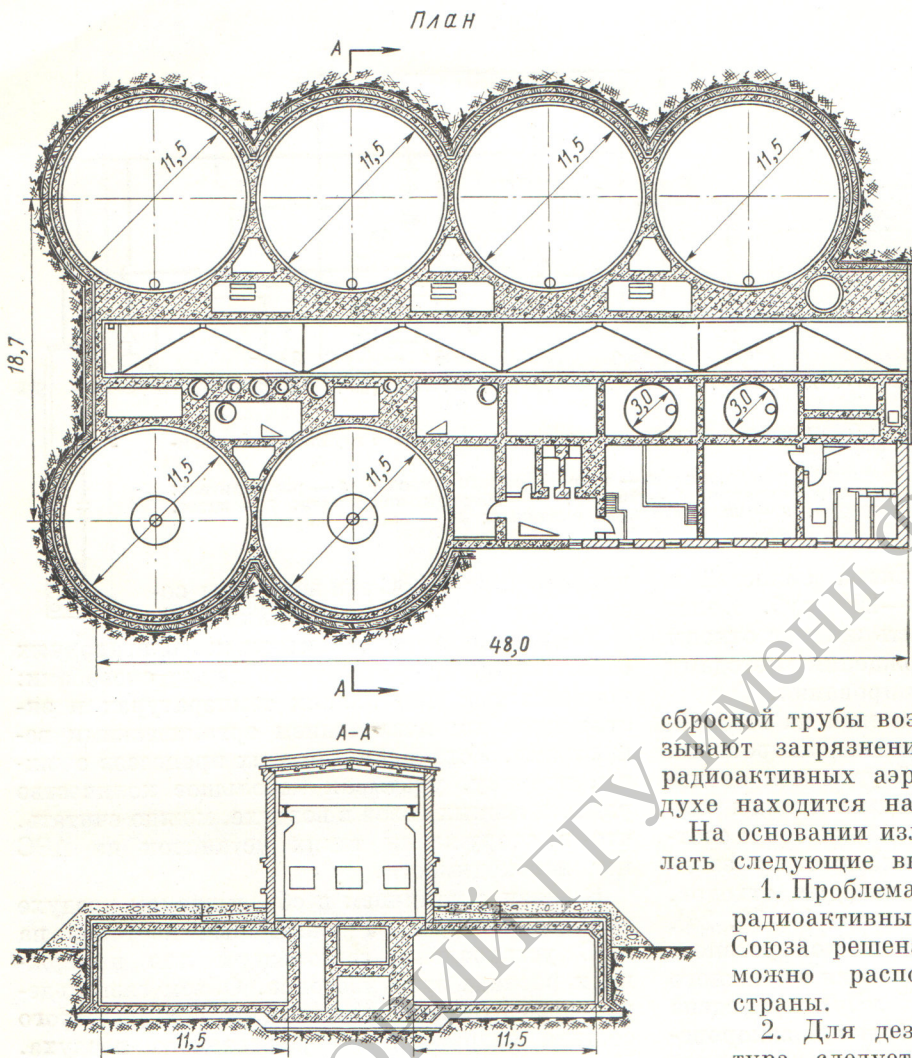
Улавливание радиоактивных благородных газов возможно осуществить двумя способами: конденсацией при низких температурах и экстракционным извлечением органическими веществами. Установки для этих процессов сложны, поэтому, учитывая небольшое количество радиоактивных газов в воздухе, можно считать, что в сооружении таких установок на АЭС нет необходимости.

В связи с наличием в сбрасываемом воздухе короткоживущих радиоактивных изотопов на АЭС установлены газгольдеры для выдержки и распада этих изотопов. Объем газгольдеров рассчитывался с учетом радиохимического состава загрязнений сбрасываемого воздуха. Кроме того, из газгольдеров возможно проводить сброс воздуха в трубу равномерно.

Для очистки воздушных сбросов АЭС наиболее рациональным оказалось применение фильтров с тонковолокнистыми материалами (ткань ФП, стекловолно и др.).

Фильтровальные установки станций состоят обычно из фильтров двух типов — грубой и тонкой очистки. Фильтры грубой очистки улавливают пыль и другие крупные частицы, увеличивая тем самым срок службы фильтров тонкой очистки. Эти установки расположены перед выбросной трубой, и на них очищаются все загрязненные воздушные сбросы АЭС, в том числе и от отделений для переработки жидких сбросов.

В связи с тем что в воздушные сбросы АЭС направляются равномерными порциями неко-



Р и с. 6. Хранилище жидких радиоактивных отходов емкостью 2400 м³ (размеры в метрах).

торые количества благородных радиоактивных газов, вентиляционный воздух после очистки на фильтровальных установках выбрасывается в атмосферу через трубу высотой 120 м. Такая большая высота трубы позволяет осуществить разбавление газов и снизить концентрацию любого радиоактивного изотопа ниже предельно допустимой концентрации в местах приземления удаляемого воздуха.

На АЭС проводится непрерывный контроль вентиляционного воздуха на загрязненность радиоактивными веществами. Для этой цели часть воздуха (60 л/мин), отбираемого перед трубой, непрерывно прокачивается через каме-

ру ДЗ-20, соединенную с прибором «Кактус».

Суточный выброс долгоживущих аэрозолей определяется путем отбора проб в шести точках, расположенных на общем вентиляционном коробе. Воздух в количестве 50 м³/сутки прокачивается через фильтры с тканью ФП. После этого находят суммарную β-активность на установке Б-2 со счетчиком СИ-2Б. Затем эту же пробу подвергают γ-спектрометрическому анализу для определения изотопного состава аэрозолей [2].

Как уже отмечалось выше, благодаря наличию фильтровальных установок и высокой

сбросной трубы воздушные сбросы АЭС не вызывают загрязнения почвы, а концентрация радиоактивных аэрозолей в атмосферном воздухе находится на уровне фоновых величин.

На основании изложенного выше можно сделать следующие выводы:

1. Проблема обращения со всеми видами радиоактивных отходов на АЭС Советского Союза решена, а поэтому эти станции можно располагать в любых местах страны.

2. Для дезактивации вод первого контура следует устанавливать фильтры с намывным слоем и ионообменные установки. Для этой цели могут применяться и выпарные установки, но их эксплуатация несколько дороже.

3. Перспективным и экономичным направлением для удаления солевых жидких отходов средней удельной активности является захоронение их в глубинные геологические формации. Однако этот метод требует наличия надежно изолированного мощного коллектора, что, по мнению авторов настоящей работы, следует учитывать при выборе места строительства АЭС.

4. Воды бассейнов выдержки твэлов рационально дезактивировать на собственных байпасных установках, состоящих из фильтров с намывным слоем и ионообменных фильтров.

5. Жидкие отходы и пульпы от установок для дезактивации сбросных вод (кубовые остатки, ионообменные смолы, пульпы с намывных фильтров) следует отверждать методами цементирования или битумирования.

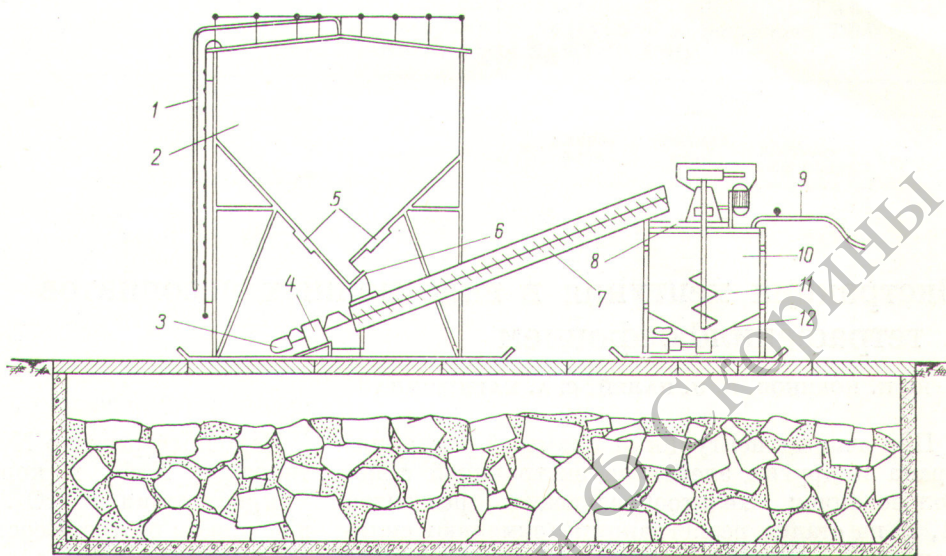
6. Твердые радиоактивные отходы целесообразно превращать в монолитные бетонные массы, заливая цементом, замешанным на жидких отходах низкой и средней удельной активности.

7. Для очистки сбросного воздуха АЭС рекомендуется сооружать двухступенчатые фильтровальные установки, газгольдеры и сброс проводить через высокие газоотводные трубы.

Поступила в Редакцию 19/XI 1968 г.

ЛИТЕРАТУРА

1. Санитарные правила работы с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений. М., Атомиздат, 1960; Санитарные правила сбора, удаления и захоронения радиоактивных отходов. М., Изд. Министерства здравоохранения СССР, 1964.
2. А. М. Петросьянц. «Атомная энергия», 21, 492 (1966).
3. А. М. Петросьянц. «Атомная энергия», 23, 38 (1967).
4. А. М. Петросьянц. В сб. «Развитие атомной техники». М., Атомиздат, 1966, стр. 38.
5. Б. С. Кольчев, В. М. Седов. «Обзоры по атомной энергии МАГАТЭ», 5, вып. 4, 123 (1967).
6. А. Н. Комаровский. Ядерные установки. М., Атомиздат, 1965.
7. А. А. Хоникевич. Дезактивация сбросных вод. М., Атомиздат, 1966.
8. А. И. Жуков, Н. И. Богданов. «Ж. прикладн. хим.», XLI, 72 (1968).
9. В. Д. Ганджа и др. «Атомная энергия», 16, 456 (1964).
10. Ю. Ф. Кулешова и др. «Атомная энергия», 23, 354 (1967).
11. О. И. Мартынова и др. «Атомная энергия», 23, 305 (1967).



Р и с. 7. Схема установки для цементирования жидких радиоактивных отходов:

1 — загрузочная труба; 2 — бункер для цемента; 3 — электродвигатель; 4 — редуктор транспортера; 5 — вибраторы; 6 — регулирующий шибер; 7 — шнековый транспортер; 8 — загрузочное отверстие смесительной емкости; 9 — шланг трубопровода для подачи жидких отходов; 10 — смесительная емкость; 11 — мешалка; 12 — конусная часть емкости.

12. Т. Х. Маргулова. «Атомная энергия», 22, 19 (1967).
13. Н. П. Субботина. «Теплоэнергетика», № 9 (1965).
14. Н. П. Субботина, А. С. Копылов. В сб. «Докл. Научно-технической конференции Московского энергетического института». М., Изд. МЭИ, 1967, стр. 10.
15. Ф. В. Раузен, Э. Я. Соловьева. «Атомная энергия», 18, 623 (1965).
16. Ф. В. Раузен и др. «Атомная энергия», 22, 393 (1967).
17. В. В. Пушкарев и др. «Радиохимия», IX, 438 (1967).
18. С. И. Захаров и др. Доклад № SM-93/42, представленный СССР на Симпозиум по удалению радиоактивных отходов в землю (Вена, МАГАТЭ, 1967).
19. В. М. Седов. «Атомная энергия», 23, 173 (1967).
20. А. А. Хоникевич. «Атомная энергия», 23, 171 (1967).
21. В. И. Спицын и др. Доклад № SM-93/41, представленный СССР на Симпозиум по удалению радиоактивных отходов в землю (Вена, МАГАТЭ, 1967).
22. Н. Б. Заборов. «Энергетическое строительство», 1(67), 12 (1967).
23. В. В. Куличенко и др. Доклад № M-71/60, представленный СССР на симпозиум «Практика переработки радиоактивных отходов низкого и среднего уровня активности» (Вена, МАГАТЭ, 1965).
24. И. А. Соболев, Л. М. Хомчик, Ю. А. Максимов. Доклад, представленный СССР на Вторую научно-техническую конференцию стран СЭВ по переработке радиоактивных отходов (Дрезден, 1967).