

# 01, январь 2016

УДК 621.039.73

### **Химические методы переработки радиоактивных отходов**

*Пачин А.С., студент*

*Россия, 105005, г. Москва, МГТУ им. Н.Э. Баумана,  
кафедра «Динамика и управление полетом ракет и космических аппаратов»*

*Заикин Г.Ю., студент*

*Россия, 105005, г. Москва, МГТУ им. Н.Э. Баумана,  
кафедра «Динамика и управление полетом ракет и космических аппаратов»*

*Научный руководитель: Горячева В.Н., к.х.н.*

*Россия, 105005, г. Москва, МГТУ им. Н.Э. Баумана,  
кафедра «Химия»  
[bauman@bmstu.ru](mailto:bauman@bmstu.ru)*

**Радиоактивные отходы (РАО)** - это изделия, материалы, вещества и биологические объекты, загрязненные радиоактивными веществами в количестве, которое превышает величины, установленные действующими нормами и правилами, и не подлежащие дальнейшему использованию в данном производстве и в экспериментальных исследованиях. Радиоактивные отходы, образующиеся на различных стадиях топливного цикла, значительно различаются по количеству, химическому и изотопному составу, уровню активности и агрегатному состоянию.

#### **Источники радиоактивных отходов**

При добыче урана радиоактивными отходами являются воздушные сбросы из шахт, содержащие аэрозоли и радиоактивные газы. В процессе переработки урановых концентратов образуются жидкие отходы различного химического состава. Отходы высокого уровня активности образуются в основном на радиохимических производствах. РАО являются различные ядерные объекты, подлежащие утилизации, например, ядерное оружие.

## **Влияние радиоактивных отходов на человека и окружающую среду**

Ионизирующее излучение приводит к массовой гибели клеток организма или растения, канцерогенезу и мутагенезу, способно к повреждению генетического аппарата.

### **Актуальность проблемы дезактивации**

По данным Министерства здравоохранения Российской Федерации, на территории страны ежегодно образуются радиоактивные отходы, из которых перерабатывается лишь одна треть. В результате производственной деятельности предприятий атомной энергетики и промышленности, атомного флота на территории страны накоплено радиоактивных отходов с суммарной активностью около 1,5 млрд. кюри, а отработавшего ядерного топлива — с общей активностью около 4, 65 млрд. кюри. Захоронение радиоактивных элементов становится малоэффективным, поскольку требует огромных земельных территорий, которые впоследствии оказываются зараженными. Современное состояние проблемы РАО в России может характеризоваться следующим образом: в результате предыдущей ядерной деятельности образовался большой объем радиоактивных отходов РАО. К настоящему времени в РФ накоплено около 470 млн м<sup>3</sup> жидких РАО и около 74 млн т твердых РАО с суммарной активностью  $5,8 \cdot 10^{19}$  Бк. С каждым годом количество отходов увеличивается, следовательно, все больше появляется проблема их переработки и утилизации, причем с наименьшими физическими и материальными затратами.

### **Классификация радиоактивных отходов**

Классификация – это система объединения и соподчинения объектов и понятий, используемая как средство установления связей между ними.

РАО классифицируют по агрегатному состоянию (жидкие, твердые, газообразные) и по активности.

Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ) предложило классификацию отходов, в основе которой лежит учет вариантов окончательного захоронения РАО. Основным признаком классификации служит длительность распада нуклида т.к. требования к технологии захоронения отходов во многом определяются временем, в течение которого отходы сохраняют токсичность:

### **Отходы, освобожденные от контроля**

Отходы, содержащие такие низкие концентрации радионуклидов, что они могут быть освобождены от ядерного регулирующего контроля, поскольку радиологическая опасность отходов незначительна. Пределы радионуклидов для этой категории отходов называются уровнями освобождения. Они устанавливаются органами государственного регулирования, принимая во внимание критерии для освобождения материалов от регулирующего контроля. Уровни освобождения рассчитываются из условия, что при всех сценариях облучения индивидуальная доза не должна превышать 10 мкЗв в год.

### **Низко- и среднеактивные отходы**

Отходы, содержащие такие количества радионуклидов, что необходимы меры для защиты персонала и населения. Этот класс охватывает очень широкий диапазон РАО, начиная с отходов, слегка превышающих уровень отходов, освобожденных от контроля, до отходов, содержащих такие высокие уровни активности, что требуются биологическая защита и даже охлаждение. В этой категории выделены две группы РАО, содержащих короткоживущие и долгоживущие радионуклиды. Способы захоронения низко- и среднеактивных отходов разнообразны. В таблице представлена классификация РАО в России по их степени активности.

Категория отходов	Удельная активность, кБк/кг		
	$\beta$ -излучающие радионуклиды	$\alpha$ -излучающие радионуклиды (исключая трансурановые)	Трансурановые радионуклиды
Низкоактивные	Менее $10^3$	Менее $10^2$	Менее $10^1$
Среднеактивные	От $10^3$ до $10^7$	От $10^2$ до $10^6$	От $10^1$ до $10^5$
Высокоактивные	Более $10^7$	Более $10^6$	Более $10^5$

### **Высокоактивные отходы**

Отходы, содержащие такие высокие количества радионуклидов, что в течение значительного периода времени необходима высокая степень их изоляции от биосферы. Данные отходы требуют создания экранирующей оболочки (биологической защиты) и охлаждения.

В Российской Федерации разработан Государственный стандарт ГОСТ Р50926-96 «Отходы высокоактивные отвержденные». Он определяет требования и параметры

отвержденных отходов, а также методы их испытания. На рис. 1 представлена схема методов обращения с РАО.

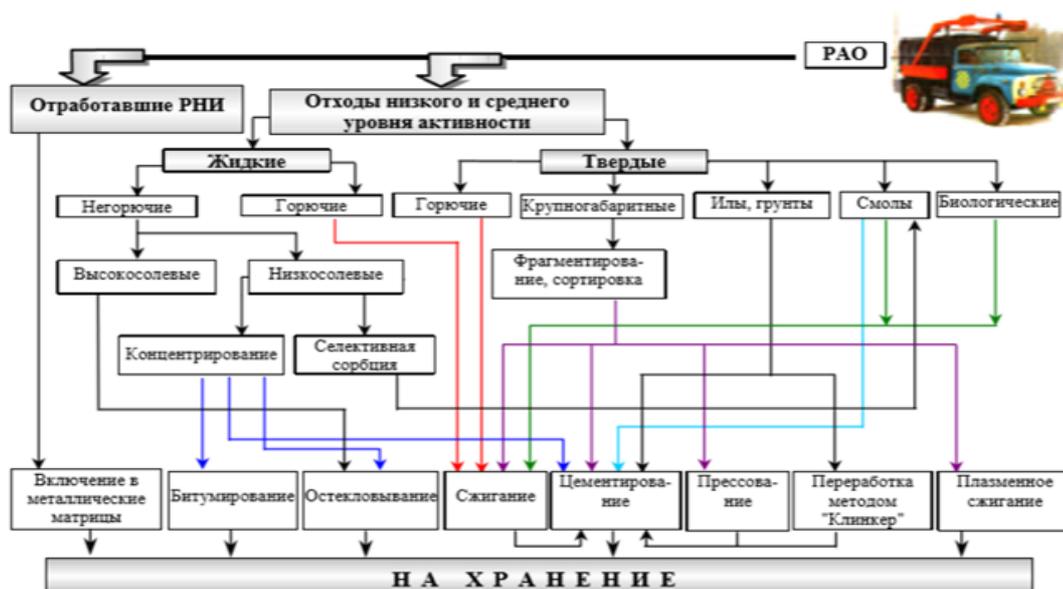


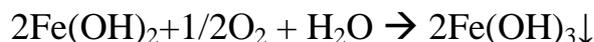
Рис. 1. Схема методов обращения с радиоактивными отходами на ГУП МосНПО «Радон»

**Химические методы переработки и дезактивации радиоактивных отходов. Очистка жидких отходов низкого и среднего уровней активности. Осадительные методы очистки.**

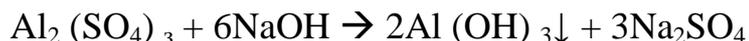
Осадительные процессы широко используют для очистки сбросов от радионуклидов. Наибольшее распространение получило соосаждение радионуклидов при коагуляции (уменьшении степени дисперсности) стабильных соединений различных веществ. Различают две стадии коагуляции: потерю агрегативной устойчивости коллоидов и их слипание (скрытая коагуляция) и выпадение образовавшихся частиц в осадок или всплывание на поверхность (явная коагуляция). Принципиальная схема осадительного метода очистки приведена на рис. 2.

Очистка радиоактивных сбросов в процессе коагуляции происходит в результате соосаждения радионуклидов совместно со стабильными нуклидами; захвата взвешенных в очищаемой воде частиц, особенно коллоидных, образующимся осадком; адсорбции радионуклидов, находящихся в растворе в ионном состоянии, на развитой поверхности образующегося осадка стабильных веществ. В качестве коагулянтов чаще всего используют недорогие реагенты: сернокислое железо закисное  $FeSO_4$  и окисное  $Fe_2(SO_4)_3$ , сернокислый алюминий  $Al_2(SO_4)_3$ , соли кальция, смеси фосфатов и гидроксида кальция. При использовании  $FeSO_4$  в щелочной среде происходит образование гидроксида  $Fe(II)$ ,

который окисляется кислородом воздуха, присутствующим в отходах, до гидроксида Fe(III):



Этот процесс желательно вести в интервале pH=8,5-11. В случае применения сернокислого алюминия происходит выпадение гидроксида алюминия по реакции



Интенсивное образование хлопьев аморфного осадка гидроксида алюминия происходит при pH=7-8. Иногда используют смешанные осадки гидроксидов железа и алюминия. Процесс коагуляции обычно проводят при 20—40 °С, так как при более высокой температуре появляются мешающие процессу отстаивания конвективные потоки и наблюдается десорбция адсорбированных на поверхности коллоидного осадка радиоактивных элементов, что уменьшает коэффициент очистки.

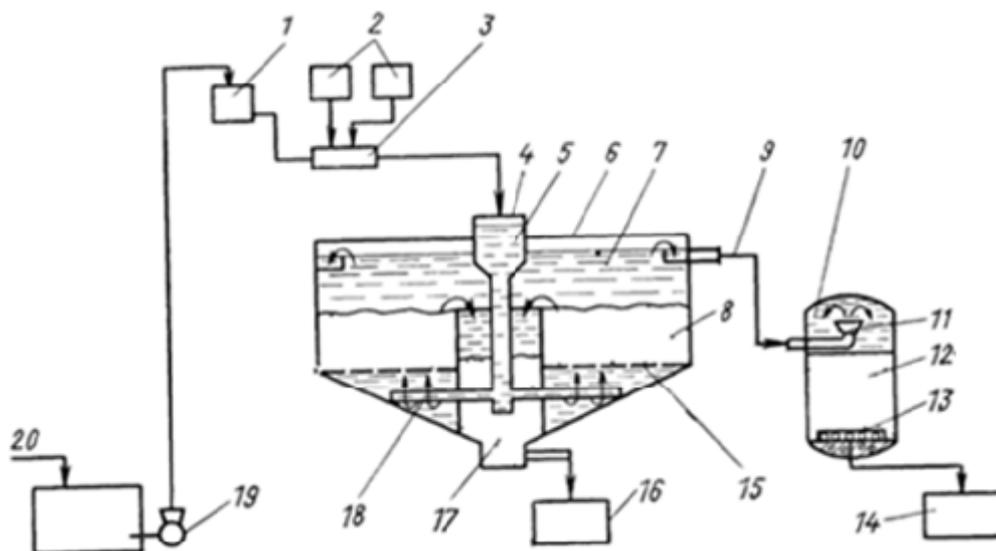


Рис. 2. Принципиальная технологическая схема осадительного метода очистки:

- 1 – расходный бак; 2 – дозировка реагентов; 3 – смеситель; 4 – отстойник-осветлитель;
- 5 – центральный стояк; 6 – корпус отстойника-осветлителя; 7 – зона осветлительной воды;
- 8 – зона взвешенного осадка; 9 – осветленная вода; 10 – механический фильтр;
- 11 – распределительное устройство; 12 – слой песка; 13 – дренажная система; 14 – емкость приема очищенной воды;
- 15 – шлакоуплотнитель; 16 – приемник пульпы; 17 – дырчатое дно; 18 – дырчатые распределительные трубы; 19 – насос; 20 – исходная вода

Широкое распространение получила фосфатная коагуляция, где для соосаждения используют фосфат кальция  $\text{Ca}_3(\text{PO}_4)_2$ . Например, при взаимодействии растворимых соединений урана с осадком фосфата кальция (произведение растворимости  $\text{ПР} = 10^{-29}$ ) образуются еще более нерастворимые соединения урана, например,  $\text{Ca}(\text{UO}_2\text{PO}_4)_2$  с  $\text{ПР} = 10^{-47..-50}$ . Процесс фосфатной коагуляции может быть описан следующим уравнением реакции:



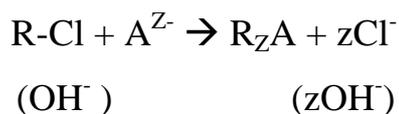
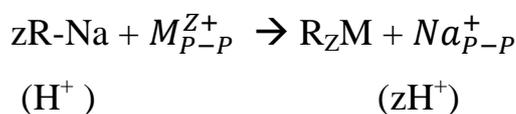
### **Очистка методом ионного обмена**

Для очистки жидких радиоактивных отходов с небольшим содержанием солей ( $\leq 1$  г/л) применяют метод ионного обмена. К основным достоинствам очистки жидких радиоактивных отходов методом ионного обмена относят возможность достижения высокого коэффициента очистки (до  $10^5$ ), величины, равной отношению концентрации радиоактивных веществ до очистки к концентрации радиоактивных веществ после очистки и степени концентрирования сбросных радиоактивных отходов. Процесс ионного обмена применяют для доочистки растворов после химического осаждения.

Ионный обмен - это обратимая химическая реакция обмена ионами между твердым веществом (ионитом в набухшем состоянии) и раствором электролита, содержащим многозарядные ионы.

Катионный обмен - частный случай ионного обмена, под которым в химии понимают обратимый процесс стехиометрического обмена катионами между двумя контактирующими фазами.

Анионный обмен - процесс ионного обмена, при котором анионы из раствора заменяются на другие анионы из ионообменника (ионита). Схематично процесс обмена катионами и анионами можно представить:



Для очистки жидких радиоактивных отходов применяются следующие принципиальные схемы ионного обмена: последовательное катионирование - анионирование (очистка в отдельном слое ионита) и очистку на катионите и анионите в

аппаратах со смешанным слоем ионитов. Скорость пропускания растворов с большим содержанием через ионит составляет 7—10 м/ч. По радиационной стойкости иониты можно расположить в ряд: пиридиновые аниониты, сульфокарбоксовые катиониты, слабоосновные аниониты типа первичных, вторичных и третичных аминов, сильноосновные аниониты типа четвертичных аммониевых оснований.

Основная характеристика ионитов – динамическая обменная емкость, которую определяют количеством моль эквивалентов ионов на литр, или миллимоль эквивалентов ионов на кубический метр, поглощенных набухшим ионитом:

$$E = \frac{n_{\text{ЭКВ}}(M^{Z+})}{m},$$

где  $n_{\text{ЭКВ}}$  – число моль эквивалентов ионов  $M^{Z+}$ , которое можно связать единицей массы ионита ( $\frac{\text{моль} \cdot \text{ЭКВ}}{\text{м}^3}$  или  $\frac{\text{ммоль} \cdot \text{ЭКВ}}{\text{л}}$ ).

При последовательном пропускании воды через Н – катионитные и ОН-анионитные фильтры происходит обессоливание воды.

### **Применение битумных сорбентов**

Битумные сорбенты получают введением ионогенных групп в битумы различных марок. Так, катиониты на основе битумов (марки СБТ и СБН) получают сульфированием промышленных битумов серной кислотой или олеумом. Лабораторные исследования сорбции битумными ионитами радионуклидов из модельных растворов показали, что наличие сульфокарбоксовых и фенольных групп ( $\text{C}_6\text{H}_5\text{OH}$ ) в катионитах, полученных сульфированием промышленных марок битумов серной кислотой (олеумом), обуславливает избирательное поглощение радионуклидов из сложных по солевому составу растворов. Для извлечения радионуклидов, присутствующих в сбросных водах в анионной форме, могут быть использованы сорбенты на основе битумов, содержащие, кроме катионообменных, также анионообменные аминогруппы. Исследования выщелачивания  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$  из битумных катионитов показали, что при термической обработке сорбентов происходит прочная фиксация поглощенных радионуклидов. Оптимальные условия сплавления сорбентов: температура 200—250 °С, время 1,0—1,5 ч. Скорость выщелачивания  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$  из термообработанных образцов в морской воде  $10^{-4}$  г/(см<sup>3</sup>·сут).

Процесс переработки жидких радиоактивных сбросов на стадии концентрирования обычно не заканчивается. Хранение жидких радиоактивных концентратов в емкостях не может считаться надежным для окончательного захоронения. Поэтому важное звено в

технологической цепи обращения с жидкими радиоактивными отходами среднего и низкого уровней активности - перевод жидких концентратов в твердую и химически инертную форму, пригодную для длительного хранения.

Битумирование - метод включения радиоактивных веществ в твердый инертный материал на основе асфальтов и битумов, обеспечивающий длительное и безопасное хранение радиоактивных отходов. Битумирование представляет собой один из перспективных способов отверждения. Битумы привлекают внимание такими положительными качествами, как непроницаемость, пластичность, достаточная химическая инертность, невысокая стоимость, незначительное воздействие со стороны микроорганизмов.

### **Отверждение жидких высокоактивных отходов (ВАО).**

#### **Остекловывание. Заключение РАО в металлическую матрицу**

В последние десятилетия в России и Франции активно используется процесс отверждения жидких радиоактивных отходов. Перед остекловыванием РАО проходят три специальных стадии:

1) удаление из отходов воды и отгонка азотной кислоты при температуре 130-170 °С;

2) разложение остающихся нитратов при температуре 400—500 °С с образованием оксонитрата по уравнению реакции:



где М – металл, стоящий в ряду напряжений между магнием и медью, например:



3) прокаливание при температуре 700 °С или спекание при температуре 1000-1200 °С с получением тугоплавкого продукта.

Полученные порошки смешиваются со стеклообразующими добавками и пересыпаются в плавильную печь, где при температуре 1000–1500 °С происходит плавление и стеклование массы. В этой технологии может использоваться боросиликатное стекло, которое имеет достаточную радиационную стойкость к воздействию β- и α-излучения. Для включения РАО в боросиликатные стекла необходима температура 1000–1500 °С. При сплавлении оксидов металлов с оксидом бора (III)

получают метабораты, а с оксидом кремния – силикаты. Схематично уравнения реакции можно представить:



где М – металл.

В настоящее время разработана технология для получения композиции витромет, в которой концентрирование жидких ВАО проходит в присутствии фосфорной кислоты  $H_3PO_4$  и формальдегида  $CH_2O$ . Последующее остекловывание образовавшейся суспензии производится при  $1000\text{ }^\circ\text{C}$ . Далее из фосфатного стекла получают бусинки диаметром около 5 мм, которые образуются при стекании из канала печи на вращающийся диск из нержавеющей стали. Затем бусинки стекла заключают в металлическую (коррозионностойкий свинцовый сплав) матрицу и получают стойкий материал – витромет. Матрица служит поглотителем ионизирующего излучения продукта.

В качестве примера рассмотрим разработанный в ФРГ метод «Памела», заключающийся в остекловывании высокоактивных продуктов и введении стеклянных шариков в металлическую матрицу. Стеклообразующим компонентом служит азотная кислота, при денитрации вводится раствор формальдегида:



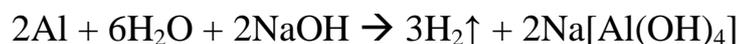
Образующиеся стеклянные шарики диаметром 5 мм размешивают в расплаве тяжелого металла (свинца). Окончательный продукт представляет собой свинцовый блок.

Для РАО с высоким удельным тепловыделением разрабатываются другие стеклокерамические композиции, например кермет. Данная композиция обладает высокой теплопроводностью (до  $210\text{ Вт}/(\text{м}\cdot\text{К})$ ), низкой скоростью выщелачивания от  $10^{-5}$  до  $10^{-7}\text{ г}/(\text{см}^2\cdot\text{сут})$ , высоким пределом радиационной стабильности по отношению к ионизирующему излучению.

Метод остекловывания РАО позволяет добиться оптимальных показателей по качеству матриц и их устойчивости к воздействию окружающей среды. В настоящее время этот метод позволяет перерабатывать широкий спектр жидких и твердых РАО с получением стеклокристаллических матричных и стеклоподобных материалов.

## Переработка отработанного ядерного горючего.

**Переведения ядерного горючего в раствор.** Первой задачей переработки отработанного ядерного горючего является переводение его в раствор. Исключение составляет горючее гомогенных ядерных реакторов. В реакторах на медленных нейтронах наиболее распространенным видом ядерного горючего служит обогащенный металл или оксид  $UO_2$ , покрытый снаружи защитной оболочкой из алюминия, сплава циркония или нержавеющей стали. После выдерживания тепловыделяющего элемента (ТВЭЛа) в течение времени, достаточного для распада короткоживущих продуктов деления (охлаждения), полного перехода  $^{239}U$  в  $^{239}Pu$  и частичного перехода  $^{233}Pa$  в  $^{233}U$  растворяют защитную оболочку. Алюминиевую оболочку растворяют в растворе гидроксида натрия или азотной кислоте, циркониевую — в плавиковой кислоте или растворе  $NH_4F$ , а оболочку из нержавеющей стали — в серной кислоте.

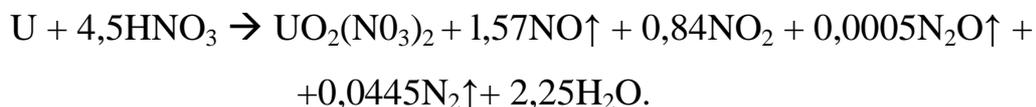


или

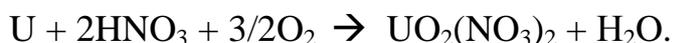


Освобождение ТВЭЛ от оболочки осуществляется механическим путем.

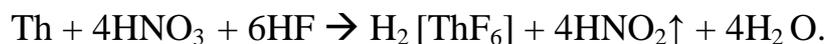
Разрабатываются и другие методы удаления оболочки — термический, гидридный и фторидный. После удаления оболочки проводят растворение урановых ТВЭЛ в 55%-ной азотной кислоте  $HNO_3$ . Процесс протекает по уравнению:



Оптимальнее растворение проводить в присутствии кислорода, так как в этом случае процесс протекает без выделения газов:



Расход кислоты снижается, а радиоактивные ксенон, криптон и пары йода не разбавляются азотом и окислами азота. Растворение тория осуществляется в 12 М HNO<sub>3</sub> при температуре 105-115 °С в присутствии фтористоводородной кислоты для ускорения процесса:



### **Газофторидные методы переработки**

Данные методы позволяют все компоненты отработанного ядерного топлива (ОЯТ) переводить во фторидные соли. На последующих этапах фториды урана и плутония отделяются от основной массы продуктов деления. Разделение фторидных солей основано на их различной летучести и различной активности по отношению к взаимодействию с некоторыми реагентами.

При фторировании UO<sub>2</sub> или U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> образуются в зависимости от условий UF<sub>4</sub> или UF<sub>6</sub>. Тетрафторид урана UF<sub>4</sub> в обычных условиях является нелетучим веществом, устойчивым к нагреванию в воздухе. Способ получения тетрафторида урана включает восстановление и фторирование октаоксида триурана парами разложения фторида аммония, взятого в избытке 100-130 % мольных от стехиометрического количества в интервале температур 260-700 °С:



В результате реакции происходит восстановление U<sup>6+</sup> до U<sup>4+</sup> и перевод оксидной формы урана во фторидную.

Гексафторид урана UF<sub>6</sub> – легко испаряющееся вещество с температурой возгонки 56,6 °С при нормальном давлении, температура тройной точки 64,02 °С. Образование UF<sub>6</sub> протекает по уравнению реакции:



При фторировании плутония образуются подобные соединения: малолетучий тетрафторид плутония PuF<sub>4</sub> и гексафторид плутония PuF<sub>6</sub> – твердое летучее соединение, или легкокипящая жидкость с температурой возгонки 51,6 °С. Нептуний также образует фториды NpF<sub>4</sub> и NpF<sub>6</sub>, которые по свойствам близки к соответствующим фторидам плутония и урана. Температура возгонки гексафторида нептуния 55 °С.

В общем случае фторирование металлов происходит по следующим уравнениям реакций:



где М – металл, n 3-5, m 3-1, а F\* атомарный фтор.

Газофторидная технология характеризуется отсутствием жидких технологических РАО и низким выходом твердых отходов, представляющих собой огарки фторирования, пыль, а также отработанные фтористые сорбенты и химические поглотители, которые образуются при очистке гексафторида урана от летучих фторидов ПД и при обезвреживании сбросных и фторсодержащих газов.

Согласно расчетам, при использовании указанного метода иммобилизации суммарный выход твердых радиоактивных отходов, образующихся по газофторидной технологии, не превысит 0,15 м<sup>3</sup>/т ОЯТ.

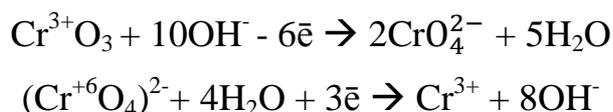
При использовании фторидных технологий решающее значение для обеспечения безопасности окружающей среды имеет очистка сбросных технологических газов, содержащих высокотоксичный фтор, подаваемый на стадию фторирования с избытком 7-10%. В газофторидной технологии эта проблема, с учетом опыта работы сублиматных заводов, решается достаточно просто и эффективно, за счет улавливания фтора на исходном оксидном топливе с образованием оксифторида урана (UO<sub>2</sub>F<sub>2</sub>). Полученные в результате улавливания промежуточные фториды используются в качестве исходного сырья на стадии фторирования, а сбросные технологические газы обезвреживаются с помощью гранулированного фторида натрия и химических поглотителей на основе Mg(OH)<sub>2</sub> и Ca(OH)<sub>2</sub>.

### **Дезактивация оборудования АЭС**

Удаление радиоактивных отложений на АЭС связано с дополнительными трудностями: необходимостью удаления оксидной пленки, а иногда и поверхностного слоя основного металла на глубину нескольких микрометров; разработка растворов и технологии дезактивации для удаления весьма труднорастворимых окислов хрома Cr<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, железа Fe<sub>3</sub>O<sub>4</sub> и смешанных типа хромата FeCr<sub>2</sub>O<sub>4</sub>.

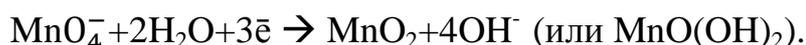
На первой стадии процесса используется окислительный раствор. Его назначением является окисление оксида  $\text{Cr}_2\text{O}_3$  в хромат-ион  $\text{CrO}_4^{2-}$ , окисление нерастворимого хромата ( $\text{Cr}^{3+}$ ) до трехвалентного и окисление магнетита  $\text{Fe}_3\text{O}_4$  до более растворимых оксидов. Наибольшее распространение для этой цели получил раствор перманганата калия  $\text{KMnO}_4$  (0,05—0,15 %) и едкого натра  $\text{NaOH}$  (0,5—1,5 %). Аналогичное действие оказывает раствор, состоящий из пероксида водорода  $\text{H}_2\text{O}_2$  и комплексонов НТА (нитрилтриуксусная кислота) или ЭДТА (этилендиаминтетрацетат).

Полуреакции окисления  $\text{Cr}_2\text{O}_3$  и восстановления  $\text{CrO}_4^{2-}$  в щелочной среде имеют вид:



При взаимодействии иона металла с  $\text{CrO}_4^{2-}$  получают нерастворимый  $\text{M}_x(\text{CrO}_4)_y$ .

Полуреакция восстановления окислителя  $\text{MnO}_4^-$  приведена ниже:

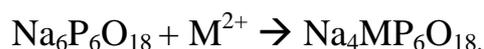


На второй стадии можно использовать большое количество реагентов, назначение которых растворить подготовленные к этому радиоактивные элементы отложений. Для этой цели применяют органические кислоты (щавелевую, лимонную кислоты), соль цитрат аммония и комплексоны (ЭДТА, НТА и др.). Роль последних – образование прочных комплексных соединений, иногда нерастворимых, с ионами радиоактивных металлов.

После каждой стадии проводится тщательная водная отмывка поверхностей. Обе стадии дезактивации, включая водные отмывки после каждой стадии, составляют один цикл. По опытным данным за 3—4 цикла можно удалить 97—99 % активных отложений. Основным недостатком многостадийного метода дезактивации является большое количество сбросных радиоактивных вод, которые требуют переработки и захоронения.

Для дезактивации больших поверхностей (наружных поверхностей технологического оборудования, внутренних поверхностей баков и бассейнов, полов и стен помещений и т. п.) используется **пароэмульсионный метод**. В качестве дезактивирующего используется раствор, содержащий щавелевую кислоту  $\text{H}_2\text{C}_2\text{O}_4$  с концентрацией 20 г/кг, поверхностно-активное вещество ОП-7 с концентрацией 5 г/кг и гексаметафосфат натрия ( $\text{Na}_6\text{P}_6\text{O}_{18}$ ) с концентрацией 5 г/кг.

Реакция катионов металлов с  $\text{Na}_6\text{P}_6\text{O}_{18}$  протекает по уравнению:



С помощью специального пистолета, к которому подводится пар давлением 0,8—1,2 МПа, раствор в виде паровой эмульсии наносится на поверхность. Скорость обработки поверхности  $\sim 1 \text{ м}^2/\text{мин}$ . В зависимости от состояния поверхности и вида загрязнения дезактивирующий раствор можно менять.

### **Обезвреживания удаляемых в атмосферу выбросов, содержащих радионуклиды**

Для очистки воздуха от радиоактивных газов и аэрозолей чаще всего рекомендуются следующие способы:

- фильтрация на тонковолокнистых полимерах в виде тканей (для аэрозолей);
- фильтрация на насадочных фильтрах (для аэрозолей);
- абсорбция растворами;
- абсорбция газов на твердых сорбентах;
- выдержка во времени.

Учитывая малый размер частиц радиоактивных аэрозолей, для их извлечения из газовых потоков обычно применяют фильтрацию на тонковолокнистых полимерах с высокой эффективностью с помощью рамочных фильтров, снабженных тканями ФПП или ФПА.

Ткань ФПП представляет собой слой ультратонких волокон перхлорвинила, нанесенный на марлевую основу; ткань ФПА состоит из ультратонких волокон ацетилцеллюлозы. Ткань ФПП выдерживает температуру газового потока не более  $60 \text{ }^\circ\text{C}$ . Она устойчива к воздействию кислот, щелочей, разрушается маслами и некоторыми органическими растворителями: хлорированными углеводородами, ацетоном и др. Ткань ФПА выдерживает температуру до  $150 \text{ }^\circ\text{C}$ , устойчива к действию органических растворителей типа пластификаторов, разрушается под действием кислот, щелочей, ряда органических растворителей типа дихлорэтана, ацетона.

Очистку воздуха и газов от радиоактивных аэрозолей и грубодисперсной пыли можно проводить также с помощью абсорбции жидкостью или специальными растворителями. Жидкостную очистку производят в абсорбентах скрубберного типа, в которых загрязненный газ движется навстречу тонко распыленной жидкости. В

отдельных случаях загрязненный газ просто пропускают через слой жидкости для охлаждения и удаления грубодисперсной пыли.

В последнее время жидкостную очистку воздуха и газов от пыли осуществляют в пенных аппаратах, в которых абсорбция происходит намного интенсивнее, чем в слое барботируемой жидкости. Более интенсивный процесс абсорбции в этом случае обусловлен увеличением площади контакта газа и жидкости за счет образования пены. При использовании пенного аппарата эффективность очистки воздуха или газа от пыли достигает 97-99,3 %.

Радиоактивные газы улавливают фильтры-адсорбенты, заполненные активированным углем. Радиоактивные инертные газы могут быть также адсорбированы активированным древесным углем, но при низкой отрицательной температуре, создаваемой с помощью жидкого азота или специальных холодильников.

Для извлечения из воздуха радиоактивного йода используют каустические адсорбенты (с эффективностью до 80 %).

В отдельных случаях при содержании в газообразных отходах значительного количества короткоживущих радионуклидов и при малом объеме отходов газы сжимают с последующим их хранением в специальных емкостях - газгольдерах.

### **Предосторожности, необходимые при работе с радиоактивными веществами**

При работе с источниками радиоактивного излучения следует выполнять некоторые общие правила техники безопасности:

1. Для определения уровня активности на рабочем месте необходимо использовать дозиметрическую аппаратуру и в соответствии с этим установить, какой метод защиты необходим.
2. Все операции должны по возможности осуществляться в вытяжном шкафу с достаточной кратностью обмена или в сухих камерах.
3. Во избежание загрязнений в случае разливания раствора, лучше всего работать над кюветой или поверхностью, покрытой фильтровальной бумагой.
4. Радиоактивные растворы не следует набирать в пипетку ртом. Вещества с активностью даже в несколько микроюри нельзя трогать голыми руками.
5. В условиях работы образец должен находиться в контейнере, из которого при необходимости его извлекают щипцами или руками в перчатках.
6. При высоких уровнях  $\gamma$ -излучения (обычно в пределах миллиюри) разделения необходимо вести за защитными экранами из свинца, которые обычно собирают из свинцовых кирпичей в форме, удобной для проведения конкретной работы.

В этом случае операции осуществляются с помощью захватов или других приспособлений.

## **Заключение**

### **Перспективы химических методов дезактивации**

С развитием атомной промышленности и энергетики растет количество радиоактивных отходов и материалов, которые могут причинить вред не только окружающей среде, но и человеческому здоровью. В связи с этим повышается необходимость обезопасить человечество и природу. Наиболее удачным решением данной проблемы является развитие и разработка постоянно совершенствующихся химических методов дезактивации. Рассеивание вредных выбросов в атмосфере, захоронение твердых РАО под землей, сбрасывание ЖРО в водные просторы – все эти способы избавления от радиоактивных отходов непременно ведут к загрязнению окружающей среды, а, следовательно, влияют на здоровье людей. Именно поэтому необходимо развивать химическую технологию, способную максимально обезвредить губительное ионизирующее излучение.

За химическими методами стоит будущее дезактивации радиоактивных отходов. Радиоактивные отходы являются одной из важнейших проблем, стоящих перед человечеством. Основная задача – переработка и захоронение уже накопленных радиоактивных отходов – в настоящее время не может считаться окончательно решенной.

## **Список литературы**

- [1] Шведов В.П., Седов В.М., Рыбальченко И.Л., Власов И.Н. Ядерная технология / под общ. ред. И.Д. Морохова. М.: Атомиздат, 1979. 336 с.
- [2] Несмеянов А.Н. Радиохимия. Издание второе, переработанное. М.: Химия, 1978. 559 с.
- [3] Технологические и организационные аспекты обращения с радиоактивными отходами. Вена: Международное агентство по атомной энергии, 2005. 221 с.
- [4] Давиденко Н.Н., Куценко К.В., Тихомиров Г.В., Лаврухин А.А. Обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами в атомной энергетике: учебное пособие. М.: МИФИ, 2007. 136 с.
- [5] Шмелев А.Н., Апсэ В.А., Куликов Г.Г. Физические основы обезвреживания долгоживущих отходов. Потенциал инновационных технологий: учебное пособие. М.: МИФИ, 2008. 120 с.

[6] Адамов Е.О., Большов Л.А., Ганев И.Х. и др. Белая книга ядерной энергетики. М.: ГУП НИКИЭТ, 2001. 269 с.