

будет поступать вместе со всеми изотопами урана на те стадии топливного цикла, в которые вовлекается регенерированный уран. Стадии: радиохимическое производство; производство гексафторида урана; производство топлива, ТВЭЛов и тепловыделяющих сборок; атомная электростанция.

Мое предложение заключается в том, что можно наладить добычу тория из недр почвы и вместо урана использовать в открытом ядерном топливном цикле торий.

**УДК 66.03**  
**ГРНТИ 31.15.23**

### **ИЗВЛЕЧЕНИЕ И ОЧИСТКА УРАНА ПРИ ПЕРЕРАБОТКЕ ОЯТ**

Фатыхова Д. Р., Назаров М. В.

*Озёрский технологический институт – филиал НИЯУ МИФИ (СПО),  
г. Озёрск Челябинская область*

katyka6893@gmail.com

Статья посвящена ядерному горючему водо-водяных реакторов, технологии переработки отработавшего ядерного топлива на заводе РТ-1, способу извлечения и очистки урана из него.

*Ключевые слова:* уран, топливо, ОЯТ, ЯТЦ, переработка, отходы.

### **EXTRACTION AND PURIFICATION OF URANIUM DURING SNF PROCESSING**

Fatykhova D. R. Nazarov M. V.

*OTI NRNU MEPHI, Ozersk*

The article is devoted to the nuclear fuel of pressurized water reactors, the technology for processing spent nuclear fuel at the RT-1 plant, the method for extracting and purifying uranium from it.

*Keywords:* Uranium, SNF, NFC, recycling, waste.

Важным преимуществом использования ядерного горючего является значительное сокращение выбросов вредных продуктов сгорания в окружающую среду. А использование ядерной энергетики для нужд электрификации является основным направлением её мирного применения.

Если выразиться кратко, то уран, который отработал в ядерном реакторе, называется облучённым или выгоревшим. А такие ТВС (тепловыделяющая сборка) — отработавшим ядерным топливом. ОЯТ позиционируется отдельно от радиоактивных отходов, поскольку имеет как минимум 2 полезных компонента — это невыгоревший уран (глубина выгорания металла никогда не достигает 100%) и трансурановые радионуклиды. Процесс переработки урана входит в процесс ядерного топливного цикла.

Переработка отработанного ядерного горючего, и обработка радиоактивных отходов — самая важная из перечисленных проблем топливного цикла крупномасштабной ядерной энергетики. Итак, на сегодняшний момент существует две концепции по поводу обращения с ОЯТ. Одна концепция, которой официально придерживаются в США — это концепция разомкнутого цикла, когда облучённое топливо в виде оборок ТВЭЛов (ТВЭЛ —

тепловыделяющий элемент) поступает на длительное («вечное») хранение. Вторая концепция предусматривает переработку облучённого топлива.

Несмотря на высокую стоимость современной технологии регенерации ТВЭЛов, только переработка позволяет классифицировать облучённое топливо на составляющие (U, Pu, Np, Cs, Sr, Zr, нерж. сталь и т.д.), поддержать рынок не только ядерного топлива, но и радиоактивных изотопов, существенно снизить будущие потребности в природном сырье.

На 1 января 2019 года в России на 10 действующих АЭС эксплуатируется 35 энергоблоков общей мощностью 29 132,2 МВт, из них: 20 реакторов с водой под давлением – 13 ВВЭР-1000 (12 блоков 1000 МВт и 1 блок 1100 МВт), 2 ВВЭР-1200 (1200 МВт), 5 ВВЭР-440 (4 блока 440 МВт и 1 блок 417 МВт). Завод РТ-1 является единственным в России действующим предприятием по регенерации отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) реакторов атомных электростанций, атомного флота, реакторов научных центров и промышленных реакторов. В настоящее время на заводе осуществляется переработка ОЯТ:

– энергетических реакторов (БН-350, ВВЭР-440, БН-600, РБМК-1000, ВВЭР-1000; БНМОКС);

– исследовательских реакторов российских и зарубежных научных центров;

– транспортных энергетических установок подводного и надводного морского флота с различными топливными композициями ОЯТ;

– промышленных реакторов ФГУП «ПО «Маяк», АО «СХК», ФГУП «ГХК».

В основе любой АЭС лежит контролируемый процесс деления атомного ядра. Суть работы любой АЭС заключается в преобразовании энергии из одного вида в другой. Сначала ядерная энергия переходит в тепловую, потом тепловая энергия – в механическую, а затем механическая – в электрическую. Атомная электростанция – это всегда целый комплекс различных сооружений. Каждое служит определенной цели.

Сердце атомной станции – это реактор. Внутри него находится активная зона, в которой происходит деление атомов урана-235 на нейтроны. Каждое распавшееся ядро заставляет соседние ядра распадаться точно также – это называется цепной реакцией. Во время такой реакции образуются мелкие частицы, которые обладают огромным запасом энергии. Частицы сталкиваются друг с другом и начинают выделять очень много тепла.

Сегодня большинство атомных реакторов работают на медленных нейтронах. Это значит, что добытый уран-235 обогащают до такого уровня, который позволяет поддерживать контролируемую цепную реакцию, например, сплавляют с алюминием. Затем этот обогащенный уран складывают в длинные цилиндры – тепловыделяющие элементы. Их устанавливают в реакторе так, чтобы между ними можно было ввести специальные стержни, которые управляют цепной реакцией.

После того, как это тепло выделилось, его нужно забрать из реактора. Это делается с помощью нескольких трубопроводов. Вода первого контура входит в корпус реактора и охлаждает тепловыделяющие сборки (при этом сама вода нагревается до 320 градусов). Затем через сеть теплообменных трубок парогенератора, она отдает тепло воде второго контура. Важно отметить, что она не соприкасается с ней, чтобы исключить возможность попадания радиоактивных веществ за пределы реакторного зала. Вода второго контура превращаясь в пар, вращает турбины, находящиеся в машинном отделении. Они преобразуют энергию вращения (механическая энергия) в электрический ток.

По сравнению с США в России процесс ЯТЦ стремится к замкнутому циклу. Решаются проблемы использования радиоизотопов урана в дальнейшем производстве.

После отработки ОЯТ поступает на переработку. Если вкратце, то сборки разбираются, начинка извлекается, распиливается на части и помещается в растворитель (азотная кислота), после этого растворенное отработанное топливо проходит целый комплекс химических преобразований, отсюда извлекается уран, плутоний, нептуний, которые не подлежат переработке прессуются и остекляются. И хранятся на территории завода под постоянным наблюдением. На выходе после всех этих процессов формируется готовые сборки уже

«заряженные» свежим топливом, которое производят здесь же. Таким образом Маяк осуществляет полный цикл по работе с ядерным топливом.

Подробнее о переработке ОЯТ:

ОЯТ хранится в бассейне при реакторах не менее 3 лет, затем перевозится в хранилище ТВС (тепло выделяющая сборка) при РТ-1. Из хранилища ТВС извлекают за концевики захватами, комплектуют в вертикальном контейнере и передают в отделение подготовки и резки. Сначала сборки фиксируют в кантователе и передают на установку отрезки концевиков. Отрезку производят в горизонтальном положении под слоем воды двумя электроконтактными дисковыми пилами. Этот способ отрезки обеспечивает ровный срез и позволяет предотвратить выделение газов и аэрозолей. После отрезки концевиков активные части сборок сушат, расплющивают для повышения эффективности операции резки и режут в агрегате резки периодического действия двумя вертикальными пресс-формами. (Шаг подачи ТВС под ножи можно регулировать). Как правило, сборки режут на кусочки длиной 30 мм. Резку проводят в токе воздуха для поддержания температурного режима резки в интервале температур 45-70° и предотвращения возгорания конструкционного материала. Смесь частиц  $UO_2$  и конструкционного материала через тракт загрузки ссыпается в аппарат-растворитель периодического действия кольцевого типа. Растворение ОЯТ проводится в  $HNO_3$  с концентрацией 8-10 моль/дм<sup>3</sup>, с рефлексом азотной кислоты. Продолжительность растворения в кипящей  $HNO_3$  около 2 часов. В процессе растворения контролируют объем раствора, температуру, плотность раствора, давление в аппарате, расход воздуха и полноту извлечения топлива в раствор. Нерастворимые остатки, содержащие до 0,009% U и до 0,06% Pu их исходного количества в ТВС, вместе с конструкционным материалом после передачи раствора на операцию осветления подвергаются контрольному растворению, промываются и удаляются из аппарата-растворителя пневмоимпульсом (с помощью резкой подачи импульсов сжатого воздуха под большим давлением создаются ударные волны в жидкости, находящейся в трубопроводе). В состав взвесей входят графит, кремниевая кислота, продукты коррозии и по мере возрастания глубины выгорания топлива (выше 20 ГВт·сут/т) увеличивается доля продуктов деления. Наличие взвесей в растворе препятствует нормальному протеканию последующего экстракционного процесса, вследствие образования на границе раздела органической и водной фаз большого количества «медуз»-сгустков эмульсий. Удаляют взвеси из раствора на операции его осветления, проводимой с помощью фильтрации обработанного флокулянтами (реагенты, которые отделяют примеси от воды) раствора с использованием непосредственно в процессе фильтрации дополнительного вещества – перлита. Узел осветления оборудован фильтром периодического действия. В качестве фильтрующих перегородок используют металлокерамические патроны, содержащие прессованные порошки из нержавеющей стали или титана. В осветленных таким образом растворах содержание взвесей снижается примерно в 200 раз. Восстановление его фильтрующей способности после очередного фильтроцикла проводят гидроударом и при необходимости с помощью химической регенерации.

Извлечение урана, плутония и нептуния из раствора топлива, их разделение и очистку проводят с помощью водно – экстракционной технологии.

Экстрагентом служит 30% раствор ТБФ (трибутилфосфат) в легком n- парафиновом деароматизированном разбавителе РЭД-1. Для основных целевых продуктов U и Pu предусмотрено два экстракционных цикла. Операции экстракции, промывка и реэкстракции проводят в аппаратах типа смеситель- отстойник во всех экстракционных циклах.

На первом цикле в экстракт переходят U, Pu, Np, Tc и Th, а в рафинаде остается основная масса ТПЭ (твердый полимерный электролит) и продуктов деления.

После комбинированной промывки экстракт направляют на восстановительную реэкстракцию плутония, проводимую азотнокислым раствором, содержащим  $U(IV)$  гидразин и комплексон. Реэкстракцию урана проводят раствором  $HNO_3$  с концентрацией 0,03 моль/ дм<sup>3</sup> при температуре 60° С.

Реэкстракт урана из первого цикла без упаривания поступает на аффинажный цикл.

В очищенном аффинажном цикле растворе уранил нитрата содержание U-235 доводится до 2-2,4 % добавлением на экстракцию обогащенного урана из линии переработки ОЯТ транспортных и исследовательских реакторов. В форме плава гексагидрата уранилнитрата урановый продукт направляют на изготовления топлива для РБМК.

Суммарный коэффициент очистки урана после двух циклов экстракции составляет: от Pu -  $3 \cdot 10^6$ , от продуктов деления  $(1,0-1,5) \cdot 10^7$ . Потери урана с рафинатами и промывными растворами составляет 0,01% исходного количества ОЯТ.

Рассматривается вариант адаптации завода РТ-1 к переработке ОЯТ ВВЭР-1000. Для этой цели предполагают создать специальную линию разделки ТВС с производительностью 400т/ год.

Основной целью переработки облученного топлива считается увеличение количества энергии, получаемой из делящихся и сырьевых материалов. Кроме того, при переработке топлива сокращаются затраты топливного цикла тепловых реакторов, а также возможно извлечение ценных продуктов деления, имеющих достаточно высокую стоимость. Экономическое преимущество замкнутого цикла с переработкой ОЯТ зависят от стоимости природного урана, от стоимости разделительной работы, от преобладающей цены на электроэнергию главным образом по расчёту на ископаемые топлива.

Повышение выхода энергии при использовании регенерированных материалов составляет 30% для водо-водяных реакторов и стократное увеличение энергоресурсов при использовании быстрых бридеров.

Итак, переработка отработанного ядерного горючего, и обработка радиоактивных отходов – самая важная из перечисленных проблем топливного цикла крупномасштабной ядерной энергетики, которую необходимо решать на основе самых передовых технологических процессов, обеспечивающих высокую надежность и тщательный контроль за сбором радиоактивных продуктов в окружающую среду.

#### Библиографический список

1. Андреев, Г. Г. Введение в химическую технологию ядерного топлива: учебное пособие / Г. Г. Андреев, А. Н. Дьяченко. - Томск: Издательство Томского политехнического университета, 2008. - 150 с. – Текст: непосредственный.
2. Генерация электроэнергии. – Текст: электронный // Rosatom.ru [сайт]. – 2022. – 18 февр. - URL: <https://rosatom.ru/production/generation/> (дата обращения 8.04.2023).
3. Двоглазов, К. Н. Гидрометаллургические методы переработки ОЯТ. Процессы растворения / К. Н. Двоглазов. – Текст: электронный. - URL: <http://www.elibrary.ru/item.asp?id=26029741>.
4. Копырин, А. А. Технология производства и радиохимической переработки ядерного топлива: учебное пособие для вузов / А. А. Копырин, А. И. Карелин, В. А. Карелин – Москва: ЗАО «Издательство Атомэнергоиздат», 2006. 576 с. – Текст: непосредственный.
5. Кудрявцев, Е. Г. Отработавшее ядерное топливо: факты и тенденции / Е. Г. Кудрявцев. – Текст: электронный // Atominform.ru [сайт]. -2022. – URL: <http://atominfo.ru/newsz05/a0500.htm> (дата обращения 8. 04.2023).
6. Лебедев, В. М. Ядерный топливный цикл: Технологии, безопасность, экономика / В. М. Лебедев. – Москва: Энергоатомиздат, 2005. - 316 с. – Текст: непосредственный.
7. Мартин, Ф. С. Химическая переработка ядерного топлива / Ф. С. Мартин, Дж. Л. Майлс. - Москва: Металлургииздат, 1961. - 264 с. – Текст: непосредственный.
8. Обращение с радиоактивными отходами и отработавшим ядерным топливом: сборник / А. И. Борзунов, Н. А. Раков, О. Л. Масонов [и др]. – Москва: ЦНИИ атоминформ, 2000. – Текст: непосредственный.
9. Растворение смеси соединений урана и плутония / М. С. Федоров, А.Н. Жиганов, Д. В. Зозуля и [и др]. – Текст: непосредственный // Радиохимия. – 2021. - №3. – С. 243-249.

10. Тананаев, И. Г. Уран: учебное пособие / И. Г. Тананаев. - Москва: НИЯУ МИФИ, 2011. - 92 с. – Текст : непосредственный.
11. Трансмутационный топливный цикл в крупномасштабной ядерной энергетике России: монография / Е. О. Адамов, И. Х. Ганев, А. В. Лопаткин [и др]. – Москва: ГУП НИКИЭТ, 1999. – 356 с. - Текст: непосредственный.