

Энергия – одно из основополагающих первичных понятий мировой цивилизации.

Существует ряд определений, расшифровывающих смысл энергии. Энергия – это мера работы, это мера различных форм движения и т.д.

Эйнштейн установил фундаментальное соотношение $E = mc^2$ (энергия и масса эквивалентны), где $c = 3 \cdot 10^8$ м/с – скорость света. Таким образом, понятие энергии связано с понятием массы, удельной массы или плотности.

Известно, что любое вещество состоит из молекул. **Молекулой** называется малейшая частица вещества, обладающая его основными химическими свойствами. Молекула состоит из одинаковых или разных атомов, соединенных межатомными связями. Эти связи объясняются различными взаимодействиями внешних валентных электронов атомов, то есть они имеют электромагнитную природу.

Атомы состоят из ядра и электронной оболочки.

Ядром называется центральная часть атома, в которой сосредоточена почти вся масса атома и его положительный электрический заряд. Все атомные ядра состоят из **протонов** и **нейтронов**, которые считаются двумя зарядовыми состояниями одной частицы – **нуклона**.

Протон имеет элементарный положительный электрический заряд, равный по величине отрицательному заряду электрона. Зарядом ядра является величина Ze , где e – величина заряда протона, Z – порядковый номер химического элемента в таблице Менделеева, равный числу протонов в ядре. Число нуклонов в ядре $A = Z + N$ называется массовым числом, где N – число нейтронов в ядре. Массовое число нуклона равно 1, электрона – 0.

Нуклидами называются атомы с определенным порядковым номером, массовым числом и ядром в основном или метастабильном состоянии. **Изотопами** называются атомы химических элементов, имеющие одинаковый порядковый номер. **Изобарами** называются атомы химических элементов, имеющие одинаковое массовое число. **Изотонами** называются атомы химических элементов, имеющие одинаковое число нейтронов. **Изомерами** называются атомы с одинаковыми A и Z , но с разными энергетическими состояниями.

Размер атома определяется радиусом наиболее удаленной от ядра электронной орбиты.

Характерные размеры атомов имеют порядок, сопоставимый с величиной $\approx 10^{-8}$ см, а размеры ядер $\approx 10^{-13}$ см.

Взаимодействие составных частей молекул, атомов и ядер происходит в различных полях, характеризующихся электромагнитными (взаимодействие зарядов), гравитационными (притяжение масс) и ядерными (притяжение нуклонов) силами. Квантами взаимодействия нуклонов в поле ядерных сил принято считать нестабильные элементарные частицы – мезоны.

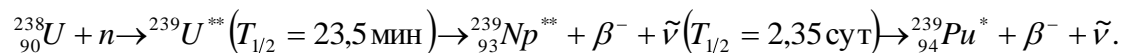
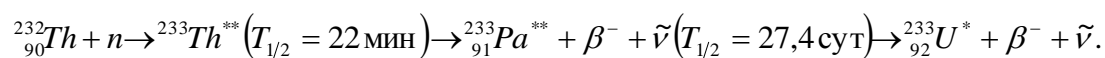
Радиоактивный распад ядер

В 1934 г. после открытия реакции ${}^1_0n + {}^9_4\text{Be} \rightarrow 2{}^4_2\text{He} + 2{}^1_0n$, венгерский физик, работающий в Англии, получил патент на нейтронный реактор, основанный на этой ядерной реакции. Идея оказалась неверной, т.к. последующие испытания показали, что все $(n, 2n)$ – реакции эндотермические.

Оказалось, что с выделением тепла идут реакции деления только на четно-нечетных изотопах тяжелых элементов. Практическое применение носили только ${}^{233}_{92}\text{U}$, ${}^{235}_{92}\text{U}$, ${}^{239}_{94}\text{Pu}$. Эти нуклиды называются делящимися. Из них в природе существует только ${}^{235}_{92}\text{U}$.

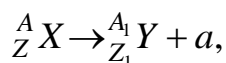
Состав природного урана: ${}^{238}\text{U}$ - 99,28%; ${}^{235}\text{U}$ - 0,714%; ${}^{234}\text{U}$ - 0,006%.

Два других делящихся нуклида получают искусственно.



Воспроизводящий нуклид, способный прямо или косвенно превращаться в делящийся нуклид за счет захвата нейтронов. В природе существуют два воспроизводящих нуклида — уран-238 и торий-232.

Радиоактивный распад – это процесс самопроизвольного распада неустойчивых ядер в другие ядра (в конечном итоге, стабильные). Т.е. если ядро X является радиоактивным и превращается в ядро Y , то схематично этот процесс может быть представлен в виде:



где первоначальное ядро ${}^A_Z X$ называют материнским; конечное ядро ${}^{A_1}_{Z_1} Y$ – дочерним; a – частица, испускаемая при радиоактивном распаде.

ИСТОРИЧЕСКАЯ СПРАВКА. УРАН и ТОРИЙ

Для начала – некоторые исторические данные, связанные с открытием природных ЯМ – урана и тория.

Считается, что уран был открыт в 1789 г. немецким ученым Клапротом, который обнаружил черный порошок (урановую смолку) в железо-цинковых рудах, добытых в рудниках г. Якимова (Чехия). Клапрот принял этот порошок за новый химический элемент и назвал его ураном в честь только что открытой планеты Уран. В 1841 г. француз Пелиго впервые получил металлический уран и доказал, что вещество, обнаруженное Клапротом, является оксидом урана. Пелиго оценил атомную массу урана в 120 а.е.м. В 1869 г. Д.И. Менделеев установил более точную атомную массу урана в 240 а.е.м. и расположил уран в конце своей периодической таблицы. Менделеев предрекал большое будущее урану, призывал к тщательному изучению его соединений и отмечал выдающуюся роль урана в своем открытии периодического изменения химических свойств элементов.

Шведский ученый Берцелиус открыл торий в 1828 г. и назвал его в честь скандинавского бога войны Тора. Торий в чисто ториевых рудах на 100% состоит из изотопа ^{232}Th . Торий α -активен, его период полураспада – $1,4 \cdot 10^{10}$ лет (примерно в 3 раза дольше, чем у ^{238}U). По геологическим оценкам запасы тория в недрах земли в 3–5 раз превышают запасы урана.

Вследствие высокой химической активности урана и тория, они не встречаются в природе в чистом металлическом виде, а только в виде химических соединений. Всего обнаружено около 200 урановых и ториевых минералов. Имеются также совместные месторождения уран-ториевых руд. Интересно, что в уран-ториевых рудах, наряду с основным изотопом ^{232}Th , может содержаться другой изотоп тория – ^{230}Th (ионий) с периодом полураспада $7,5 \cdot 10^4$ лет. Ионий является продуктом α -распада ^{234}U , содержащегося в природном уране (0,0054%, $T_{1/2} = 2,5 \cdot 10^5$ лет). Чем меньше доля тория в уран-ториевом месторождении, тем больше содержание ^{230}Th в тории (до 10%). При облучении смеси ^{232}Th - ^{230}Th нейтронами ионий может стать источником накопления радиоизотопа ^{232}U с периодом полураспада 69 лет. ^{232}U является начальным изотопом цепочки радиоактивных распадов, сопровождающихся интенсивным испусканием жесткого гамма-излучения. Это излучение может обеспечить радиационную защиту вторичного ядерного топлива - изотопа ^{233}U . Разделить смесь ^{233}U - ^{232}U химическим путем невозможно, разделить изотопно – значительно труднее, чем смесь ^{235}U - ^{238}U из-за в 3 раза меньшей разности атомных масс. Эти трудности могут оказаться практически непреодолимыми для потенциальных похитителей ЯМ.

Из-за высокой химической активности урана и высокой растворимости урановых соединений в воде, что ведет к активному переносу урана, на земном шаре известно сравнительно немного мест, где обнаружены богатые залежи урановых руд. По оценкам геологов, в водах морей и океанов находится около $4 \cdot 10^9$ т урана. Для сравнения, общие запасы урана в земной коре оцениваются в 10^{14} т.

Радиоактивные семейства

Самым тяжелым стабильным изотопом является Bi_{83}^{209} (висмут), ядро которого содержит магическое число нейтронов 126. Которому предшествует Pb(свинец) с $Z=82$ (магическое число протонов), имеющий три стабильных изотопа Pb_{82}^{206} , Pb_{82}^{207} , Pb_{82}^{208} .

Более тяжелые ядра радиоактивны. Чем тяжелее ядро, тем больше вероятность того, что оно α -радиоактивно.

Кроме того, в природе существуют тяжелые ядра, $T_{1/2}$ которых \gg геологического возраста земли. Самыми тяжелыми из них являются: Th_{90}^{232} ,

U_{92}^{238} , U_{92}^{235} . Более тяжелые к настоящему времени уже распались и могут быть получены только искусственно. Все указанные изотопы α -радиоактивны.

Процесс распада идет так. При испускании альфа-частицы масса вещества уменьшается на четыре массовые единицы и превращается в новое вещество, стоящее на две клетки раньше в Периодической системе элементов Д. И. Менделеева. При испускании же бета-частицы (электрона) один из нейтронов превращается в протон. Так как в данном случае происходит лишь перераспределение количества нейтронов и протонов в ядре атома, то это влечет за собой превращение его в один из изотопов элемента, стоящего следующим в таблице.

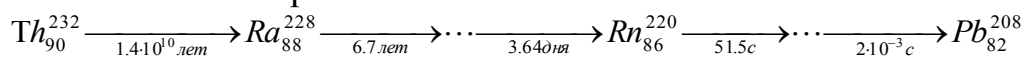
Так как при α -распаде число нуклонов меняется на 4 и в природе имеется только 4 стабильных тяжелых изотопа, то возможно существование четырех независимых цепочек.

В природных рядах наблюдается только α - и β -распад. Так как при α -распаде масса атома изменяется на четыре единицы, а при β -распаде изменение массы пренебрежимо мало, то массовые числа элементов, образующих радиоактивный ряд, различаются на величины, кратные четырем. Поэтому возможно существование радиоактивных рядов четырех типов. Атомные веса членов этих рядов выражаются числами: $4n$, $4n+1$, $4n+2$, $4n+3$.

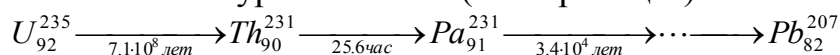
Цепочку элементов, самопроизвольно образующихся один из другого в результате радиоактивного распада, называют **радиоактивным семейством**. Таких семейств существует четыре. Они охватывают все известные радиоактивные элементы.

Три из них еще существуют в природе четвертый уже вымерший. Эти радиоактивные цепочки называются **радиоактивными семействами**:

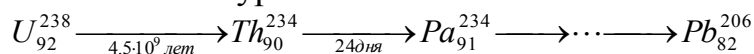
1 Семейство тория.



2 Семейство уран-актиния (вымирающее).

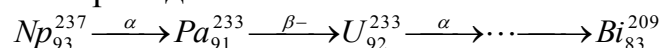


3 Семейство урана.



Во всех трех радиоактивных семействах имеются изотопы элемента с атомным номером 86, называемым радоном (иногда эманацией). В рядах находятся три инертных радиоактивных газа - радон, торон и актинон.

4 Семейство Np_{93}^{237} (вымершее и восстановленное искусственно). Хотя первым его членом является Pu_{94}^{241} (β^-), который очень быстро переходит в



Замечание. На самом деле нептуниевый ряд начинается вовсе не с нептуния, а с кюрия. Ряд назван нептуниевым из-за того, что нептуний $_{93}^{237}Np$ в нем - наиболее

долгоживущий элемент, а предшествующие ему материнские нуклиды сравнительно быстро распадаются (Период полураспада истинного родоначальника ряда – кюрия, ^{241}Cm , - всего 32.8 дня). В состав семейства нептуния входят изотопы урана, тория, протактиния, таллия, свинца, полония, а также изотопы почти не известных в природе элементов - нептуния, плутония, америция, франция и астата.

Ряды урана, актиноурана и тория до сих пор существуют в природе (их периоды полураспада близки к возрасту Земли). Ряд нептуния практически полностью распался и синтезируется в ядерных реакторах. (Радиоактивные элементы нептуниевого семейства в природе встречаются в очень малых количествах: содержание нептуния в урановой смоляной руде составляет максимум $1.8 \times 10^{-10}\%$ от содержания в ней урана). Встречающийся сейчас в природе нептуний вовсе не является остатком древнего ряда. Ныне он непрерывно образуется по реакции $^{238}\text{U}(n,2n)^{237}\text{U} \rightarrow \beta \rightarrow ^{237}\text{Np}$ при действии на уран нейтронов деления или нейтронов, испускаемых легкими ядрами урановых руд под действие альфа-частиц. Семейство нептуния обнаружено и исследовано при синтезе трансурановых элементов. В ряду нептуния все изотопы имеют периоды полураспада меньше 107 лет. Наиболее долгоживущим членом этого ряда является нептуний-237 ($T=2.2 \times 10^6$ лет), а конечным стабильным продуктом - ^{209}Bi . Значительная часть природного висмута обязана своим происхождением исчезнувшему ряду нептуния. Радона в этом ряду нет.

В ядерном реакторе образуется много трансурановых нуклидов ($Z > 92$). Все они радиоактивны и принадлежат к одному из рассмотренных радиоактивных семейств.

ЯДЕРНЫЙ ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ

Всю последовательность повторяющихся производственных процессов в топливно-энергетическом комплексе предприятий называют топливным циклом. Ядерный топливный цикл (ЯТЦ) - путь, по которому топливо попадает в ядерный реактор, и по которому его покидает.

В зависимости от базового делящегося нуклида (или нуклидов), энергетика использует разные топливные циклы. Различают урановый, торий-урановый, уран-плутониевый и торий-плутониевый циклы. В настоящее время наибольшее распространение получил урановый цикл, который точнее называть уран-плутоний-нептуниевым ядерно-энергетическим топливным циклом, поскольку именно эти элементы (равно как некоторые другие важные трансплутониевые нуклиды и продукты деления) нарабатываются в реакторах на урановом топливе.

Энергетический ядерный топливно-энергетический цикл подразделяется на два вида: открытый (разомкнутый), нацеленный на захоронение отработанного топлива и радиоактивных отходов, и закрытый (замкнутый), предусматривающий достаточно полную переработку

отработанного топлива и других отходов предприятий ядерной индустрии с целью выделения ценных элементов.

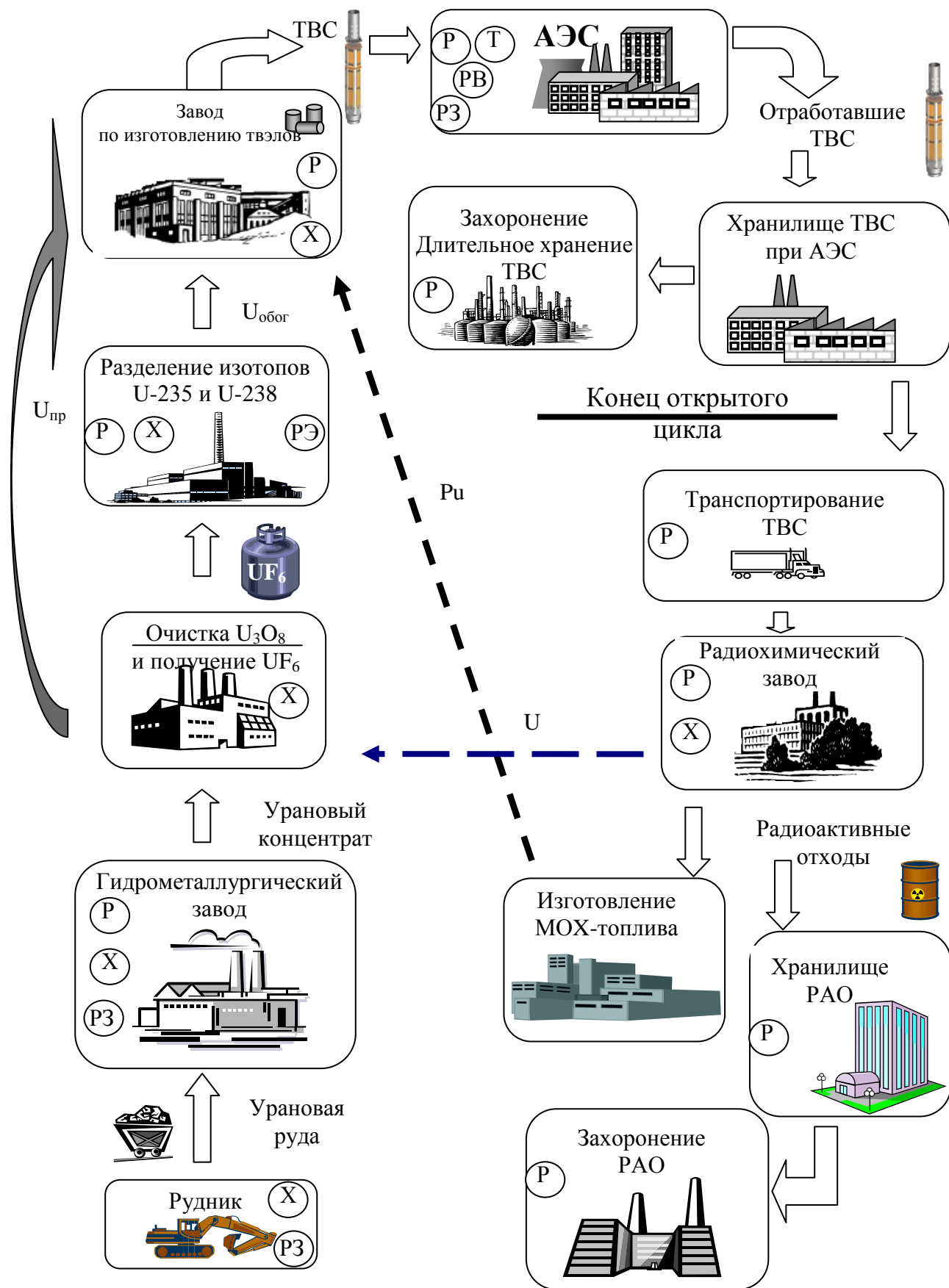


Рис.1. Схема типичных открытого и замкнутого (с рециклом U и Pu) ЯТЦ для АЭС с реактором на тепловых нейтронах (около предприятий указаны характерные для них и значимые для цикла в целом факторы воздействия на окружающую среду): [1]
 P , T и X – соответственно радиоактивное, тепловое и химическое загрязнения; $PЗ$, $РВ$ и $РЭ$ - расход соответственно земельных площадей, воды и энергоресурсов.

Для гражданских целей может быть использован как открытый, так и закрытый ЯТЦ. Начальные этапы замкнутого и открытого ЯТЦ одинаковы, различия имеют место на заключительном этапе.

Закрытый ЯТЦ

Закрытый ядерный топливный цикл - ядерный топливный цикл, в котором отработавшее ядерное топливо, выгруженное из реактора, перерабатывается для извлечения урана и плутония для повторного изготовления ядерного топлива.

Этапы замкнутого ЯТЦ включают выдержку отработанного ядерного топлива на территории АЭС в течение 3–10 лет; временное контролируемое хранение ОЯТ в автономных хранилищах при радиохимическом заводе (сроком до 40 лет), переработку ОЯТ с выделением из него отдельных (или суммы) делящихся нуклидов и продуктов деления, представляющих коммерческий интерес, отверждение и захоронение отходов.

Переработка отработанного ядерного топлива даёт определённые экономические выгоды, восстанавливая неиспользованный уран и вовлекая в энергетику наработанный плутоний. При этом уменьшается объем высокорadioактивных и опасных отходов, которые необходимо надлежащим образом хранить, что также имеет определенную экономическую целесообразность. В отработанном ядерном топливе содержится примерно 1% плутония. Это очень хорошее ядерное топливо, которое не нуждается ни в каком процессе обогащения, оно может быть смешано с обедненным ураном и поставляться в виде свежих топливных сборок для загрузки в реакторы. Его можно использовать для загрузки и в реакторы-размножители (конверторы и бридеры).

Открытый ЯТЦ

В открытом ЯТЦ отработанное ядерное топливо считается высокоактивными радиоактивными отходами и вместе с остаточными делящимися изотопами исключается из дальнейшего использования – поступает на хранение или захоронение. Поэтому открытый ЯТЦ характеризуется низкой эффективностью использования природного урана (до 1%).

Незамкнутый ядерный топливный цикл - ядерный топливный цикл, в котором отработавшее ядерное топливо, выгруженное из реактора, не перерабатывается и рассматривается как радиоактивные отходы.

1. Гидрометаллургическая переработка, основные стадии производства урана

1.1. Урановые руды и минералы

Различие состава, химических и физических свойств урановых минералов и вмещающих их руд, присутствие в рудах ряда ценных попутных примесей определяют многообразие и специфику технологических процессов и схем переработки уранового сырья и расход реагентов.

Наиболее важным показателем качества и ценности урановых руд является содержание в них урана. Различают *пять сортов руд*:

1. *очень богатые* (>1% урана), весьма редко встречающиеся;
2. *богатые* (1-0,5%), тоже редкие;
3. *средние* (0,5-0,25%);
4. *рядовые* (0,25-0,09%);
5. *бедные* (0,09% и менее до нижнего промышленного минимума).

Выделяют также *шесть основных групп руд*, отличающихся по минеральному и химическому составу, что определяет способ гидрометаллургической переработки и химических реагентов. Важнейшее значение для удешевления добычи и производства природного урана имеет наличие в рудах полезных сопутствующих компонентов. Их попутное комплексное извлечение наряду с ураном позволяет снизить промышленный минимум содержания урана в перерабатываемых рудах до 0,01-0,03%.

В среднем, добываются руды с содержанием около 0,1% урана, е., в основном, бедные и рядовые руды. Запасы урана оцениваются по двум стоимостным категориям:

- ✓ дешевый уран – менее 80 долларов за 1 кг U_3O_8 ;
- ✓ дорогой уран – более 80 долларов за 1 кг U_3O_8 .

Пороговая цифра (80 дол./кг U_3O_8) разграничивает области конкурентоспособности АЭС по сравнению с угольными ТЭС. Если добываемый уран дешевле 80 дол./кг U_3O_8 , то АЭС обеспечивают более дешевую электроэнергию, чем угольные ТЭС, и наоборот.

Объем достоверных запасов урана составляет $3,3 \cdot 10^6$ т, а вероятных – $1,4 \cdot 10^6$ т, т.е. всего около $4,7 \cdot 10^6$ т, из которых $3,8 \cdot 10^6$ т «дешевого» урана и $0,9 \cdot 10^6$ т «дорогого». Годовая потребность мировой ядерной энергетики в природном уране составляет около $6,7 \cdot 10^4$ т. Из этого следует, что запасов дешевого урана хватит примерно на 57 лет, а дорогого – еще на 13 лет, т.е. в сумме – примерно на 70 лет.

Около 90% достоверных и вероятных запасов урана находятся в 10 странах, расположенных в Америке (США, Канада, Бразилия), Австралии,

Африке (ЮАР, Намибия, Нигер) и Евразии (Россия, Казахстан, Узбекистан). Аналогичная ситуация с добычей урана.

Годовая добыча урана (40–41 тыс. т.) не покрывает потребности мировой ядерной энергетики (67 тыс. т). Дефицит природного урана покрывается за счет ранее добытой руды.

На первом месте среди стран третий год подряд (данные 2011 года) остаётся Казахстан - 19451 тонна. Для сравнения, в 2004 году на казахстанских рудниках добыли всего лишь 3719 тонн. Не случайно в советские времена эту республику справедливо называли урановой кладовой Союза.

Бывшие лидеры Канада и Австралия удержались на втором и третьем местах, но объёмы добычи у них неуклонно снижаются. Канада добыла 9145 тонн урана, а Австралия - 5983 тонны. Для зелёного континента это наихудший показатель за последние восемь лет.

Зато неуклонно наращивает объёмы Нигер, несмотря на все политические пертурбации в регионе, где поднимает голову "Аль-Каеда" и хозяйничают повстанцы-туареги. В 2011 году на нигерских рудниках добыли 4351 тонну урана (в 2010 году - 4198 тонн).

Пятое место в списке занимает Намибия (3258 тонны), шестое - Россия (2993 тонны). Россияне сократили объёмы после трёх лет с примерно одинаковой добычей (3500-3550 тонн).

Ассоциация выделяет ещё несколько государств со значимыми объёмами добычи урана:

- 7 место, Узбекистан - 2500 тонн;
- 8 место, США - 1537 тонн;
- 9 место, Украина - 890 тонн;
- 10 место, Китай - 885 тонн;
- 11 место, Малави - 846 тонн;
- 12 место, ЮАР - 582 тонн;
- 13 место, Индия - 400 тонн;
- 14 место, Бразилия - 265 тонн;
- 15 место, Чешская Республика - 229 тонн;
- 16 место, Румыния - 77 тонн;
- 17 место, Германия - 52 тонны;
- 18 место, Пакистан - 45 тонн;
- 19 место, Франция - 6 тонн.

Содержание урана в рудах месторождений, находящихся в странах СНГ, составляет 0,05–0,1%. На территории России имеются два района, где разрабатываются урановые месторождения:

- ✓ Стрельцовский (Читинская область);
- ✓ Ставропольский.

Еще 6 месторождений разведаны, но не освоены:

- ✓ Онежский район (Карелия);
- ✓ Витимский район (Сибирь);

- ✓ Зауральский район (г. Долматов);
- ✓ Западно-Сибирский район;
- ✓ Енисейско-Забайкальский район;
- ✓ Дальневосточный район (берег Охотского моря).

Известны четыре основных способа добычи урана:

- ✓ подземная (шахтная) добыча;
- ✓ открытая (карьерная) добыча;
- ✓ подземное выщелачивание;
- ✓ добыча из морской воды.

После добычи урансодержащих минералов первыми двумя способами осуществляется гидрометаллургическая переработка урановой руды.

1.2. Гидрометаллургические процессы

Промышленная технология извлечения урана из руд использует свойство растворимости окислов урана в водных растворах азотной, серной и соляной кислот, а также в щелочных растворах. Практически в жидкий раствор из руды можно перевести почти весь уран. Технологические процессы перевода и концентрирования металлов, содержащихся в измельченной рудной массе, в растворы (выщелачивание) и последующее селективное извлечение металлов из этих растворов называются *гидрометаллургическими процессами*.

Таблица 1

Характеристики некоторых минералов урана

Минерал	Формула	Цвет	Примерный состав и плотность	Происхождение и некоторые месторождения	Растворимость
Настуран (урановая смолка, смоляная обманка, урановые черни)	$x\text{UO}_2 \cdot y\text{UO}_3 \cdot z\text{PbO}$ Окислы: Fe, Co, Ni, V, Cu, Ca	От смоляно-черного до светло-серого	$(\text{UO}_2 + \text{UO}_3)$ -66-85%, $\rho=4,5-7,7$ г/см ³	Гидротермальные	Растворяется в HNO_3 , HCl и H_2SO_4
Уранинит	$\text{UO}_2 \cdot y\text{UO}_3 \cdot \text{PbO}$ Окислы: Th, Zr и др.	Черный, Бурая-го-черный	$(\text{UO}_2 + \text{UO}_3)$ -46-88%, $\rho=8-10$ г/см ³	В гранитах, пегматитах; гидротермальные	Хорошо растворяется в разбавленной HNO_3 и концентрированной HCl
Браннерит	Метатитанат U, Th и V.	Черный	UO_2 – до 29%; UO_3 – до 42%; TiO_2 – 31-43%; ThO_2 -8%; CaO -1,1-3,45%, Fe_2O_3 -4%.	Магматическое. Золотоносные пески Айдахо (США)	Разлагается в горячей HNO_3 и концентрированной H_2SO_4

Обычно гидрометаллургические заводы расположены рядом с рудниками, что сокращает транспортные расходы ~ 100 раз.

На ГМЗ получают химические концентраты, содержащие (60÷95)% U_3O_8 и других оксидов.

Промышленное производство природного урана состоит из следующих основных процессов (схема на рис.2):

- добыча руды и ее транспортирование на место переработки;
- дробление, измельчение, механическое обогащение добытой руды, позволяющее выявить и удалить пустую породу;
- выщелачивание из рудной массы урана с помощью кислот или щелочей и удаление обедненной рудной массы («хвостов») в хвостохранилища;
- селективное выделение урана из растворов или пульп методами сорбции, экстракции или химического осаждения;
- получение сухого уранового химического концентрата из различных урановых соединений с содержанием (в перерасчете на закись-окись урана) 75% и более;
- выделение попутных полезных химических соединений;
- получение чистых соединений природного урана (аффинаж).

Руда добывается и транспортируется высокомеханизированным способом с применением современной техники, с учетом специфических требований к технике безопасности и охране труда, установленных для работ с радиоактивными материалами и продуктами радиоактивного распада (радон и другими радионуклидами естественного происхождения).

Урановые руды, в зависимости от условий их залегания, добывают открытым способом (в карьерах или шахтах). На дальнейшую переработку поступают куски руды различного размера. В большинстве случаев руды имеют неравномерно рассеянное по объему тонкое вкрапление урановых минералов (размером ~ 10–100 мкм), которые закрыты или экранированы пустой породой. Поэтому первой технологической операцией является вскрытие (обнажение) урановых минералов, освобождение их от обволакивающей породы. Такое вскрытие осуществляется *дроблением и измельчением*. Тонкое измельчение перед гидрометаллургической обработкой позволяет обнажить урановые минералы хотя бы в одной плоскости, что обеспечивает их прямое химическое взаимодействие с растворителем.

Затраты на дробление и измельчение довольно велики и достигают 10–15% всех расходов на получение уранового концентрата.

Для дробления крупных кусков используются огромные щековые (раздавливающие) и конусные (истирающие) дробилки. Более тонкий размол выполняется с помощью, шаровых и стержневых мельниц. Весь процесс проходит обычно в несколько стадий. Недостаточно измельченная руда,

пройдя гидравлические классификаторы (гидроциклоны), снова возвращается в мельницу.

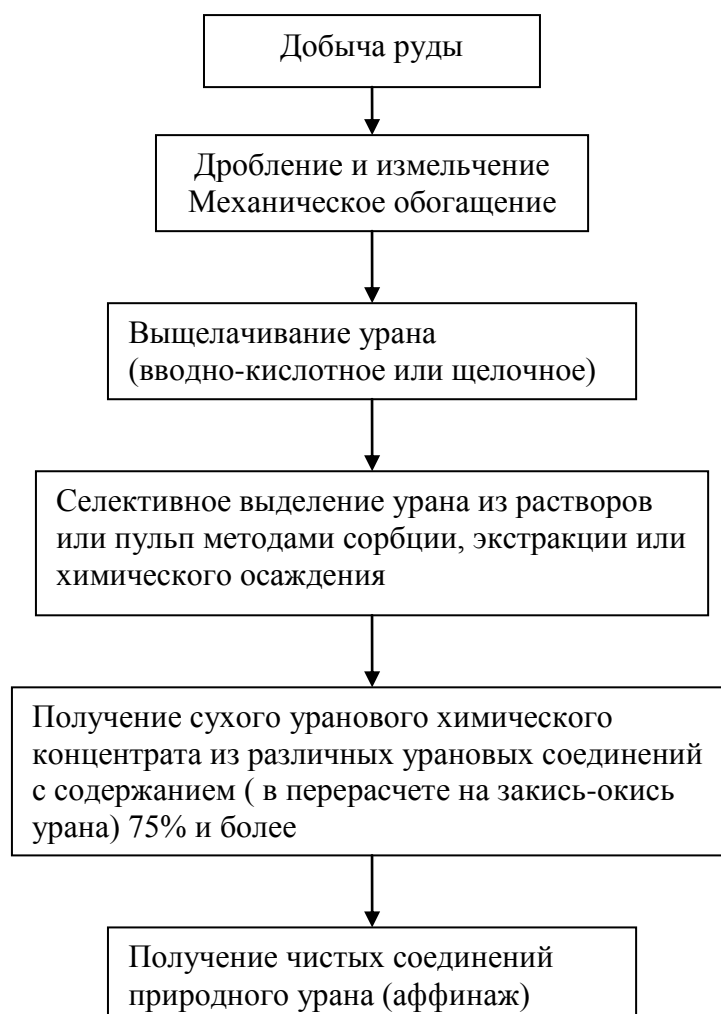


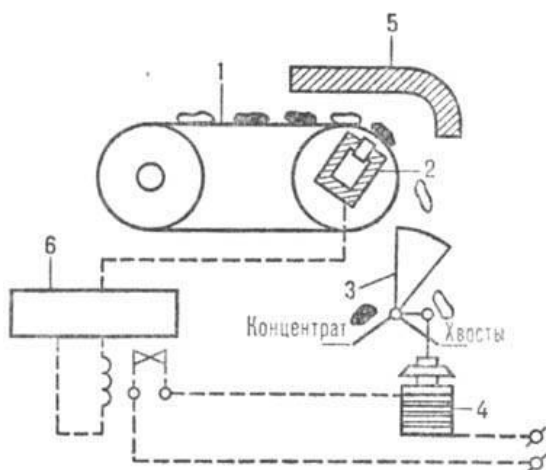
Рисунок 2 Схема выполнения гидрометаллургических процессов

Из-за неравномерности концентрации и распределения урановых минералов в рудной массе требуется применять сортировку руды на различные по содержанию ценных минералов сорта и обнаруживать и отбрасывать пустую породу, т.е. применять обогащение руды урановыми минералами. Существует несколько *методов механического обогащения руд*: радиометрический, гравитационный и флотационный.

Радиометрическое обогащение основано на использовании специфического свойства урановых руд – радиоактивности. Метод основан на измерении различной интенсивности гамма-излучения от отдельных кусков (при максимальном размере 200-300 мм) или от порции дробленной и измельченной массы. С помощью автоматического сепарирующего устройства удастся отсортировать руду на богатые и бедные по урану сорта и отделить с небольшими затратами пустую породу (от 10 до 50% общей

массы обогащаемой руды), направив ее в отвалы. Радиометрическое обогащение применяется в несколько стадий. Начинается оно непосредственно в забоях рудников, где проверке подвергаются вагонетки с рудой, и продолжается на гидromеталлургическом заводе, где процесс ведется на потоке руды, перемещаемой ленточными транспортерами.

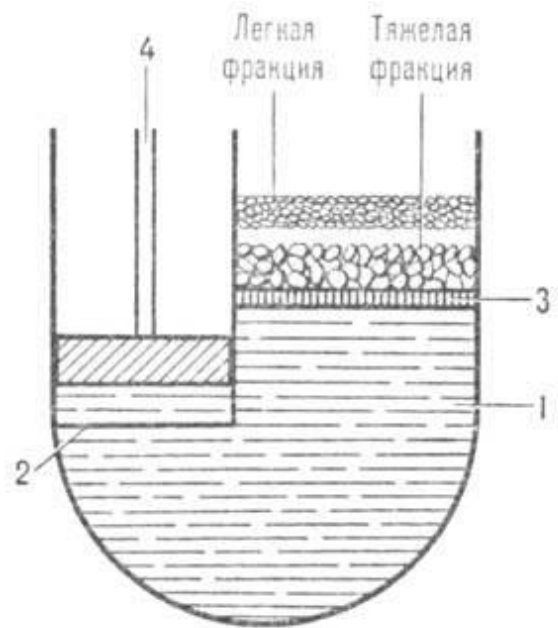
Если же урановые минералы рассеяны по всей рудной массе и ассоциированы с минералами пустой породы, а, кроме того, загрязнены илом или глиной, то в этом случае применяются гравитационное и флотационное обогащение.



Радиометрический сепаратор: 1 - ленточный конвейер; 2-датчик радиометра; 3-разделяющий шиберный механизм; 4 - электромагнит, поворачивающий шибер; 5-экран; 6-радиометр.

Гравитационное обогащение основано на разнице плотности ряда урановых материалов ($6,5-10,5 \text{ г/см}^3$) и минералов пустой породы (обычно $2,5-2,7 \text{ г/см}^3$). В гравитационном методе используется закон падения твердых тел в жидкой (обычно водной) среде или водных суспензиях, что требует значительного дробления и измельчения руды. Гравитационное обогащение успешно комбинируют с другими процессами, например с флотацией.

Гидравлическая
отсадочная машина: 1 -
резервуар (камера); 2 -
перегородка; 3 - решето;
4 - шток с поршнем.



Флотационное обогащение основано на различии смачиваемости минеральных частиц измельченной ($<0,3$ мм) руды, благодаря чему частицы одних минералов прилипают к пузырькам воздуха и поднимаются вместе с ними на поверхность пульпы, образуя пену, а частицы других остаются в пульпе. Добавление различных флотационных реагентов (коллекторы, вспениватели, активаторы, депрессоры и пр.) увеличивает или уменьшает природную смачиваемость минералов и позволяет лучше их разделять.

Каждый способ обогащения предъявляет свои *требования* к степени предварительного дробления или измельчения руд: для радиометрического обогащения – 25-300 мм, гравитационного – 0,07–0,1 мм, флотационного – 0,07–0,15 мм. При процессах обогащения руд теряется (направляется в отвалы) от 5 до 15 % урана.



Рисунок 4 Цех измельчения руды

1.2. Выщелачивание урана

Выщелачивание, или химическое концентрирование, урановых соединений является главной и основной операцией гидрометаллургической переработки урановых руд, в значительной мере определяющей технико-экономические показатели процесса в целом. Относительная стоимость процесса выщелачивания составляет 35-50% стоимости всех затрат на гидрометаллургическую переработку, а для бедных руд еще выше.

Главная цель этого процесса – селективно (избирательно) вскрыть урановые минералы и получить глубокое извлечение урана из обогащенной руды при оптимальном расходе химикатов и относительно малом времени ведения этого процесса с применением высокопроизводительного и надежного в длительной эксплуатации оборудования.

В зависимости от химического и минералогического состава руд для выщелачивания применяются различные кислотные и щелочные (карбонатные) реагенты. В зависимости от используемых химических реагентов в результате кислотного выщелачивания в растворе образуются уранилнитраты ($\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$), уранилсульфаты ($\text{UO}_2(\text{SO}_4)$), уранилфосфаты ($\text{UO}_2(\text{H}_2\text{PO}_4)$), уранилхлориды (UO_2Cl_2), уранилкарбонаты типа натрийуранилкорбанатов ($\text{Na}_2(\text{UO}_2(\text{CO}_3)_2)$ и $\text{Na}_4(\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3)$) и др. Они имеют различную растворимость в воде. Наряду с ураном в раствор попадают и другие компоненты руды: железо, кальций, фосфор, ванадий, мышьяк и пр.

В настоящее время наиболее распространен *метод кислотного выщелачивания нормальным раствором серной кислоты* как более экономичный и обеспечивающий высокое извлечение урана. Измельчение руды доводится до 0,5-0,2 мм и тоньше. Процесс ведется при температуре 20-80°C и продолжается в среднем 12-24 ч при непрерывном перемешивании пульпы.

Различают *два основных способа выщелачивания: перколяционный и агитационный*. По первому способу через неподвижный слой сравнительно крупных кусков руды, заложенной в емкость (перколятор), просачивается сверху вниз или продавливается снизу вверх выщелачивающий раствор. При так называемом агитационном способе тонко измельченная руда и выщелачивающий ее раствор в больших чанах или аппаратах перемешиваются обычным воздухом или мешалками, часто с подогревом. Этот процесс можно вести непрерывно. При перколяции выполняется периодическая загрузка. На урановых гидрометаллургических заводах применяется преимущественно агитационный способ выщелачивания. Его эффективность во много зависит от правильного соотношения твердого и жидкого компонентов в пульпах (т/ж 1:0,8 – 1:2).

Стоимость процесса выщелачивания в значительной мере определяется стоимостью *реагентов*. Наиболее дешевыми реагентами является серная кислота и сода. Соляная кислота и карбонат аммония из-за высокой

стоимости применяются редко и лишь при технологической необходимости. Если содержание UO_2 в руде значительно (например, в настуране), то для процесса выщелачивания требуется более сильный окислитель. В этом случае серная кислота используется в смеси с азотной (15%), с пиролюзитом (2-5% MnO_2), нитратом натрия и другими окислителями. Азотная кислота является универсальным окислителем, но из-за своей относительно высокой стоимости применяется главным образом для выщелачивания богатых урановых руд и рудных концентратов. Современная технология выщелачивания позволяет довести извлечение урана из руд до 95-99% и не ниже 85-90% для наиболее трудных условий.

В последнее время для удешевления затрат используют *кислотное выщелачивание методом кислотного замеса* (для грубого помола руды) и *выщелачивание в автоклавах*, с механическим или воздушным перемешиванием пульпы.

После выщелачивания пульпа поступает на следующую стадию гидрометаллургической переработки – селективное извлечение из раствора урановых соединений методом сорбции на органических смолах или методом экстракции с помощью не смешивающейся с водой органической жидкостью.

После выщелачивания осуществляется селективное извлечение урановых соединений из кислотных или карбонатных растворов.

Для этого применяются три метода:

- ✓ сорбция на органических ионообменных смолах;
- ✓ экстракция органической жидкостью, не смешивающейся с водой;
- ✓ химическое осаждение из растворов.

СОРБЦИЯ (от лат. sorbeo - поглощаю) - поглощение твердым телом или жидкостью какого-либо вещества из окружающей среды. Поглощающее тело называется сорбентом, поглощаемое - сорбтивом (сорбатом). Сорбция в гидрометаллургии - поглощение ценных компонентов (U, Au, Mo) из растворов или пульп при выщелачивании руд и концентратов.

Сорбция урана может осуществляться как из осветленных растворов, так и из пульп. Экстракция и химическое осаждение – только из хорошо осветленных растворов.

Осветление растворов производится:

- ✓ отстаиванием в больших резервуарах – твердые частицы оседают на дно отстойника;
- ✓ фильтрацией отстоянного раствора через слой песка, силикагеля, активированного угля.

Сорбционный метод извлечения урана из растворов основан на селективности отдельных ионообменных смол по отношению к урановым соединениям. Мелкие сферические гранулы смолы смешиваются с раствором

и сорбируют на своей поверхности преимущественно урановые соединения. Смола легче раствора. Поэтому она легко может быть собрана с поверхности раствора и удалена для десорбции урановых соединений с поверхности гранул.

ДЕСОРБЦИЯ (от де... и лат. *sorbeo* - поглощаю) - удаление из жидкостей или твердых тел веществ, поглощенных при адсорбции или абсорбции. Применяется при регенерации адсорбентов и абсорбентов путем нагревания, понижения давления, продувки несорбируемыми газами или парами, обработки растворителями.

Процесс смывания урана с поверхности смолы называется десорбцией, или элюированием, а получаемый урановый раствор – элюатом. В качестве промывочной жидкости используют нейтральные или щелочные содовые растворы.

Другой метод извлечения урановых соединений из растворов – это **экстракция** органическими веществами. С химической точки зрения, экстракция основана на реакции сольватации, при которой различные молекулы объединяются в единое соединение (сольват).

Простейший пример – это гидратация солей, при которой образуются достаточно прочные соединения (гидраты) в форме «соль +n·H₂O». **Экстракция** основана на свойстве некоторых органических растворителей (экстрагентов), не смешивающихся с водой, образовывать с солями урана комплексные химические соединения, которые затем могут быть реэкстрагированы. **Реэкстракция** – это растворение комплексных уран-содержащих химических соединений в избытке растворителя и получение концентрированного уранового раствора.

При контакте осветленного раствора, полученного в процессе выщелачивания урановой руды, с органическим веществом уран распределяется между водной и органической фазой. Основная часть урана уходит в органическую фазу. Затем фазы разделяются, и уран реэкстрагируется из органической фазы. В качестве реэкстрагентов используется обычная вода или слабый раствор азотной кислоты HNO₃. Экстракционный метод с несколькими ступенями экстракции позволяет извлекать до 99,7% урана.

Последний способ извлечения урана из раствора – это **химическое осаждение**. Он может использоваться при работе с осветленными растворами, полученными в процессе выщелачивания урановой руды, а также на стадиях реэкстракции или десорбции, когда образуются большие объемы низкоконцентрированных урановых растворов.

Осаждение химических соединений урана из раствора осуществляется добавлением в него соответствующих реагентов: перекись водорода H₂O₂, аммиак NH₄OH, едкий натрий NaOH, оксид магния MgO. В результате образуются малорастворимые гидраты оксидов урана (UO_x)·nH₂O, которые выпадают в осадок на дно резервуара и могут быть отделены от жидкой фазы.

Осажденный и отделенный от водной фазы, просушенный концентрат урана представляет собой конечный продукт уранового гидрометаллургического завода.

Теперь вернемся немного назад, к методам добычи урановой руды. Итак, последовательность гидрометаллургических процессов переработки урановой руды, добытой подземным шахтным или наземным открытым способом, включает:

1. транспортировку руды;
2. измельчение и механическое обогащение руды;
3. выщелачивание урановых соединений;
4. сорбцию, экстракцию или химическое осаждение;
5. десорбцию, реэкстракцию и опять химическое осаждение.

Но существует способ, избавляющий от транспортировки, измельчения и механического обогащения руды. Это подземное выщелачивание. Способ подземного выщелачивания предполагает:

1. бурение системы закачных и откачных скважин в рудные тела урановых месторождений;
2. закачивание в пласты урановых руд жидких реагентов для растворения урановых соединений;
3. откачивание полученных растворов через откачные скважины после определенной выдержки.

Затем проводится уже известная переработка урановых растворов (сорбция-десорбция, экстракция-реэкстракция, химическое осаждение).

Глубина скважин, как правило, не превышает 100 м. Основная схема размещения скважин – это квадратная 5-скважинная ячейка с четырьмя закачными скважинами по вершинам квадрата и с одной откачной скважиной в центре. Шаг решетки скважин – до 30 м. В качестве растворителя применяются либо кислоты (при малом содержании карбонатов в руде), либо щелочные растворы (при высоком содержании карбонатов). Концентрация урана в откачных растворах не превышает 200 мг/л, т.е. 0,02% или 200 ppm.

Основные условия подземного выщелачивания:

- ✓ пласт урановой руды должен быть расположен между двумя водонепроницаемыми слоями, чтобы урановый раствор не уходил из зоны месторождения;
- ✓ пласт должен быть достаточно пористым, чтобы раствор мог глубоко проникать в толщу урановой руды.

Итак, в результате гидрометаллургической переработки урановой руды получается сухой урановый концентрат в виде смеси оксидов урана (в основном, U_3O_8). Урановый концентрат содержит практически весь уран, ранее содержащийся в руде. Но из руды извлечен не только весь уран, но и часть сопутствующих примесей.

Урановые оксиды составляют лишь 95–96% концентрата, остальные 4–5% – это различные примеси. Такой продукт не пригоден для изготовления ядерного топлива.

Поэтому следующий этап ЯТЦ – это тонкая очистка уранового концентрата с помощью аффинажных процессов.



Рисунок 5 Сорбционный каскад

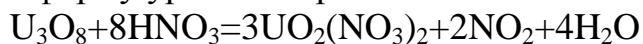
1.3. Аффинаж и получение из концентратов ядерно-чистого урана

Все ранее рассмотренные технологические процессы по обогащению и выщелачиванию руд, по сорбционному или экстракционному извлечению всегда сопровождаются определенной *очисткой урана* от сопутствующих примесей. Однако полной очистки получаемых химических концентратов достичь не удается и сухой прокаленный продукт в большинстве случаев содержит только 60-80% урана, а остальное – примеси. И даже когда получается продукт с более высокой концентрацией урана (например, 95-96% U_3O_8), количество остающихся в нем примесей все еще очень значительно. Такой уран не годится для использования в качестве ядерного топлива. Поэтому в производственном цикле переработки урана необходимой и обязательной ступенью являются так называемые аффинажные процессы, обеспечивающие тонкую очистку и получение ядерно-чистых соединений.

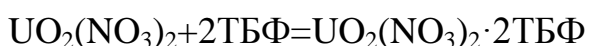
Наиболее жесткие требования предъявляются к присутствию в уране таких примесей как гафний, бор, кадмий, редкоземельные элементы (европий, гадолий, самарий), обладающие очень большими сечениями захвата тепловых нейтронов (сотни и тысячи барн). За ними следуют литий, марганец, кобальт, серебро, натрий, молибден и т.д. В ядерно-чистом уране содержание нейтронно-активационных примесей (бор, кадмий и др.) не должно превышать 10^{-5} - $10^{-6}\%$, а таких умеренных поглотителей нейтронов как железо, кремний, алюминий – 10^{-3} - $10^{-4}\%$.

В настоящее время наибольшее распространение получила *экстракционная очистка* химических концентратов урана с применением в качестве экстрагента *трибутилфосфата* (ТБФ). ТБФ – бесцветная органическая жидкость, представляющая собой сложный эфир: $(C_4H_9O)_3PO$. Это очень вязкая жидкость по плотности близкая к воде ($0,973$ г/см³). Для снижения вязкости ТБФ растворяют в нейтральной органической жидкости, например в хорошо очищенном керосине. Обычно для экстракционных процессов применяется 20-40% раствор ТБФ.

Перед экстракционной очисткой сухие химические концентраты урана растворяются в водном растворе азотной кислоты, при этом закись–окись урана переводится в форму уранилнитрата:



После этого подкисленный водный раствор уранилнитрата смешивается с разбавленным ТБФ, образующим органическую фазу для экстракции. Основная часть уранилнитрата переходит в экстрагент, образуя с ним неионизованные комплексы:



Экстрагирование ТБФ примесей в 10000 раз меньше, чем уранилнитрата. Некоторое исключение составляет церий. Проводя экстракцию в несколько стадий, получают необходимую глубину очистки уранилнитрата от примесей.

Реэкстракция чистого уранилнитрата из органической фазы производится в водную фазу с повышением температуры до 60-70 °С. Для тонкой очистки применяется осаждение пероксидом (H_2O_2). Получаемый при этом пероксид урана $\text{UO}_4 \cdot 2\text{H}_2\text{O}$ после отфильтровок и промывок прокаливается.

Одним из совершенных методов осадительного аффинажа урана является его *очистка с применением бикарбоната аммония* (NH_4HCO_3). Растворением в бикарбонате аммония и последующим осаждением в виде аммонийуранилтрикарбоната урана очищается практически от всех примесей. Из этого соединения при прокаливании получают чистые окислы UO_3 (240-350°C), U_3O_8 (580-620 °С) и UO_2 (750-800 °С без доступа воздуха).

При прокаливании полученных при аффинаже сухих чистых осадков урановых солей осуществляется их термическое разложение (800-850 °С) и получение сухой чистой закись-окиси U_3O_8 . Практически любой окисел урана при прокаливании дает закись-окись. Наиболее технологически важным являются реакции получения второго довольно стабильного соединения урана его трехокиси UO_3 . Водород, углерод и аммиак при температуре 700°C восстанавливают UO_3 до UO_2 . В промышленной технологии урана значение имеет также U_3O_8 как промежуточный продукт для получения двуокиси UO_2 , тетрафторида UF_4 и гексафторида UF_6 .

Тетрафторид урана можно получать непосредственно из UO_3 , минуя стадию образования UO_2 . В этом случае при воздействии на UO_3 фторирующими реагентами (HF , F_2) получают уранилфторид, а в присутствии восстановителей образуется тетрафторид UF_4 – важнейший продукт, используемый для производства металлического урана. При взаимодействии UF_4 с фтором образуется гексафторид урана, идущий для производства обогащенного урана.

Технологическая схема процессов получения чистых продуктов (UO_2 , UF_6) и металлического урана показана на рис.6.

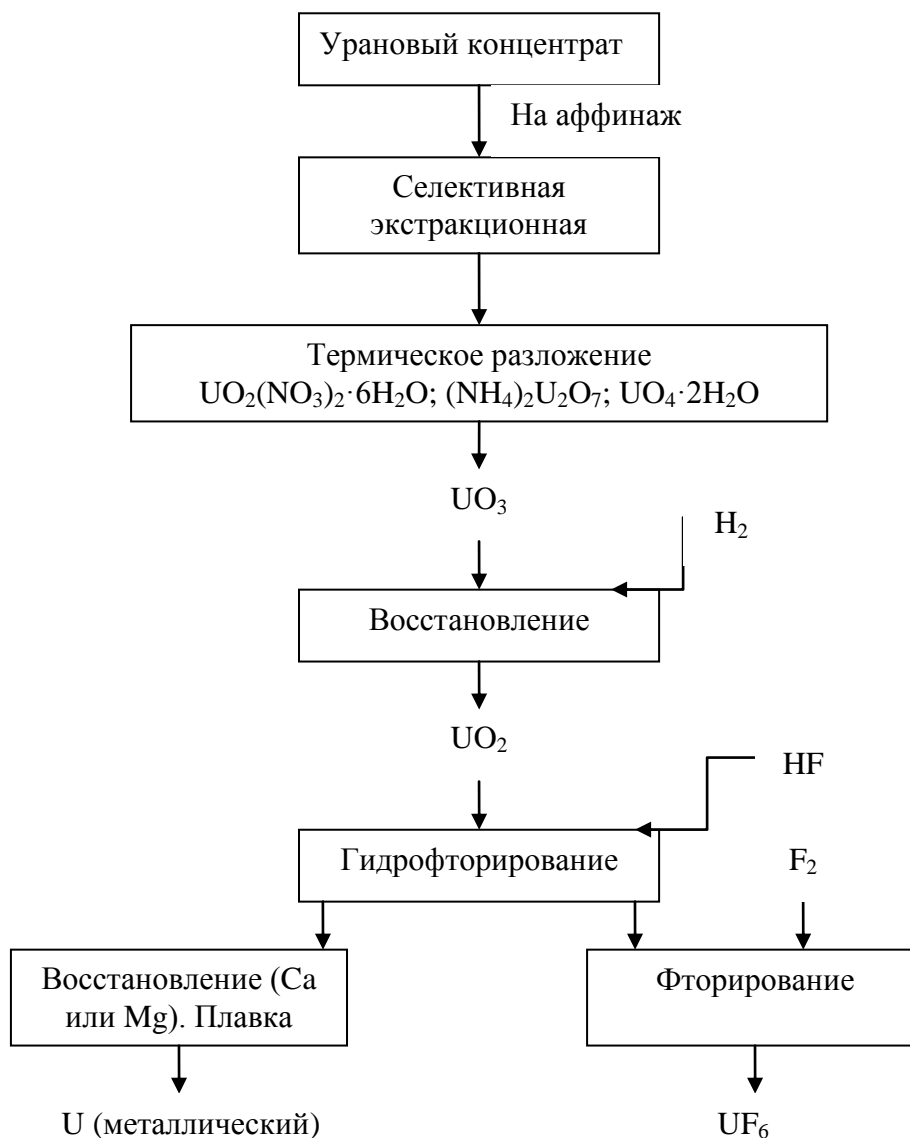


Рисунок 6 Схема процессов получения чистых продуктов (UO_2 , UF_6) и металлического урана

1.4. Радиационное воздействие при добыче и гидратации руды

Основными источниками радиоактивного загрязнения окружающей среды на урановых рудниках и заводах по переработке руды является *радон и пылеобразные частицы*, содержащие уран и продукты его распада. За исключением радона все дочерние продукты урана являются твердыми веществами, испускающими α - и β -излучение в основном вместе с γ -излучением. Радон является благородным газом, который содержится в руде. При измельчении руды радон выходит в атмосферу. Вдыхание радона и других продуктов распада урана вызывает их проникновение в легкие и внутреннее облучение. При открытых разработках урановых рудников радон

непосредственно выходит в атмосферу. При закрытых подземных разработках радон принудительно удаляется из шахт с помощью вентиляции. После извлечения руды ее перед отправкой на дальнейшую переработку складывают в наземных хранилищах рудника, являющихся еще одним источником радона. При переработке руды на гидрометаллургических заводах образуются отходы, которые накапливаются в так называемых хвостохранилищах, которые так же, как и хранилища низкосортной руды, обычно укрывают слоем песка толщиной несколько метров, что в основном предотвращает дальнейшую утечку радона.

Население, проживающее в окрестности эксплуатируемых урановых рудников и гидрометаллургических заводов, подвергается комплексному радиационному воздействию, обусловленному выбросами радиоактивных продуктов:

- внешнему облучению радоном и находящейся в атмосфере радиоактивной пылью;
- внутреннему облучению в результате вдыхания радона и пыли, а также в результате потребления загрязненных продуктов питания.

2. Разделение изотопов

Термин «обогащение» используется по отношению к процессам изотопного разделения, при котором количество определенного изотопа элемента в смеси увеличивается.

Уран должен быть обогащен по изотопу ^{235}U для использования в реакторах большинства типов. 3,5 % обогащение обычно является достаточным для поддержания цепной реакции деления в энергетических реакторах на тепловых нейтронах. 90 % и более требуется для создания ядерного оружия, топлива корабельных атомных установок и некоторых исследовательских реакторов. Однако существуют способы перевода большей части реакторных установок, включая транспортные, на топливо с обогащением 20% и менее. Такой подход представляется целесообразным не только с точки зрения нераспространения оружия массового поражения, но также экономически выгодным. Для получения высоких степеней обогащения требуется совершение большей разделительной работы, которая увеличивается экспоненциально с его ростом.

Обогащительные предприятия, работающие под гарантиями МАГАТЭ, существуют в Аргентине, Бразилии, Китае, Германии, Иране, Японии, Нидерландах и Великобритании.

Кроме того, производства, не контролируемые МАГАТЭ, существуют во Франции, Индии, Пакистане, России и США. Наиболее крупные заводы по обогащению урана работают во Франции, Германии, Голландии, Великобритании, США и России. Новые центрифужные заводы были построены во Франции и США. На многих заводах производственные мощности в последние годы были увеличены.

2.1. Гексафторид урана и его свойства

Легкий изотоп урана ^{235}U , атомные ядра которого являются делящимися, представляет собой важнейшую часть топлива, используемого в ядерных реакторах. На урановом топливе, обогащенном изотопом ^{235}U , работает большинство энергетических реакторов. Для этих целей требуется уран с концентрацией изотопа ^{235}U всего до нескольких десятков процентов, тогда как высоко обогащенный уран используется в исследовательских реакторах и ядерном оружии.

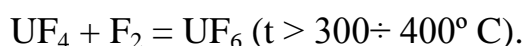
Обогащение урана может быть выполнено различными методами. Однако во всех промышленно освоенных процессах технологии разделения изотопов урана используется только одно его химическое состояние – шестифтористый уран – гексафторид урана.

В 1890 г. Муассоном, открывшим в 1886г новый химический элемент - фтор, было замечено, что металлический уран энергично реагирует (горит) с фтором, образуя с ним летучее соединение – гексафторид урана (UF_6). Реакция идет с большим выделением тепла (9210 кДж/кг). В последствии

оказалось, что фторирование урана и его соединений можно вести по различным технологическим схемам. При фторировании окислов урана обычно применяют двухстадийный процесс, в результате которого при некотором избытке фтора сначала получают уранилфторид (UO_2F_2). Вторая стадия – получение гексафторида.

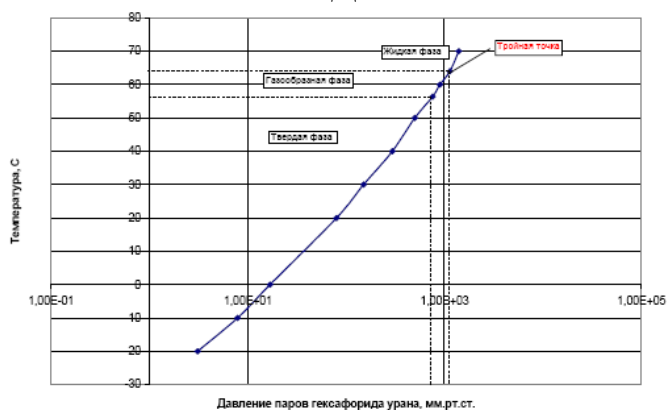


При одностадийном пламенном процессе (*метод прямого фторирования*) реакции также идут в избытке фтора, но при более высокой температуре (до $900 \div 1000^\circ \text{C}$). Здесь главная проблема - надежный отвод тепла реакции. Большое значение имеет метод получения UF_6 из тетрафторида урана:



Газообразный элементарный фтор обычно получают непосредственно на предприятиях, где осуществляется производство гексафторида урана.

Гексафторид урана обладает очень важными для технологии физическими свойствами. Он может находиться в твердом, жидком и газообразном состоянии. Его тройная точка на диаграмме состояния соответствует температуре 64°C и давлению паров 1137,9 мм рт. ст. ($\sim 0,15$ МПа). В твердой фазе UF_6 представляет собой кристаллы цвета слоновой кости плотностью $5,09 \text{ г/см}^3$. Из твердого состояния UF_6 может возгоняться (сублимировать), превращаясь в газ, минуя жидкую фазу, при довольно широком диапазоне давлений. Теплота сублимации невысокая, при 50°C она составляет около 50 кДж/моль .



Зависимость давления паров UF_6 от температуры

Обратный процесс – конденсация UF_6 из газообразного состояния в твердое кристаллическое – требует небольшого отвода тепла при соответствующем поддержании температуры и давления. Таким образом, можно легко сконденсировать весь газообразный продукт, превратив его в

твердую фазу. Нагреванием в вакууме можно снова перевести твердую фазу в газообразную или жидкую.

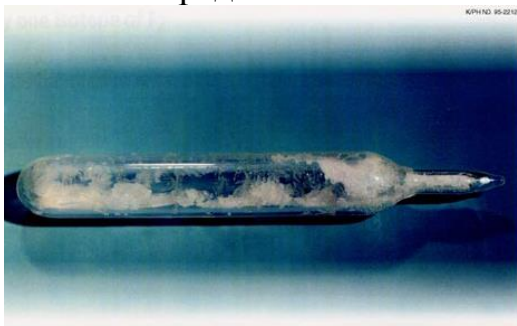
Физические свойства гексафторида урана позволяют создать простую, удобную и компактную технологию обращения с ним. Это имеет большое значение для экономики современной атомной промышленности. Практически почти весь добываемый в мире природный уран должен проходить процессы фторирования и перевода в гексафторид, так же как и весь регенерируемый отработавший в реакторах уран после радиохимической переработки будет возвращаться в топливный цикл, пройдя снова фторирование и последующее дообогащение. Весь же обогащенный гексафторид должен обязательно проходить стадию дефторирования и перевода урана в металл, двуокись или иные соединения, используемые для изготовления ядерного топлива. Что касается отвального (обедненного ^{235}U) урана от обогатительных заводов, то он удаляется в хранилища в виде твердых кристаллов UF_6 , сконденсированных в герметичных сосудах (специальных баллонах или контейнерах), или в жидкой фазе. При необходимости из отвального гексафторида урана на металлургическом заводе всегда могут быть получены окисные соединения или металлический уран.

Малое давление паров UF_6 при температуре до 50–60 °С дает возможность организовать его безопасное и сколь угодно длительное хранение в простых складских помещениях. Большие количества необлученного в реакторах природного, отвального и обогащенного урана в виде гексафторида можно хранить и перевозить в относительно недорогих, компактных и легко транспортируемых емкостях. Транспортирование необлученного гексафторида урана возможно практически всеми видами транспорта с соблюдением соответствующих инструкций и правил безопасности.

Необходимо отметить и те свойства UF_6 , которые создают серьезные трудности при его промышленном использовании и требуют специальных технических решений в подборе материалов и в конструкциях оборудования. UF_6 реактивен. На воздухе он дымит (пирофорен), с водой и парами воды мгновенно взаимодействует, гидролизуется, образуя нелетучее соединение уранилфторид (UO_2F_2) и очень агрессивную плавиковую кислоту. Со всеми органическими соединениями UF_6 образует нелетучий тетрафторид (UF_4) и ряд промежуточных соединений. Из сказанного следует, что оборудование для работы с UF_6 должно быть надежно герметично, тщательно обезжирено, обезвожено и осушено, пропассивировано и в целом «хирургически чисто». В нем недопустимо присутствие не только влаги, но и каких-либо органических веществ (масла, ткани, древесины). Потери (коррозия) UF_6 при взаимодействии с поверхностями некоторых металлов велики, особенно с цинком, кремнием, свинцом, оловом, железом. Эти потери в заметных количествах недопустимы не только потому, что они вызывают образование металло-фторидных пленок на рабочих поверхностях, на подвижных деталях,

что снижает надежность оборудования. Прореагировавший с влагой, органическими веществами и металлами гексафторид, отдав часть своего фтора, превращается в нелетучее соединение (порошок) – тетрафторид и, осаждаясь на внутренних поверхностях разделительных машин, выводится из технологического процесса. Возникают коррозионные потери рабочего газа, нарушается его баланс и снижается разделительная способность отдельных машин и завода в целом. Наиболее устойчивыми материалами при взаимодействии с UF_6 являются никель, алюминий, магний, медь и их сплавы; из синтетических материалов – тефлон, фторидная смазка.

Очень высокие технические требования предъявляются к чистоте гексафторида урана, поступающего на обогащение. Уран регенерированный, т.е. извлеченный из отработавшего ядерного топлива и достаточно очищенный от радиоактивных продуктов деления, должен строго удовлетворять определенным техническим условиям. Очень жесткие ограничения относятся к содержанию ^{232}U , являющегося источником появления радиоактивных изотопов с жестким гамма-излучением.



Ампула с гексафторидом урана

2.2. Методы разделения изотопов

Проблема разделения изотопов является сравнительно старой проблемой, имеющей свои решения на уровне промышленных установок, успешно эксплуатируемых во многих, прежде всего развитых, странах – России, США, Франции, Японии, Нидерландах, Германии и т.д. Однако промышленная технология методов разделения остается засекреченной по причинам соблюдения режима нераспространения.

Методы разделения изотопов урана различаются по степени селективности (избирательности). Высокая селективность не всегда приводит к лучшим экономическим показателям. Соотношение капитальных вложений и энергетических затрат может сделать предпочтительными процессы с малой селективностью. Если селективность мала, требуемая концентрация конечного продукта может быть достигнута путем последовательного обогащения в установках, состоящих из большого числа ступеней. Невысокий эффект разделения в одной ступени и низкое содержание изотопа ^{235}U в природном уране приводит к очень большим размерам завода.

Наибольшее промышленное использование получил диффузионный метод и центробежный методы. Остальные методы находятся в основном на стадии лабораторных исследований.

2.2.1. Метод газовой диффузии

Газовой диффузией в физике называется процесс переноса массы или процесс перемешивания соприкасающихся газов, происходящий в результате их теплового движения и сопровождающийся выравниванием парциального давления и плотности во всем объеме.

В 1896 г английский физик Рэлей показал, что «...смесь двух газов различных атомных весов может быть частично разделена, если заставить смесь продиффундировать через пористую перегородку в вакуум». В методе газовой диффузии, примененном для разделения изотопов урана, используются различие в скоростях теплового движения тяжелых и легких молекул и закономерности молекулярного течения газа через тонкие пористые перегородки, в которых размер пор или капиллярных каналов меньше, чем средняя длина свободного пробега молекул. Попадая в эти поры, молекулы гексафторида ^{235}U и ^{238}U между собой почти не сталкиваются, а проходят через перегородку, взаимодействуя только со стенками капиллярного канала. При этом какая-то часть молекул не пройдет, а, отразившись от стенки, вернется в исходный объем.

Однако легкие молекулы более «проворны». При одинаковой температуре средняя скорость теплового движения молекул гексафторида ^{235}U несколько выше, чем гексафторида ^{238}U , что позволяет получить большую концентрацию молекул этого изотопа по другую сторону пористой перегородки.

Средняя кинетическая энергия газа или жидкости зависит только от температуры:

$$mc^2 / 2 = 3kT / 2$$

Значит скорость теплового движения молекулы газа, имеющей массу m , может быть выражена как:

$$c = \sqrt{3kT / m} .$$

Например, для азота при нормальных условиях эта скорость составит 470 м/с, а водорода ~ 1800 м/с.

Почему же при столь больших скоростях движения процессы свободного диффузионного перемешивания не приводят к заметной сегрегации (распределению) газов в окружающей среде. На самом деле они имеют место, но проходят очень медленно, чему активно препятствует открытость систем (перемешивание газов различными потоками), а также столкновения между атомами и молекулами, препятствующие свободному тепловому движению (броуновское движение).

Поэтому разделение газов может быть достигнуто путем создания потока газов за счет перепада давления на поверхности и за мембранной перегородкой при условии достаточного разрежения входящего потока.

Основываясь на принципе газовой диффузии через мелкодисперстную мембрану, немецкий физик Г.Герц в 1932г. в лабораторных условиях впервые разделил смесь двух легких газов.

Основными величинами, характеризующими процесс диффузионного разделения газов, являются коэффициент разделения и коэффициент обогащения. *Коэффициентом разделения α* при диффузии газа через пористую перегородку называется относительное увеличение концентрации газа, продиффундировавшего через перегородку, к его исходной концентрации.

$$\alpha = \sqrt{m_m / m_d}$$

Таким образом, максимальное (теоретическое) значение α для гексафторида урана, основанное на различии средних скоростей теплового движения без учета влияния каких либо иных факторов составляет 1,00429.

Максимальный (теоретический) *коэффициент обогащения ε* , т.е. разность их относительных концентраций после и до диффундирования равен:

$$\varepsilon = \alpha - 1 \approx 0,0043$$

Это - теоретический предел. Он означает, что в идеальном случае при однократном пропускании через пористую перегородку некоторой части двухкомпонентной смеси гексафторида можно иметь на выходе из разделительного элемента концентрацию легкого изотопа урана, равную 1,0043 его исходной концентрации, или обогащение на 0,43% (например, если на входе – 0,71%, то на выходе ~ 0,714%). Этот эффект разделения очень мал, и для получения в газовой двухкомпонентной смеси необходимого, существенно большего обогащения легкими компонентами, процесс повторяется многократно, создавая каскады из последовательно соединенных разделительных элементов (диффузионных машин), которые принято называть ступенями.

Реальные коэффициенты разделения и обогащения имеют существенно меньшие значения, чем теоретические α и ε из-за ряда факторов. Среди основных факторов уменьшения следует назвать учет того факта, что соединяя последовательно разделительные ступени в каскад, необходимо пропускать через каскад только половину потока, т.е. делить поток приблизительно пополам: одна часть потока - обогащенная (легкая фракция), вторая – обедненная (тяжелая фракция). В противном случае очень сложно обеспечить равномерную работу всех ступеней и гидравлическую устойчивость процесса в каскаде. Следующий фактор – зависимость процесса от давления перед перегородкой и разности давлений перед и за перегородкой. Этот коэффициент зависит также от среднего радиуса пор и наличия некондиционных пор, имеющих сечение меньшее, чем длина свободного пробега молекул. Пористые перегородки, имеющие средний

диаметр пор меньше десятых и сотых долей микрометра, позволяют работать при большем рабочем давлении газа перед фильтром с высоким коэффициентом обогащения. Увеличение давления, а следовательно, и плотности рабочего газа (UF_6) дает возможность увеличить удельную пропускную способность пористой перегородки. Третий из основных факторов – наличие пограничного слоя вблизи и внутри пор, снижающих коэффициент обогащения и зависящих от режима течения газа в порах.

Важнейшим параметром пористой перегородки является коэффициент пропускания φ газа. Он характеризует расход газа Θ , проходящего через единицу площади перегородки в единицу времени при разности давлений $p_1 - p_2$ до и после перегородки:

$$\varphi = \Theta / (p_1 - p_2)$$

Каждая пористая перегородка подвергается контролю по этому параметру до того, как она будет установлена в разделительной ступени. При этом проверяется и ее добротность в отношении наличия капиллярных каналов увеличенных сечений, через которые могут иметь место «проскоки» газа. Кроме того необходима стабильность коэффициента пропускания φ газа в течение многих лет эксплуатации. С этой целью проводится предварительная (химическая) обработка перегородок, их пассивация, так как недопустимо ни забивание пор, ни их раскрытие. При забивании пор будет падать расход газа в ступени, при раскрытии – уменьшаться коэффициент обогащения.

Несмотря на развитую теорию диффузии газа через перегородку, фактический эксплуатационный коэффициент обогащения ε определяется экспериментально на реальном каскаде.

Создание высокоэффективных пористых перегородок считается главной и наиболее сложной проблемой диффузионного метода. Следует учесть, что перегородка должна быть очень тонкой (доли миллиметра) и прочной, чтобы противостоять перепадам давления и вибрациям. Ее делают двухслойной – с несущим и делящим слоями. Делящий слой должен иметь равномерную и очень высокую пористость при толщине несколько микрометров. А средний радиус пор должен быть 0,005-0,03 мкм. При температуре до 70–90 °С перегородки должны быть устойчивы к коррозионному воздействию гексафторида урана.

Непрерывно ведутся исследования и работы по усовершенствованию пористых перегородок (особенно интенсивно в США и Франции). Методы их изготовления и характеристики остаются в высшей степени засекреченными. В качестве пористых материалов рассматривались металлы (Au, Ag, Ni, Al, Cu), окислы металлов (Al_2O_3 , керамика), фториды (CaF_2) или нитриды (Ni) и фторопласты (тефлон). В зависимости от структуры пористые фильтры можно подразделить на два вида: пленочные, в которых поры протравливаются в первоначально непористой фольге, и агрегатные, в которых поры представляют собой пустоты, остающиеся при

спрессовывании под давлением тонких порошков или спекании их при соответствующей температуре.

В пористых фильтрах пленочного типа поры могут образовываться в результате удаления одного из компонентов мелкодисперсного сплава. Один из первых пористых фильтров с радиусом пор около 10 нм был получен в США путем вытравливания Zn соляной кислотой из сплава AgZn. Хорошие пористые фильтры получают вытравливанием Ag азотной кислотой из сплава 40–60 AuAg.

Другой метод создания пор заключается в электролитическом травлении алюминиевой фольги в сернокислотной ванне. При этом получают пористые фильтры из окиси алюминия.

Пористые фильтры агрегатного типа могут быть получены при спекании порошков (например, никелевые порошки, окиси алюминия).

Для достижения необходимого уровня обогащения пористые фильтры объединяются в разделительные элементы, ступени и формируют единый каскад. **Разделительным элементом** называется наименьшая часть установки для разделения изотопов, в которой питающая смесь разделяется на «обогащенную фракцию» с повышенным содержанием концентрируемого изотопа и «обедненную фракцию» с пониженным содержанием этого изотопа. Несколько разделительных элементов, соединенных параллельно, образуют **«ступень»**; во всех элементах одной ступени питающая смесь характеризуется одним и тем же изотопным составом, причем это справедливо как в отношении обогащенной, так и обедненной фракций. Размеры ступени пропорциональны питающему потоку.

Требуемой концентрации выделяемого изотопа можно достичь путем последовательного соединения нескольких ступеней; в этом случае совокупность ступеней образует **«каскад»**.

Простейшей схемой последовательно соединенных ступеней является **«простой каскад»**, в котором обогащенная фракция любой ступени служит питанием следующей ступени, в то время как обедненные фракции, выходящие из каждой ступени, повторной обработке не подвергаются.

На заводах по разделению изотопов обычно используется каскад, собранный по противоточной схеме, в которой обедненная фракция каждой ступени подвергается дальнейшему фракционированию в предыдущих ступенях (рис.7). По сравнению с простым каскадом применение противоточного каскада позволяет достичь более высокого выхода продукта.

Рисунок 7 Схема противоточного каскада

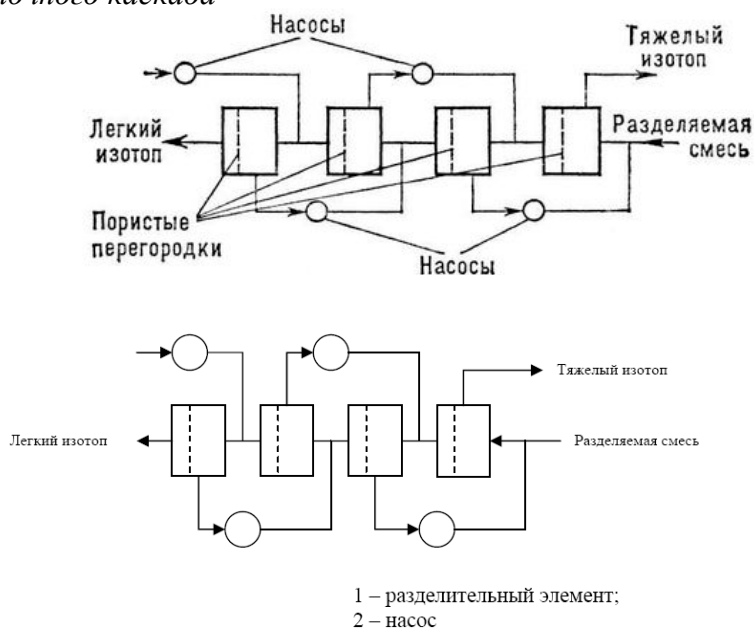


Рис. 3.3.9. Схема противоточного каскада

В идеальном каскаде межступенчатый поток от ступени к ступени меняется непрерывно: аналогичным образом изменяются и размеры ступеней. Таким образом, несмотря на тот факт, что идеальный каскад минимизирует потребление энергии и общие размеры завода, практическое создание его невыгодно с точки зрения затрат на строительство самого каскада. Это особенно относится к случаю, когда число ступеней велико. Значительного уменьшения стоимости разделительных элементов достигается путем их унификации, заменяя идеальный каскад системой прямоугольных каскадов, соединенных по схеме прямоугольно-ступенчатого каскада.

Так как объемы газовых полостей ступеней и каскадов значительны и содержание газа в них велико, то для достижения равновесного состояния по концентрациям газа в каждой ступени (после чего только и можно брать отбор обогащенного продукта заданной концентрации) должно пройти значительное время (например, несколько недель) безостановочной работы. Это создает громадные трудности в эксплуатации и связано с большими затратами. Следовательно, недопустима остановка диффузионного каскада по любой причине (потеря электропитания, срыв охлаждения и т.п.), так как это приводит к перемешиванию потоков различной концентрации, к длительному нарушению процесса, большим затратам энергии и потере продукта. Отсюда вытекают и чрезвычайно высокие требования к длительной надежности, безотказности и отработанности всего технологического оборудования, приборов и автоматики. Чтобы смягчить тяжелые последствия возможных аварийных установок (а также в ремонтных целях), каскады диффузионных заводов разделяются на малые группы ступеней, автоматически отключаемые и байпасируемые по газу. Оборудование диффузионного завода должно быть взаимозаменяемым и ремонтнопригодным, с высокой степенью унификации и стандартизации.

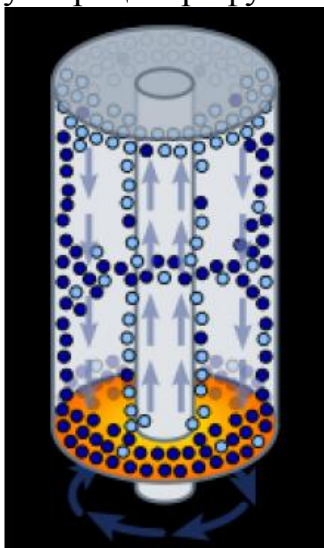
Диффузионные заводы обладают большим энергопотреблением. Вся эта энергия переходит в тепло, которое отводится водой с малым перепадом температур. Для этого требуется огромное количество воды. Так потребности завода в Падьюке (первый разделительный завод в мире, построенный в США) в несколько раз превысили расход воды сети г. Нью-Йорка. Во избежание остановок завода система электроснабжения и водоснабжения должна быть гарантированной и иметь необходимое резервирование. Не меньшее значение имеют строгое и непрерывное поддержание вакуума во всей технологической цепочке каскадов и автоматическая защита от аварийных случаев нарушения вакуума, а также обеспечение точного автоматического регулирования газовых потоков.

2.2.2. Центрифугирование

Идея использования гравитационного или центробежного поля для разделения смеси газов с различной молекулярной массой возникла давно: эксперименты с этой целью были выполнены Бредигом в Германии еще в 1895г. Первая попытка использования газовой центрифуги для разделения изотопов урана была предпринята в США во время второй мировой войны в рамках программы создания атомного оружия. Хотя отдельные центрифуги были разработаны, изготовлены и успешно функционировали, технологии изготовления высокоскоростных вращающихся машин соответствующего уровня в то время не было и в 1943 году от центробежного метода отказались в пользу газовой диффузии. Однако исследования продолжались, и первые машины появились к началу 60-х годов.

В газовом центробежном процессе, применяемом для обогащения урана, используется различие в поведении изотопов под действием интенсивного гравитационного поля. Такое поле создается внутри цилиндра, быстро вращающегося вокруг своей оси. Цилиндр заполняется газообразным гексафторидом урана, фактически представляющим собой бинарную смесь газов с различной молекулярной массой. Под действием центробежных сил тяжелая фракция перемещается преимущественно к периферии, создавая частичное разделение изотопов урана в радиальном направлении. Причем коэффициент разделения зависит от скорости вращения. Для центрифуги Грота, вращающейся со скоростью 350 м/с, $\mathcal{E} = 0,0682$, при скорости 400 м/с – 0,0976, при 500 м/с – 0,152. В возможности получать столь высокие коэффициенты разделения и состоит важнейшая особенность центрифужного метода и его отличие от газовой диффузии ($\mathcal{E} = 0,0043$ в идеальном случае). Элементарный эффект разделения может быть существенно увеличен наложением осевого противотока движения на круговое движение газа внутри ротора. При наличии противотока отдельная центрифуга подобна миниатюрному каскаду, и благодаря этому достигается значительный эффект разделения в осевом направлении. Прогресс центрифужного метода сегодня

определяется созданием высокопрочных материалов для высокоскоростных ультрацентрифуг.



Принципиальная схема разделения изотопов в центрифуге

Промышленное разделение изотопов урана центрифужным методом ведется сегодня такими странами как США, Германия, Великобритания, Нидерланды и Япония.

2.2.3. Аэродинамические методы

Методы аэродинамического разделения схожи с центрифугированием, так как в их основе лежат физические процессы, связанные с криволинейным, ускоренным движением частиц разной массы в гравитационном поле. В отличие от принудительного вращения потока газа в центрифуге, аэродинамические методы основаны на отклонении частиц с помощью неподвижной стенки специальной формы.

Эффективность двух аэродинамических процессов была продемонстрирована в 70-х годах прошлого столетия. На их основе были созданы две промышленные технологии. Метод разделительных сопел был реализован на демонстрационном заводе в Бразилии. «Геликоновые» вихревые трубки использовались для получения обогащенного урана на заводе в Южной Африке.

Оба метода оказались очень энергозатратными – более 3000 кВт/ЕРР. Геликоновый завод функционировал в 80-х годах. Его эксплуатация не была связана с получением коммерческой выгоды, а производительность составляла менее 500 000 ЕРР в год при энергозатратах 10 000 кВт/ЕРР. Коэффициент разделения на геликоновых трубках не превышал 1,03. В последствии метод совершенствовался в направлении его объединения с центрифужной технологией и был назван АРП (аэродинамический разделительный процесс). Однако испытания были проведены только для процесса разделения легких изотопов. Тем не менее, полученные результаты

позволяют предположить, что коэффициент разделения урана мог быть увеличен до 1,1, а энергозатраты уменьшены до 1000 кВт/ЕРР.

2.2.4. Лазерное разделение

Лазерное разделение изотопов представляется наиболее вероятной для промышленной реализации технологией нового поколения. Потенциально этот метод является самым дешевым по уровню капитальных вложений, количеству отходов и общей экономической эффективности процесса.

Процесс лазерного обогащения включает три стадии: возбуждение, ионизацию и разделение. Для этого используются два подхода – возбуждение атома или возбуждение молекулы.

В 70-х годах прошлого столетия привлекла к себе внимание и вызвала огромный резонанс в качестве многообещающей технология обогащения урана AVLIS (Atomic Vapour Laser Isotope Separation, Франция, США). Реализуемый в технологии метод разделения изотопов основан на принципе фотоионизации атомарного газа, получаемого из металлического урана путем его испарения при температуре 2500 К. Фотоэлектроны выбиваются из атомов электромагнитным излучением определенной частоты. При этом сам атом ионизируется. В качестве источника монохроматического электромагнитного излучения используются лазеры, ионизирующие только атомы ^{235}U (рис. 3.3.12). Ионизированные атомы металла отклоняются магнитным или электрическим полем и собираются на катоде. Таким способом может выполняться разделение не только изотопов урана, но и плутония.

Несмотря на то, что работы по развитию технологии AVLIS были прекращены из-за возникших технических проблем, порядка 200 кг урана 2,5% обогащения было получено в ходе ее разработки.

Метод разделения, использующий возбуждение молекул, также основывается на различии сорбционных способностей изотопов. Первоначально молекулы гексафторида урана облучаются инфракрасным лазером. Атомы ^{235}U поглощают это излучение и переходят в возбужденное состояние.

Последующее облучение ультрафиолетовым лазером используется для разрушения связей молекул, содержащих возбужденный ^{235}U и образование твердого соединения пентавалентного урана, которое отделяется из потока газа. Таким методом можно получить очень чистые изотопы урана. Кроме того, в методе используется гексафторид урана, а не атомарный газ. Это удобно, так как опыт использования UF_6 в ядерных технологиях обширен. Следует также отметить, что метод не может использоваться для разделения изотопов плутония и поэтому представляется более защищенным с точки зрения проблемы нераспространения ядерного оружия.

Молекулярный метод развивается в рамках создания промышленной технологии SILEX. Основными участниками проекта являются Австралия и

США. Создание опытной промышленной установки с использованием этой технологии планируется в 2012 г.

Вероятность технической реализации оценивается как очень высокая. С помощью технологии SILEX предполагается не только обогащение урана, но и получение изотопов кислорода, кремния, циркония и др.

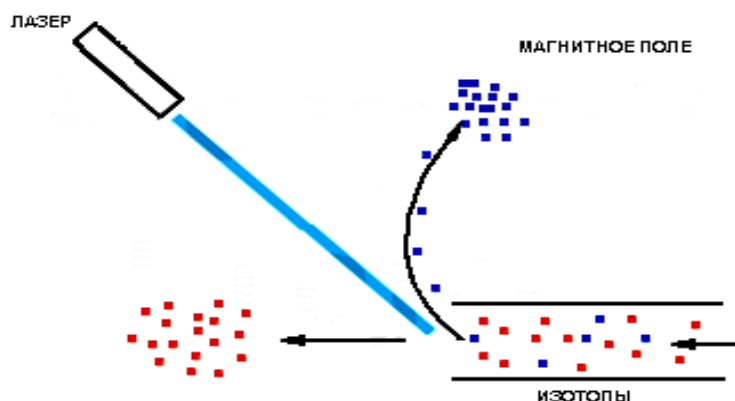


Рисунок 8. Лазерное разделение изотопов

2.2.5. Химический обмен

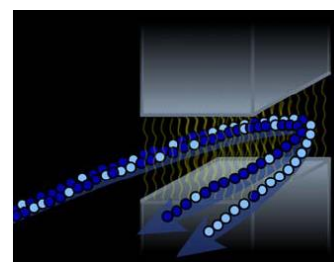
Химические технологии разделения основаны на том обстоятельстве, что ионы изотопов проходят через «барьеры» с различной скоростью, зависящей от их массы. Существует два метода для достижения этого эффекта в химических процессах: экстракции растворителем, опробованная во Франции, и процесс ионного обмена, исследованный в Японии. Процесс, реализованный во Франции, предполагает использование двух несмешиваемых жидкостей в колонне и по содержанию похож на перемешивание воды и масла в одной бутылке. Для разделения используется небольшая разница в свойствах изотопов изменять валентность при окислении/восстановлении в водной и органической жидкостях. Для процесса ионообмена, реализованного в Японии, требуется водный раствор и тонко измельченная смола, через которую жидкость медленно фильтруется. Скорость изотопной фильтрации, при этом, является различной.

Эффективность разделения урана для обоих методов оказалась слишком малой для практических целей. Поэтому методы не были доведены даже до стадии экспериментов с прототипом промышленной установки.

2.2.6. Электромагнитные методы

Процесс электромагнитного разделения изотопов (EMIS) предполагает, что предварительно испаренный металлический уран ионизируется. После этого катионы ускоряются и последовательно отклоняются магнитным полем на соответствующие мишени (рис. 3.3.13).

Первая промышленная установка для обогащения урана - масс-сепаратор, названный калютроном (см. рис. 3.3.14), была создана во время Второй Мировой войны для наработки изотопа ^{235}U , пригодного по качеству и достаточного по количеству, чтобы изготовить ядерное оружие. Для ионизации урана использовался пучок электронов. Обогащение проходило в несколько стадий. Для этого использовались так называемые α и β калютроны. Из полученного обогащенного урана была изготовлена первая атомная бомба «Little Boy», сброшенная на Хиросиму. В послевоенные годы метод был замещен более эффективными технологиями и не использовался. Вторая попытка использования калютронов для создания ядерного оружия была предпринята режимом Саддама Хусейна в Ираке. Этот факт обнаружился после окончания войны в Персидском заливе в 1990 г.



Отклонение ионов в магнитном

Рисунок 9. Установка для электромагнитного разделения изотопов

α -
калютрон



Основные преимущества метода: высокий коэффициент разделения в одном цикле; возможность одновременного разделения большого количества изотопов в смеси; универсальность, позволяющая переключать одну и ту же установку для разделения стабильных и радиоактивных изотопов.

Электромагнитное разделение плохо приспособлено для промышленного производства, так как большая часть веществ осаждается внутри калютрона и поэтому его необходимо периодически останавливать для очистки. К другим недостаткам метода относятся: малая производительность; большие энергетические и эксплуатационные затраты;

сложность и дороговизна технического обслуживания; низкая производительность.

2.2.7. Плазменное разделение

Среди плазменных методов разделения изотопов известны два: ионно-циклотронный резонанс (ИЦР) и вращение в плазменной центрифуге.

ИЦР основан на селективном нагреве ионов выбранного изотопа в высокочастотном электрическом поле. Селективно нагретые ионы затем могут быть выделены на коллекторной системе как геометрически (за счет их большего ларморовского радиуса), так и с помощью задерживающего потенциала на пластинах коллектора. Этот метод может быть использован для разделения изотопов любых металлов. Он наиболее эффективен для элементов, которые не имеют удобных газообразных соединений, пригодных для использования в газовой центрифуге.

ИЦР позволяет обрабатывать большие потоки разделяемого вещества, чем при электромагнитном разделении (сотни ампер по сравнению с 100 мА в электромагнитном сепараторе) при сравнимом коэффициенте разделения. Для создания потока плазмы с большим поперечным сечением применяется источник плазмы в парах металлов, использующий СВЧ-разряд в условиях электронно-циклотронного резонанса. Установка имеет сверхпроводящий магнит. СВЧ-разряд создается с помощью гиротрона непрерывного действия. Метод ИЦР является универсальным и в силу своей высокой эффективности одноступенчатым. По энергоэффективности и производительности он уступает методам, использующим центрифуги, однако позволяет работать с малыми количествами веществ и широкой номенклатурой. Этого вполне достаточно для решения ряда медицинских задач.

Действие плазменной центрифуги основано на вращении плазмы под действием силы Лоренца или магнитном сжатии плазмы бегущей высокочастотной волной. В плазменной центрифуге могут быть получены высокие центробежные ускорения (до 10^8 м/с²), но при очень высокой температуре (например, 50 000К). Для изотопов Kr, Ar, Ne, U $\alpha=1,1-1,3$.

Серьезные экспериментальные программы по плазменным технологиям разделения были выполнены во Франции, США и России. Во Франции метод ИЦР продолжает использоваться для разделения стабильных изотопов.

2.2.8. Обогащение регенерированного урана

Для того чтобы вторично использовать уран, полученный после переработки ОТВС, необходимо выполнить его дообогащение. Это достаточно сложная операция по причине наличия в облученном материале нежелательных примесей и в особенности изотопов ²³²U и ²³⁶U. Данные изотопы образуются в результате захвата нейтронов и/или последующих

реакций распада радиоактивных ядер. Количество нежелательных изотопов урана увеличивается по мере увеличения степени выгорания топлива. Изотоп ^{232}U в основном является продуктом распада ^{236}Pu и поэтому его количество возрастает по мере увеличения времени хранения топлива с максимумом активности, наступающим примерно через 10 лет. Оба изотопа распадаются значительно быстрее ^{235}U и ^{238}U . При этом один из дочерних продуктов распада ^{232}U является высокоэнергетическим гамма-излучателем. Поэтому для работы на заводах, имеющих дело с регенерированным ураном, необходимо предусматривать повышенные меры радиационной защиты. ^{236}U является поглотителем нейтронов и поэтому препятствует протеканию цепной реакции деления, что означает, что для компенсации его присутствия в топливе необходимо дополнительное обогащение по изотопу ^{235}U . Так как изотопы ^{232}U и ^{236}U являются легкими, то склонны к обогащению в процессе дообогащения регенерированного урана. Поэтому процесс обогащения облученного урана должен проходить отдельно от процесса обогащения природной смеси изотопов. Наличие в переработанном топливе ^{236}U фактически означает, что большая часть переработанного урана может использоваться только один раз. Единственным исключением является топливо реакторов AGR, для производства которого использовалось регенерированный уран реакторов Magnox. Все перечисленные факты свидетельствуют о том, что только низко обогащенное топливо с низкими уровнями выгорания может напрямую использоваться на заводах по обогащению. Например, из 16000 тонн топлива реакторов Magnox было получено только 1650 тонн топлива для реакторов AGR. Большой опыт по работе с регенерированным ураном накоплен в России. В частности топливные сборки реактора РБМК изготавливаются из этого продукта. Процесс лазерного разделения изотопов теоретически идеально подходит для дообогащения переработанного топлива, так как позволяет получать изотопно-чистый ^{235}U .

2.3. Радиоэкологические последствия обогащения топлива

При конверсии U_3O_8 в UF_6 и последующем обогащении урана не возникает существенных радиологических воздействий на окружающую среду. При работе с UF_6 утечки газообразных продуктов пропускают через фильтры и влажные поглотители. В выбросах завода содержатся лишь следовые количества радиоактивных материалов. Твердые отходы производства, содержащие небольшие количества урана и тория, герметизируют и отправляют в специальные хранилища радиоактивных отходов.

На заводах по обогащению урана возможны утечки радионуклидов ^{234}U , ^{235}U и ^{238}U . Нуклид ^{234}U содержится в природном уране в количестве 0,0054%. По сравнению с другими установками ядерного топливного цикла

обогащительные заводы характеризуются пренебрежимо малыми радиоактивными выбросами.

Жидкие и газообразные отходы производства, содержащие радионуклиды ^{234}U , ^{235}U , ^{238}U и ^{234}Th , подвергаются переработке и фильтрации. Данные по радиоактивным выбросам при производстве UF_6 , обогащении урана и изготовлении уранового топлива приведены в табл. 12.

Таблица 2

Радиоактивные отходы при производстве UF_6

Источник	Радионуклид	Газообразные отходы	Жидкие отходы
Завод по производству U_3O_8	Уран	$7,8 \cdot 10^7$	$2,2 \cdot 10^{10}$
	^{226}Ra	-	$1,7 \cdot 10^9$
	^{230}Th	-	$7,4 \cdot 10^8$
Завод по обогащению урана	^{234}U	$3,4 \cdot 10^7$	$1,0 \cdot 10^6$
	^{235}U	$1,0 \cdot 10^6$	$4,1 \cdot 10^4$
	^{238}U	$4,1 \cdot 10^6$	$8,9 \cdot 10^5$
Завод по производству твэлов	^{234}Th	$3,7 \cdot 10^6$	$8,9 \cdot 10^8$
	^{234}U	$3,0 \cdot 10^7$	$7,4 \cdot 10^9$
	^{235}U	$8,5 \cdot 10^5$	$1,9 \cdot 10^8$
	^{238}U	$3,7 \cdot 10^6$	$8,9 \cdot 10^8$