

**Нижегородский государственный университет им. Н.И. Лобачевского**

**Национальный исследовательский университет**

**Учебно-научный и инновационный комплекс  
"Новые многофункциональные материалы и нанотехнологии"**

Черноруков Н.Г., Нипрук О.В.

## **УРАН. ПРОШЛОЕ, НАСТОЯЩЕЕ И БУДУЩЕЕ**

Электронное учебное пособие

Мероприятие 2.2. Развитие сетевой интеграции с ведущими университетами страны, научно-исследовательскими институтами Российской академии наук, предприятиями-партнерами, создание новых форм взаимодействия

Учебные дисциплины: «Радиохимия и радиоэкология»

Специальности, направления: Направление подготовки 020100 «Химия», специальности 020101 «Химия», 020801 «Экология», 240306 «Химическая технология монокристаллов, материалов и изделий электронной техники»

Нижний Новгород  
2010

УРАН. ПРОШЛОЕ, НАСТОЯЩЕЕ И БУДУЩЕЕ. Черноруков Н.Г., Нипрук О.В. Электронное учебное пособие. – Нижний Новгород: Нижегородский госуниверситет, 2010. – 52 с.

Мероприятие 2.2. Развитие сетевой интеграции с ведущими университетами страны, научно-исследовательскими институтами Российской академии наук, предприятиями-партнерами, создание новых форм взаимодействия.

В настоящем учебном пособии рассмотрен феномен урана - одного из элементов Периодической системы, положившего начало становлению новейших отраслей науки и техники от создания атомного оружия массового уничтожения до использования атомной энергии в мирных целях. Описаны физические, ядерные и токсикологические свойства элемента урана и его соединений, рассмотрены способы получения изотопов урана, применение урана в военных и гражданских целях, а также перспективы атомной энергетики на уран-плутониевом топливном цикле.

Электронное учебное пособие предназначено для студентов ННГУ, обучающихся по направлению подготовки 020100 «Химия» и специальностям 020101 «Химия», 020801 «Экология», 240306 «Химическая технология монокристаллов, материалов и изделий электронной техники», изучающих курс «Радиохимия и радиоэкология».

## СОДЕРЖАНИЕ

ВВЕДЕНИЕ.....	4
1. Уран .....	4
2. Прошлое урана.....	5
3. Уран и атомная энергия.....	8
4. Уран и вторичное ядерное топливо.....	13
5. Урановый топливный цикл .....	16
6. Энергетические атомные реакторы.....	27
7. Уран-графитовый реактор канального типа.....	29
8. Легко-водный реактор .....	31
9. Реактор на быстрых нейтронах.....	33
10. Проблемы и перспективы урановой промышленности .....	36
11. Положение урана в Периодической системе элементов.....	39
12. Уран и радиационное загрязнение окружающей среды.....	41
13. Применение урана.....	45
14. Будущее урана .....	50
Литература .....	51

## ВВЕДЕНИЕ

Уран - один из элементов Периодической системы, положивший начало становлению новейших отраслей науки и техники от создания атомного оружия массового уничтожения до использования атомной энергии в мирных целях. В уране в максимальной степени выражены свойства, которые могут быть использованы как во зло, так и на пользу человечества. К сожалению, это две стороны одной медали, и какой стороной эта медаль упадет, зависит от того, кто и как ее подбрасывает. Уран как никакой другой элемент, определил развитие новейшей истории второй половины XX столетия.

### 1. Уран

*"Убежденный в том, что исследование урана, начиная с его природных источников, приведет еще ко многим новым открытиям, я смело рекомендую тем, кто ищет предмет для новых исследований, особо тщательно заниматься урановыми соединениями".*

*Д.И.Менделеев, 1872 г.*

Уран известен человечеству более двухсот лет. Однако задолго до его открытия осколки керамики с желтой глазурью, содержащие более 1 % оксида урана, находили среди развалин Помпеи и Геркуланума. Уран был 27 элементом по счету в год открытия и первые сто лет он оставался равным, ничем не выделяющимся среди других элементов, разве что своей химической индивидуальностью, да самой большой атомной массой и последним местом в периодической системе. Таким бы вероятно ему и оставаться, не открой А. Беккерель на рубеже двух столетий, казалось бы, совершенно случайно явление радиоактивности. Этому знаменательному событию предшествовала одна занимательная история. Французский морской офицер Ниепс де Сент Виктор большой любитель входившей тогда в моду фотографии занимался окрашиванием фотоснимков в золотисто-желтый цвет, используя для этого раствор уранилсульфата калия. Он обратил внимание на то, что в тех случаях, когда концентрация соли урана была значительной или время окрашивания увеличивалось, снимки чернели так, как это происходило при их экспонировании при дневном освещении. В заметке в одном из научно-популярных журналов того времени Ниепс де Сент Виктор высказал предположение о том, что соль урана испускает какое-то невидимое излучение. Знал ли об этих опытах А.Беккерель? Однако открытие радиоактивности в ряду других великих открытий, которыми был так богат XIX век, безусловно, было выдающимся и ярким. Никто не мог предположить тогда, что человечеству потребуется всего лишь 50 лет для того, чтобы на основе этого открытия и на основе урана создать самое разрушительное оружие XX века - атомное оружие и самый мощный источник созидательной энергии - ядерный реактор. Вероятно, в периодической системе нет друго-

го элемента, с которым прямо или косвенно связано самое большое число великих открытий. Один лишь перечень Нобелевских лауреатов и удивляет, и впечатляет. Среди них А. Беккерель, П. и М. Кюри, Э. Резерфорд, О. Ган, Г. Сиборг, Э. Макмиллан. Не меньшее число крупных исследователей, удостоенных Нобелевских премий за открытия в различных отраслях науки, также были причастны к работам с ураном. Ф. Содди, Н. Бор, Ф. Жолио и И. Кюри, Э. Ферми, Н. Семенов - вот вероятно не полный перечень этих выдающихся имен и фамилий.

Завершилось второе столетие в истории исследований урана. Началось очередное, третье. Что оно принесет исследователям урана? Будет ли оно таким же плодотворным? А что принесет уран человечеству? Не иссякнут ли, его мировые запасы в ближайшем будущем и как в этом случае будет развиваться атомная энергетика? Несомненно, одно, проблемы экологии в связи с ураном и ядерной энергетикой уже заявили о себе во весь голос. Количество отработанного ядерного топлива, основную массу которого составляет уран-238, достигло опасного уровня. Вероятно, наступившее третье тысячелетие будет временем, когда от исследователей потребуются ответы на эти и другие вопросы.

## 2. Прошлое урана

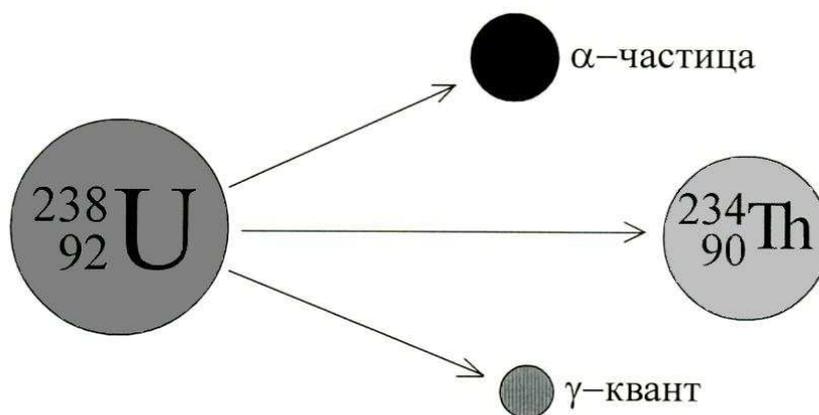
В средневековых рукописях сохранились записи о том, что рудокопы, занимавшиеся добычей серебра в предгорьях Южной Германии и Чехии часто находили черный тяжелый по весу минерал, называвшийся в то время смоляной обманкой. Первым обстоятельным исследованием этого минерала занялся немецкий химик Мартин Генрих Клапрот в 1789 году. В результате последовательной кислотно-щелочной обработки минерала Клапрот получил спекшуюся массу черного цвета с вкраплениями в нее небольших частиц металла. М. Клапрот назвал новый металл ураном в честь открытой в 1781 году планеты Уран. Слово уран происходит от греческого названия неба, и поэтому М. Клапрот считал, что уран является небесным металлом. Смоляную обманку М. Клапрот переименовал в урановую смолку. Почти пятьдесят лет уран ошибочно отождествляли с оксидом  $UO_2$ , полученным М. Клапротом при восстановлении урановой смолки и лишь в 1840 году Э.М. Пелиго получил металлический уран восстановлением тетрахлорида урана металлическим калием. Поскольку уран первоначально не был получен в чистом виде, экспериментально определенный для него атомный вес, как в то время говорили, оказался равным 120. В первых опытах по химической систематике элементов до Д.И. Менделеева уран с его сильно заниженным атомным весом был известен как трехвалентный элемент и размещался в одной группе с бором и алюминием. Д.И. Менделеев в первом варианте периодической системы, опубликованном в 1869 году, также поместил уран в третьей группе, уменьшив его атомный вес до 116. Последнее обстоятельство было вызвано тем, что следующие за ураном в периоде олово и

сурьма, имели атомные веса 118 и 122, соответственно, и их предшественник уран с атомным весом 120 должен был располагаться между ними. Однако уже в 1871 году, проверяя положение урана в периодической системе, Д.И. Менделеев убедился в необходимости исключить его из третьей группы. Он сделал это заключение на основе сравнения атомных объемов простых тел того ряда, куда входил уран:

Ag	Cd	U	Sn	Sb	Te I
10.3	12.8	(6.5)	15.2	18.1	20.726

Величина атомного объема для урана резко выпадала из наблюдаемого ряда, где имел место рост этих величин. Поэтому в 1871 году Д.И. Менделеев в первом издании «Основ химии» поместил уран в последнюю клетку шестой группы периодической системы, увеличив его атомный вес до 240. Атомный «вес», надежно установленный Д. Циммерманом в 1882 году, оказался весьма близким к 240.

До конца XIX столетия уран рассматривался как один из многих известных в то время элементов, как последний среди равных, отличающийся лишь своей химической индивидуальностью. В 1896 году в науке произошло знаменательное событие - открытие радиоактивности. Продолжая исследования отца Э. Беккереля и изучая явление фосфоресценции, А. Беккерель обнаружил, что калий уранилсульфат и другие соединения урана самопроизвольно без всякой видимой затраты внешней энергии способны испускать невидимые лучи. Эти лучи, первоначально названные лучами Беккереля, представляющие в случае урана поток  $\alpha$ -частиц и  $\gamma$ -квантов, стали называть радиоактивным излучением, а сами атомы, их испускающие, радиоактивными атомами (рис. 1). По предложению А. Беккереля изучением открытого им феномена занялись работавшие в Парижском университете исследователи Пьер и Мария Кюри. В течение двух лет к 1898 году они установили природу лучей Беккереля, ввели в науку понятие радиоактивности и выделили из урановой смоляной руды  $U_3O_8$  два новых радиоактивных элемента – радий и полоний. За открытие радиоактивности А. Беккерель и супруги Кюри в 1903 году были удостоены Нобелевской премии. Изучением феномена радиоактивности занимались и другие ученые, а уран стал предметом многочисленных исследований и открытий. В 1905 году Б.Б. Болтвуд показал, что уран является источником целого ряда последовательных радиоактивных превращений, завершающихся образованием нерадиоактивного свинца-206. Этот ряд получил название радиоактивного семейства урана-238. Выделение остальных представителей семейства урана было сопряжено с казалось бы непреодолимыми проблемами, получившими отражение в химической символике. Дело в том, что наряду с открытием новых элементов - радия, радона, протактиния, полония, среди членов ряда были представители, не поддающиеся химической идентификации. Считать их новыми неизвестными ранее элементами было нельзя, поскольку для них не находилось места в Периодической системе.



**Рис. 1.** Схема радиоактивного распада  ${}_{92}^{238}\text{U}$

Этим псевдоновым элементам были даны экзотические названия в честь элемента, от которого они вели свое происхождение, типа уран- $X_1$ , уран- $X_2$ , уран- $\Pi$ , ионий, радий- $A$  и тому подобное (рис. 2). В тот же период (1900-1915 г.г.) было обнаружено аналогичное семейство тория-232, а несколько позже и семейство актиноурана (урана-235), хотя элемента с таким названием в периодической системе не существует. Покров неизвестности над химической природой членов радиоактивных семейств сохранялся до открытия в 1913 году явления изотопии. Стало очевидным, что члены радиоактивных семейств с экзотическими названиями не более чем радиоактивные изотопы хорошо известных элементов, расположенных в периодической системе между свинцом и ураном. За открытие явления изотопии его автор Ф. Содди был удостоен Нобелевской премии. ореол таинственности исчез, а символические названия отдельных представителей радиоактивных семейств сохранились в науке. К 1935 году было установлено (А. Демпстер), что природный уран состоит из трех изотопов: урана-238 (99.28 %), урана-235 (0.714 %) и урана-234 (0.0064 %).

Сразу же после того, как Д.И. Менделеев поместил уран в последней 92-ой клетке периодической системы, возник вопрос, а есть ли в природе элементы тяжелее урана. Сам Д.И. Менделеев всегда был убежден в существовании по крайней мере пяти элементов тяжелее урана и во всех изданиях периодической системы оставлял для них место. Сразу же следует сказать, что все попытки от Д.И. Менделеева до наших дней обнаружить в природе элемент тяжелее урана и берущий свое начало от сотворения вселенной (элемент первичного происхождения) оказались безуспешными.

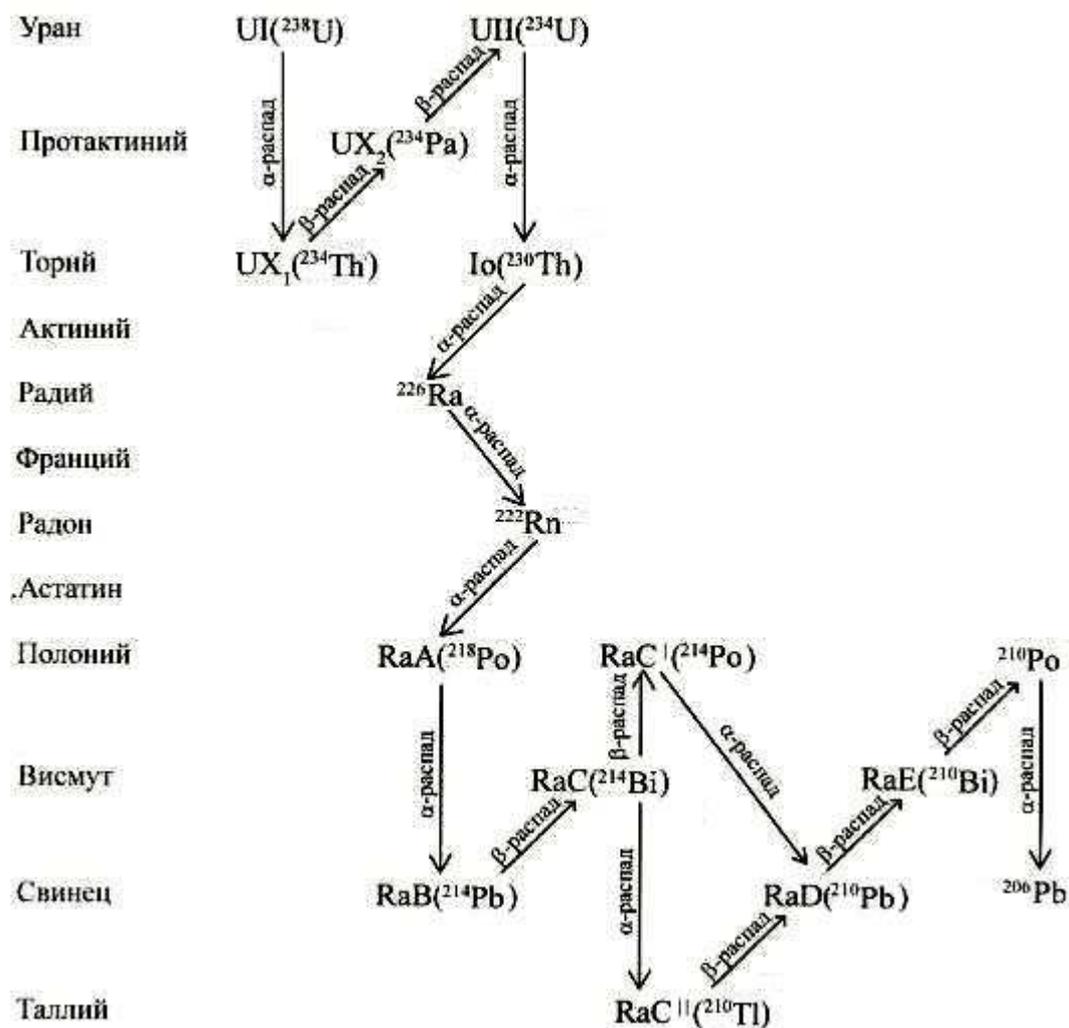


Рис. 2. Радиоактивное семейство  $^{238}_{92}\text{U}$

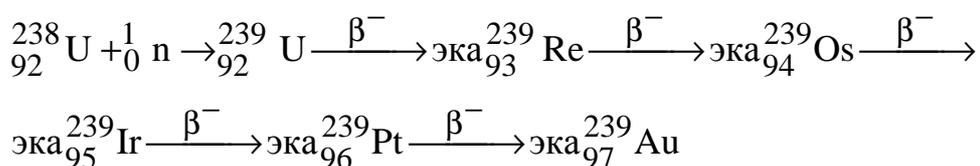
Все, что было обнаружено в природе в последние десятилетия (нептуний, плутоний) имело вторичное происхождение в результате ядерных процессов, протекающих в окружающей среде. Однако работы по поиску или получению трансурановых элементов были связаны непосредственно с ураном и привели к открытию уникальных свойств этого элемента, оказавших определяющее влияние на развитие истории XX-го, а возможно и будущих столетий.

### 3. Уран и атомная энергия

Наиболее интересными были выполненные в 30-е годы прошлого столетия многочисленные работы по искусственному получению трансурановых элементов. Исходным толчком к развитию этих работ послужило открытие в 1932 году Д. Чедвиком в лаборатории Э. Резерфорда новых элементарных частиц - нейтронов. Они были получены по реакции  $^9_4\text{Be} + ^4_2\text{He} \rightarrow ^{13}_6\text{C} + ^1_0\text{n}$ . Не

несущие на себе электрического заряда, нейтроны беспрепятственно проникали в атомные ядра, вызывая ядерные превращения (рис. 3). При облучении урана-238 нейтронами от радий-бериллиевого источника научной группой Э. Ферми была получена радиоактивность, принадлежащая неизвестным радионуклидам. Тщательный анализ полученных продуктов показал, что их радиоактивность не связана ни с одним из элементов с атомным номером от 86 для свинца до 92 для урана. Ввиду этого Э. Ферми и его сотрудники отнесли эти радиоактивные продукты к элементам с атомным номером выше 92, т.е. к трансурановым элементам.

Исследователи из Германии О. Ган и Ф. Штрассман, повторив эксперименты Э. Ферми, построили схему последовательных радиоактивных превращений, по которой в результате облучения урана нейтронами якобы получается целая группа трансурановых элементов



Приставка эка перед символами элементов обозначает "такой как". Однако каких-либо убедительных доказательств, подтверждающих предложенную схему, авторы привести не смогли.

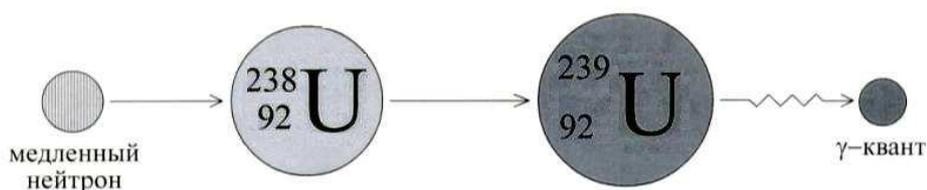
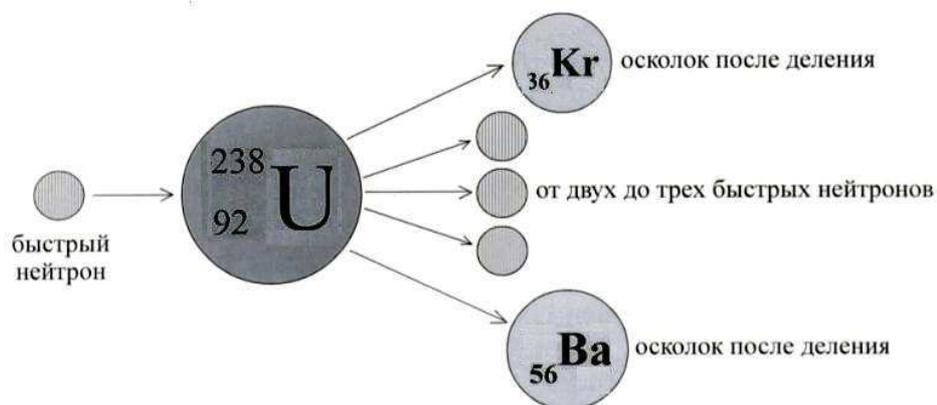


Рис. 3. Схема поглощения нейтронов ядрами  ${}_{92}^{238}\text{U}$

В 1938 году И. Кюри и В. Савич предприняли попытку определить химическую природу получаемой при облучении урана нейтронами, радиоактивности. Для ее выделения из облученного продукта они использовали в качестве носителя лантан. Но после ряда экспериментов они пришли к выводу, что осажденное вещество все же отличается от лантана. Они были на правильном пути, однако, химическую идентификацию полученного радиоактивного продукта произвели в конце 1938 года О. Ган и Ф. Штрассман. Используя в качестве носителя ба-

рий, они смогли выделить из облученного нейтронами раствора урановой соли осадок, содержащий радионуклид - полный аналог бария. Предположение о том, что это радий, оказалось не состоятельным, поскольку для его получения из урана требовалось, чтобы последний испускал последовательно две  $\alpha$ -частицы. Однако попытки обнаружить испускание двух  $\alpha$ -частиц оказались безуспешными. Более точные анализы позволили авторам открытия установить, что выделенный радионуклид является барием, который почти на сто атомных единиц массы отличается от урана-238. Так, поиски трансурановых элементов неожиданно привели к открытию деления ядра. За это открытие авторы были удостоены Нобелевской премии. О. Ган и Ф. Штрассман не смогли обнаружить 93-й элемент вследствие небольшой плотности нейтронного потока от радий-бериллиевого источника, хотя он в реакционной среде, несомненно, присутствовал. Так часто бывает в науке, упорство и настойчивость исследователей приводят к великим открытиям, более важным, чем решение первоначальной задачи. В дальнейшем события вокруг деления урана развивались с удивительной стремительностью. О. Ган и Ф. Штрассман опубликовали свое открытие в первых числах января 1939 года. В середине января 1939 года сотрудники Н. Бора О. Фриш и Л. Майтнер, ранее работавшие с О. Ганом, высказали предположение, что поглощение нейтрона ядром урана может вызывать расщепление ядра на две части, сопровождающееся выделением колоссального количества энергии (рис. 4). К концу 1939 года в открытой печати появилось не менее сотни аналогичных публикаций, в результате чего было установлено, что такие элементы как торий, протактиний и уран могут делиться под действием нейтронов на два осколка, являющихся изотопами элементов средней части периодической системы от селена ( $Z = 34$ ) до лантана ( $Z = 57$ ). Осколки обладают огромной кинетической энергией, являются радиоактивными нуклидами и в результате последовательного  $\beta$ -распада в конечном счете превращаются в стабильные изотопы. Торий и протактиний делятся под действием только быстрых нейтронов с энергией несколько мегаэлектронвольт (МэВ). Происходит это потому, что энергия связи нейтрона в этих ядрах заметно меньше энергии активации деления, т.е. той энергии, которая необходима для критической деформации ядра, определяющей возможность деления. Уран-238 также делится под действием только быстрых нейтронов. Для составного ядра  $^{239}\text{U}$  энергия связи нейтрона равна 4.9 МэВ, в то время, как энергия активации деления равна 5.9 МэВ. Недостающий 1 МэВ энергии может быть пополнен только за счет кинетической энергии нейтронов, участвующих в делении. В случае  $^{235}\text{U}$  энергия связи нейтрона равна 6.81 МэВ, а энергия активации деления равна 5.3 МэВ. Поэтому даже тепловые нейтроны вызывают деление  $^{235}\text{U}$ . При этом вероятность его деления на тепловых нейтронах равна 695 барн, что существенно выше вероятности деления на быстрых нейтронах (6.6 барн). В табл. 1 приведены значения энергии активации деления (МэВ) для различных ядер, а в табл. 2 некоторые характеристики делящихся нуклидов.



**Рис. 4.** Схема деления ядра  $^{238}_{92}\text{U}$  под действием нейтронов

Таблица 1

Энергии активации деления некоторых нуклидов

Нуклиды	$^{234}\text{U}$	$^{235}\text{U}$	$^{238}\text{U}$	$^{232}\text{Th}$	$^{226}\text{Ra}$	$^{112-124}\text{Sn}$
Энергия активации деления, МэВ	4.8	5.1	5.8	6.6	7.6	40-50

Энергия, освобождаемая при делении ядра урана-235, достигает 198 МэВ на один акт деления. Эта величина включает следующие составляющие: 165 МэВ выделяется в виде кинетической энергии осколков деления; 6 МэВ выделяется в виде кинетической энергии нейтронов; 6 МэВ уносится  $\gamma$ -квантами, испускаемыми осколками в момент деления; 10 МэВ выделяется в виде энергии радиоактивного распада осколков деления; 11 МэВ уносится нейтрино. Таким образом, за один акт деления выделяется 198 МэВ энергии, которая может быть использована во вред или во благо человека.

Таблица 2

## Некоторые ядерно-физические характеристики делящихся материалов

Изотоп	Уран-235		Уран-233		Плутоний-239	
Энергия нейтрона	1 МэВ	0.025 эВ	1 МэВ	0.025 эВ	1 МэВ	0.025 эВ
Полное сечение	6.6±0.1	695±10	6.2±0.3	600±100	7.3±0.2	1005±5
Сечение деления	1.25±0.05	581±6	1.85±0.1	526±4	1.8±0.1	751±100
Доля ядер, не участвующих в делении	0.077±0.002	0.174±0.01	0.057±0.003	0.098±0.004	0.08±0.1	0.37±0.03
Число нейтронов, испускаемых в одном акте деления	2.6±0.1	2.43±0.03	2.65±0.1	2.50±0.03	3.03±0.1	2.84±0.06
Число нейтронов на один поглощенный нейтрон	2.41±0.1	2.07±0.02	2.51±0.1	2.28±0.02	2.8	2.07±0.04
Доля запаздывающих нейтронов, %	0.64±0.03	0.65±0.02	0.26±0.02	0.26±0.01	0.21±0.01	0.22±0.01
Энергия деления, МэВ	198		197		207	

Все сечения приведены в барнах ( $10^{-28} \text{ м}^2$ )

В конце 1939 года Ф. Жолио-Кюри и независимо Э. Ферми установили, что в процессе деления ядра урана-238 выбрасывается от двух до трех быстрых нейтронов, которые при определенных условиях могут обеспечить цепной механизм развития реакции деления с мгновенным выделением колоссального количества энергии (рис. 5). Вся эта информация была получена менее чем за один год и исследования ученых, широко известных и талантливых, напоминали в большей степени искусство невозможного, чем науку.

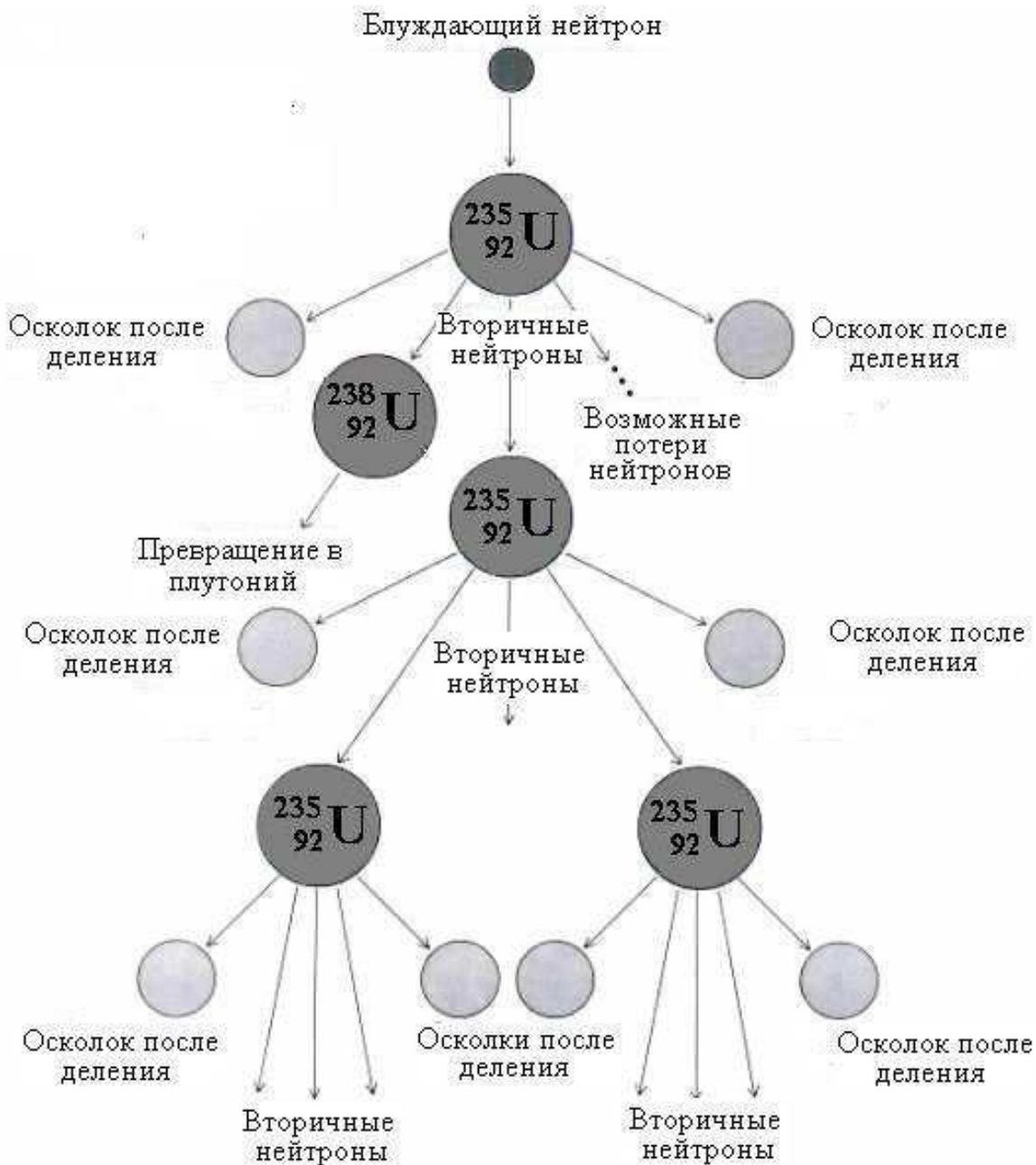
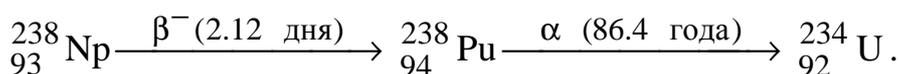
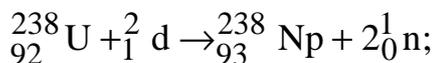


Рис. 5. Схема цепной реакции деления  $^{235}_{92}\text{U}$  или  $^{239}_{94}\text{Pu}$

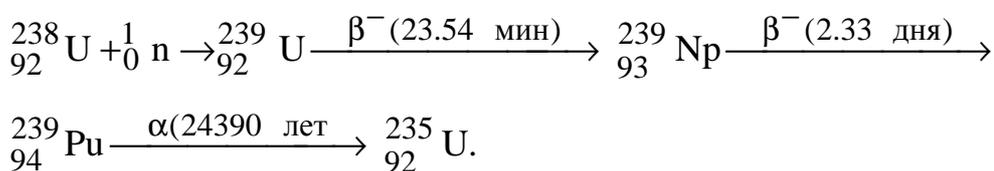
#### 4. Уран и вторичное ядерное топливо

В конце 1940 года произошло еще одно знаменательное событие, связанное с ураном. Э. Макмиллан, облучая мишень из природного урана мощным нейтронным потоком, полученным на циклотроне Калифорнийского университета, синтезировал первый искусственный трансурановый элемент. Будучи физиком, Э. Макмиллан пригласил из Йельского университета профессора химии аналитика К. Эйбелсона для выделения и идентификации вновь полученного радиоактивного элемента. После двухмесячной работы они пришли к выводу о

том, что получен неизвестный ранее элемент с порядковым номером 93. Они назвали его нептунием в честь планеты Нептун, расположенной в солнечной системе за планетой Уран. В том же году дошла очередь и до плутония. Первоначально плутоний был получен в 1940 году в результате облучения урана дейтронами на циклотроне Калифорнийского университета по реакции:



С помощью изотопа  ${}_{94}^{238}\text{Pu}$  впервые были изучены важнейшие химические свойства плутония. В то же время был получен еще один изотоп плутония по реакции:

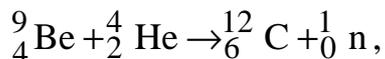


Г. Сиборг и Э. Макмиллан, Д. Кеннеди и А. Уолл обнаружили среди продуктов этой реакции еще один трансурановый элемент и назвали его в честь планеты Плутон, по аналогии с ураном и нептунием. За открытие плутония Г. Сиборг и Э. Макмиллан были удостоены Нобелевской премии. Плутоний-239 открыл новую страницу в истории ядерной энергетики. По ядерно-физическим характеристикам, приведенным в табл. 2, он оказался весьма близким аналогом урана-235 и, как и последний, способен делиться под действием тепловых нейтронов. При этом в сравнении с ураном-235, плутоний-239 обладает существенным и бесспорным преимуществом. Проблема его выделения из облученного урана-238 в силу существенного различия в химических и физических свойствах намного проще в сравнении с задачей разделения природных изотопов урана-238 (99.3%) и урана-235 (0.64%).

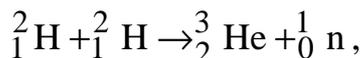
С 40-х годов начинается интенсивное развитие атомной отрасли в США, а затем с небольшим интервалом в СССР, Англии, Франции и позже в 60-е годы в Китае. Усилия ученых этих стран в тот период были направлены на использование урана-235 и плутония-239 в военных целях для изготовления атомного оружия массового уничтожения. Несколько позже в 1954 году в СССР в г. Обнинске была пущена в эксплуатацию первая атомная электростанция на обогащенном уране, положившая начало массовому развитию атомной энергетики во всем мире. Исследования урана приобрели в 40-50-е годы невиданный размах, начиная от поисков урановых месторождений, до получения ядерного топлива и переработки радиоактивных отходов.

В дополнение к изложенному необходимо отметить, что нептуний и плутоний не были получены в первых опытах по облучению урана нейтронами в

конце 30-х годов XX столетия потому, что в качестве генератора нейтронов использовали реакцию Чедвига, лежащую в основе работы радий-бериллиевого источника:



в которой генерировались весьма слабые потоки нейтронов, недостаточные для получения весомых количеств трансурановых элементов. После того, как на циклотроне Калифорнийского университета были получены на два порядка более мощные потоки нейтронов по реакции:



стало возможным получение существенно больших количеств первых трансурановых элементов и осуществление их химической идентификации.

Первая самоподдерживающаяся управляемая цепная реакция деления ядер была осуществлена 5 декабря 1942 года. Группа физиков – иммигрантов из Европы Э. Ферми, Л. Сциллард, Г. Андерсон, В. Зинн построили первый в мире ядерный реактор под трибунами стадиона в центре Чикаго. Он состоял из графитовых блоков высокой чистоты, между которыми были расположены блоки шаровой формы из природного металлического урана. Быстрые нейтроны (более 1 МэВ), появляющиеся в результате деления ядер урана-235, замедлялись графитом до тепловых энергий (0.025 эВ) и с более высоким эффективным сечением захвата вызывали новые деления урана-235. Так генерировался мощный поток нейтронов, что при взаимодействии с ураном-238 привело к образованию плутония-239. На базе этого реактора 14 декабря 1943 года в США (Ок-Ридж) был построен первый универсальный уран-графитовый реактор, на котором были наработаны первые граммы плутония-239. Вслед за ним для наработки плутония-239 в килограммовых количествах в Хэмфорде (США) 26 февраля 1944 года был пущен более мощный уран-графитовый реактор производительностью 6 кг плутония в месяц. На этом реакторе был наработан плутоний для бомбы «Толстяк», сброшенной на Нагасаки (Япония) 9 сентября 1945 года. Всего на промплощадке в Хэмфорде работало 8 реакторов. Все они в настоящее время остановлены.

Первый советский исследовательский реактор Ф-1 был введен в эксплуатацию в Москве в институте атомной энергии 25 декабря 1946 года под руководством И.В. Курчатова для наработки плутония-239. На его базе 8 июня 1948 года в СССР был введен в эксплуатацию первый промышленный уран-графитовый реактор А-1 (Аннушка) на необогащенном уране. Главным конструктором этого реактора был академик Н.А. Доллежалъ. Реактор находился в эксплуатации до 1987 года. На нем был наработан плутоний-239 для первой атомной советской бомбы, испытание которой было произведено 23 сентября 1949 года. Затем в СССР были пущены в эксплуатацию и другие типы реакто-

ров для наработки оружейного плутония-239, трития для термоядерного оружия и широкого спектра различных радиоактивных изотопов.

В конце XX века в России на различных стадиях эксплуатации находилось 18 промышленных реакторов. После 2008 года в работе осталось лишь два промышленных реактора.

## 5. Урановый топливный цикл

Ядерный топливный цикл (ядерный реакторный цикл) - совокупность технологических процессов, связанных с получением энергии на ядерных установках (в ядерных реакторах).

В зависимости от ядерного горючего возможно осуществление трех типов циклов: 1) урановый топливный цикл, в котором делящимся материалом служит уран-235, а фертильным материалом (воспроизводящим, сырьевым) – уран-238. Урановое горючее изготавливают из природного урана (0,72%  $^{235}\text{U}$ ), низкообогащенного урана (1-5%  $^{235}\text{U}$ ) или высокообогащенного урана (до 93%  $^{235}\text{U}$ ). Первые два вида топлива используют в реакторах на тепловых нейтронах, третий - в реакторах на быстрых нейтронах, работающих в конвертерном режиме. 2) Уран-плутониевый топливный цикл. Горючее для этого цикла состоит из природного или обедненного (0.2-0.3%  $^{235}\text{U}$ ) урана с добавкой  $^{239}\text{Pu}$  в количестве, эквивалентном соответствующему обогащению по  $^{235}\text{U}$ . Это горючее может быть использовано как в реакторах на тепловых нейтронах, так и в реакторах на быстрых нейтронах. Сырьевым материалом здесь также служит  $^{238}\text{U}$ . 3) Уран-ториевый топливный цикл. Делящийся материал -  $^{235}\text{U}$  или  $^{233}\text{U}$ , сырьевой -  $^{232}\text{Th}$ . В промышленном масштабе используется в основном урановое горючее.

Все способы производства топлива для ядерных энергетических реакторов, подготовки его к использованию и утилизации отработанного топлива вместе взятые составляют топливный цикл. Уже сам термин «топливный цикл» предполагает, что отработанное ядерной топливо может повторно использоваться на ядерных установках в свежих тепловыделяющих элементах после специальной обработки. Таким образом, ядерный топливный цикл описывает путь, по которому топливо попадает в ядерный реактор, и по которому его покидает.

В настоящее время в ядерной энергетике 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) нарабатываются в реакторах на урановом топливе. Любой ядерный топливно-энергетический цикл подразделяется на два вида: открытый, нацеленный на захоронение отработанного топлива и радиоактивных отходов, и закрытый,

предусматривающий достаточно полную переработку отработанного топлива и других отходов предприятий ядерной индустрии с целью выделения ценных элементов.

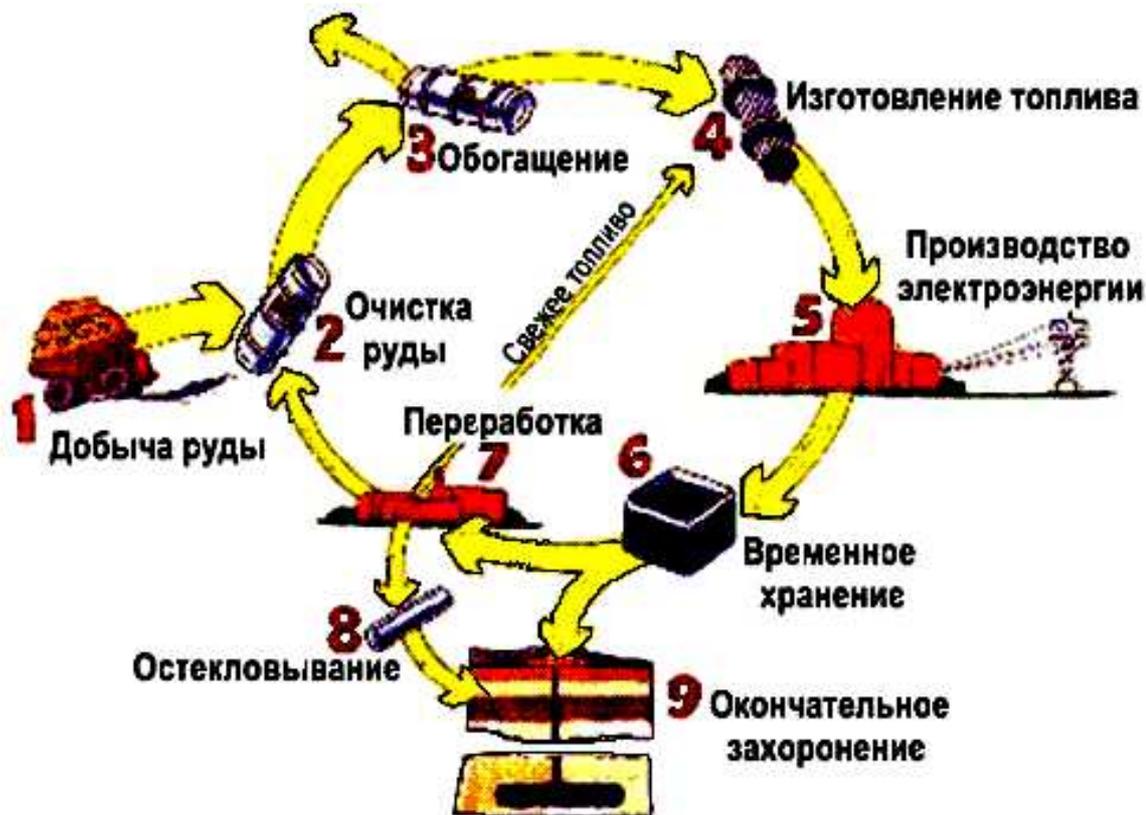


Рис. 6. Основные этапы обращения с ядерным топливом

Применительно к урану, ядерный топливный цикл (ЯТЦ) –совокупность технологических операций на предприятиях атомной энергетики, включающих добычу урановой руды, изготовление уранового концентрата (в форме октооксида урана (III)  $U_3O_8$  или диураната натрия  $Na_2U_2O_7$ ); конверсию урана (производство гексафторида урана  $UF_6$  и его обогащение  $^{235}U$ ); изготовление топлива (металлического урана, оксидов или нитридов урана, керамики), тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов) и топливных сборок (ТВС) для ядерных реакторов; сжигание уранового топлива в атомных реакторах с целью производства тепловой и электроэнергии; переработку (хранение или захоронение) отработанного ядерного топлива (ОЯТ), наработку радионуклидов для науки, промышленности и медицины, перевозку (транспорт) радионуклидов, переработку радиоактивных отходов, хранение, захоронение или трансмутацию (уничтожение) радиоактивных отходов, снятие с эксплуатации ядерных реакторов, демонтаж реакторов АЭС, АПЛ и других объектов ядерной индустрии, дезактивация и рекультивация местности.

В замкнутом ЯТЦ на радиохимических предприятиях осуществляется переработка отработанного ядерного топлива (ОЯТ) с целью возврата в цикл невыгоревшего  $^{235}U$ , почти всей массы  $^{238}U$ , а также изотопов энергетического плутония, образовавшихся при работе ядерного реактора. Из ядерного топлива

выделяют ценные компоненты, которые используют для изготовления нового ядерного горючего.



Рис. 7. Закрытый ядерный топливный цикл

При этом активность отходов, подлежащих окончательному захоронению, минимизируется. Замкнутый ЯТЦ второго типа предполагает утилизацию энергетического и оружейного плутония посредством развития производства смешанного уран-плутониевого топлива (МОКС-топлива) из диоксидов урана и плутония ( $UO_2$ ,  $PuO_2$ ) для реакторов на быстрых и тепловых нейтронах. Повышение эффективности использования ядерного топлива и возможность вовлечения в ЯТЦ плутония как ценного энергоносителя являются основными аргументами в пользу замкнутого цикла. В замкнутом топливном цикле ядерное топливо урановых реакторов рассматривается как важнейший сырьевой компонент, т.к. ОЯТ содержит значительное количество делящихся изотопов, возвращение которых в ЯТЦ после переработки расширит сырьевую базу ядерной энергетики. После удаления топлива из реактора, топливные стержни проходят обработку на перерабатывающих заводах, где они дробятся и растворяются в кислоте. Из отработанного топлива выделяют два ценных продукта: плутоний и неиспользованный уран. 3% топлива остается в качестве высокоактивных отходов.

После остекловывания эти высокорadioактивные материалы подлежат длительному захоронению. 96% урана, который используется в реакторе, остается в исчерпанном топливе (в реакторе расходуется не более 1%  $^{235}U$ ). Оставшаяся часть топлива преобразуется в теплоту и радиоактивные продукты распада, а некоторая часть в плутоний и другие актиниды. Следовательно, переработка отработанного ядерного топлива может иметь некоторые экономические выгоды при восстановлении неиспользованного урана и плутония, который был произведен в реакторе. Это уменьшает 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 (так называемое смешанное оксидное топ-

ливо или МОХ-топливо) и поставляться в виде свежих топливных сборок для загрузки в реакторы. Его можно использовать для загрузки в будущие реакторы-размножители.

Восстановленный уран может возвращаться на дополнительное обогащение, или поставляться в виде свежего топлива для действующих реакторов.

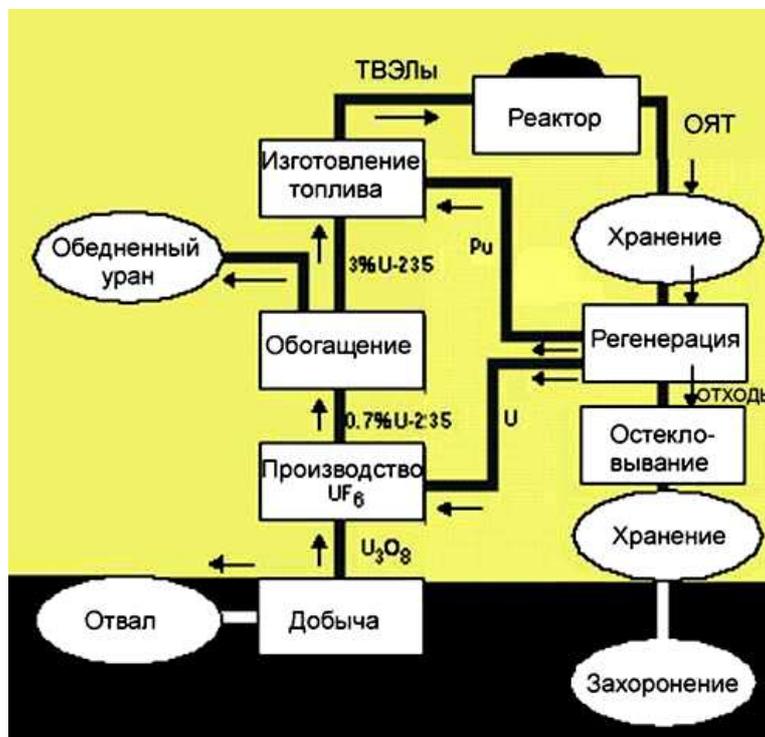


Рис. 8. Замкнутый урановый топливный цикл

Закрытый топливный цикл эффективной системой максимального использования урана без его дополнительной добычи на рудниках (в энергетических единицах экономия составляет, примерно, 30%). Однако, подобные схемы переработки отработанного ядерного топлива не получили широкого распространения в значительной степени из-за довольно низких цен на уран.

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

В некоторых странах проблема переработки отработанного ядерного топлива связана не столько с энергетическими проблемами, сколько с необходимостью решения важных военных задач, хотя возможность наработки оружейных нуклидов для «хорошей» атомной бомбы весьма проблематична.  $^{239}\text{Pu}$  (наряду с другими изотопами плутония) образуется в ядерных реакторах из урана. Параллельно получается большое количество высокорadioактивных продуктов деления урана и нептуний. Задача переработки уранового горючего, в котором накопился плутоний и продукты деления, сводится к отделению плутония и регенерации урана.



Рис. 9. Разомкнутый (открытый) ядерный топливный цикл

В течение последних 20 лет в России осуществлялась (на заводе РТ-1) радиохимическая переработка отработанного ядерного топлива АЭС с реакторами типа ВВЭР-440, исследовательских реакторов и реакторов судовых энергетических установок гражданского и военно-морского атомных флотов. Однако переработка ОЯТ реакторов типа РБМК и ВВЭР-1000 (т.е. основных реакторов энергетики России) не проводилась, т.к. считается экономически нецелесообразной, хотя технически это возможно. В целом для российской ядерной энергетики характерно наличие разомкнутого ЯТЦ. Строится завод РТ-2, на котором предполагается переработка отработанных ТВЭЛов любых энергетических реакторов России, проводятся работы по переводу реакторов АЭС на уран-плутониевое топливо. Продолжается разработка реактора-наработчика топлива на быстрых нейтронах на базе реактора типа БН в целях замыкания ядерного топливного цикла (включая эффективное сжигание оружейного плутония).

Разные страны придерживаются разных национальных программ, предусматривающих либо переработку ОЯТ, либо захоронение, либо «отложенное решение», то есть длительное хранение отработанных ТВЭЛов. Безопасность и относительная простота «сухого» хранения позволяют держать «открытыми» оба варианта обращения с ОЯТ.

Из 34 стран в настоящее время лишь 5 государств (Индия, Япония, Англия, Россия, Франция) перерабатывают ОЯТ на своих предприятиях. Большинство стран, включая Канаду, Финляндию, ФРГ, Италию, Нидерланды, Швецию, Швейцарию, Испанию, США и КНР, предпочитают либо хранить ОЯТ, пока не будет найден эффективных метод переработки, либо передают ОЯТ на переработку другим странам.

Во Франции последовательно реализуется концепция замкнутого ЯТЦ реакторов PWR. Ядерная энергетика Франции ежегодно нарабатывает 1100 тонн ОЯТ. Большая его часть перерабатывается. Регенерированный уран и плутоний используется в реакторах PWR, их объемы постепенно увеличиваются. Поскольку в результате радиохимической переработки отработанного ядерного топлива образуется большой объем РАО, то большинство стран ориентируются на долговременное (до 50 лет) хранение ОЯТ, что дает возможность подготовиться к окончательному захоронению, но не исключает возможности его переработки в дальнейшем.



Рис. 10. Схема этапов в замкнутом ЯТЦ

Так, в Швеции принято решение о закрытии ядерной энергетики к 2010 и последовательной реализации концепции открытого ЯТЦ. Ядерная энергетика Швеции ежегодно нарабатывает 250 тонн ОЯТ. ОЯТ накапливаются в бетон-

ном бассейне на глубине 30 м в центральном хранилище для всех АЭС. В Германии реализуется вариант замкнутого ЯТЦ на основе реакторов LWR. ОЯТ немецких АЭС перерабатывается на мощностях COGEMA (Франция) и BNFL (Великобритания). Выделенный при переработке плутоний в виде МОКС-топлива (т.е. уран-плутониевого топлива) загружается в немецкие реакторы. Франция, Германия, Великобритания, Россия и Япония развивают технологии закрытого топливного цикла для окисных топлив, а в Европе 35 реакторов способны частично использовать МОХ-топливо (от 20 до 50%), содержащего до 7% пригодного для реакторов плутония.

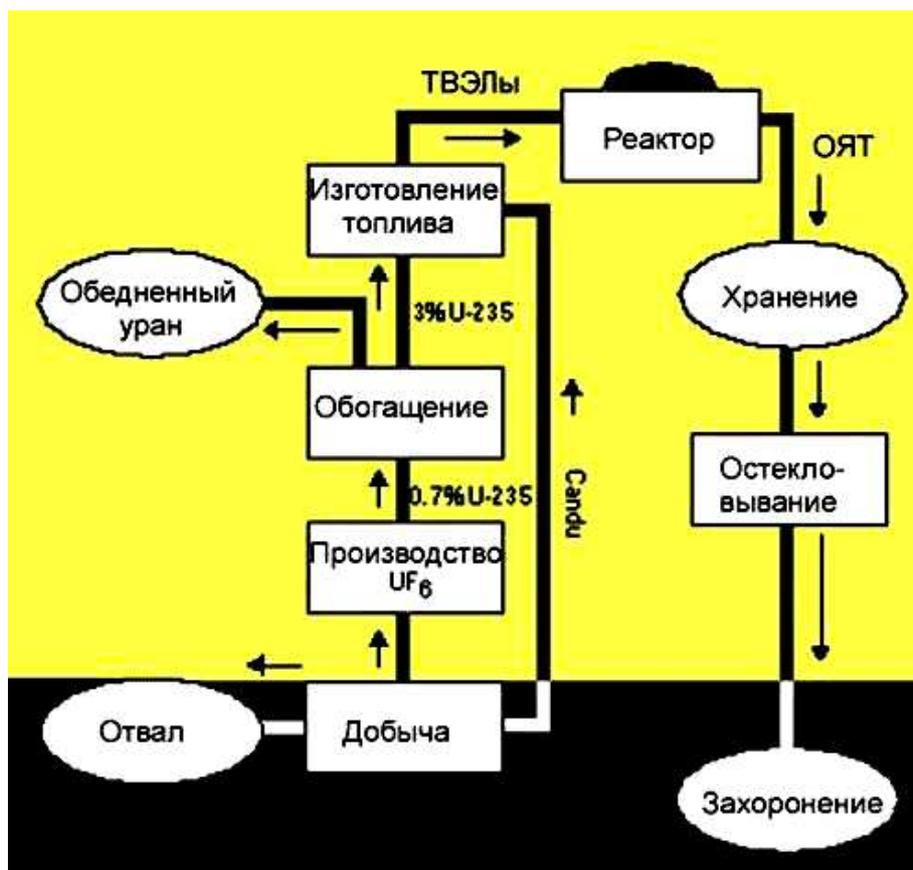
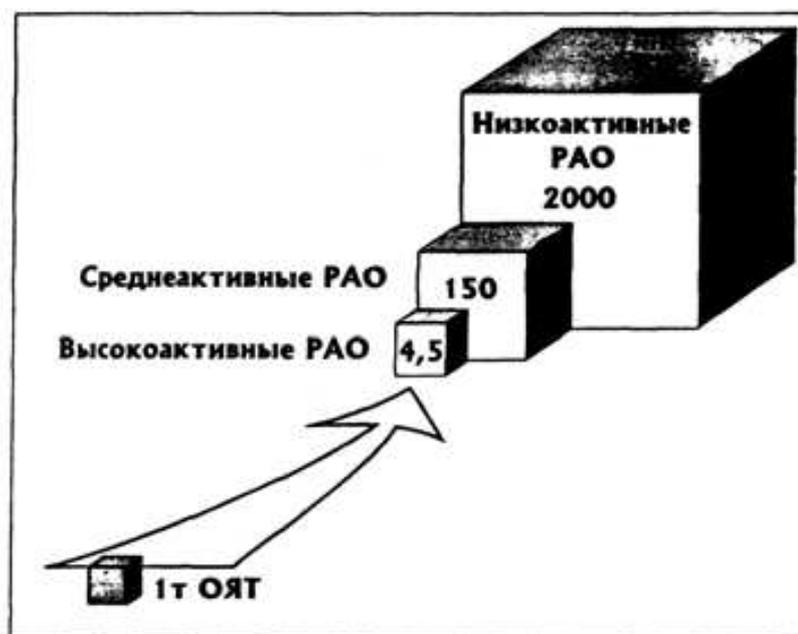


Рис. 11. Открытый урановый топливный цикл

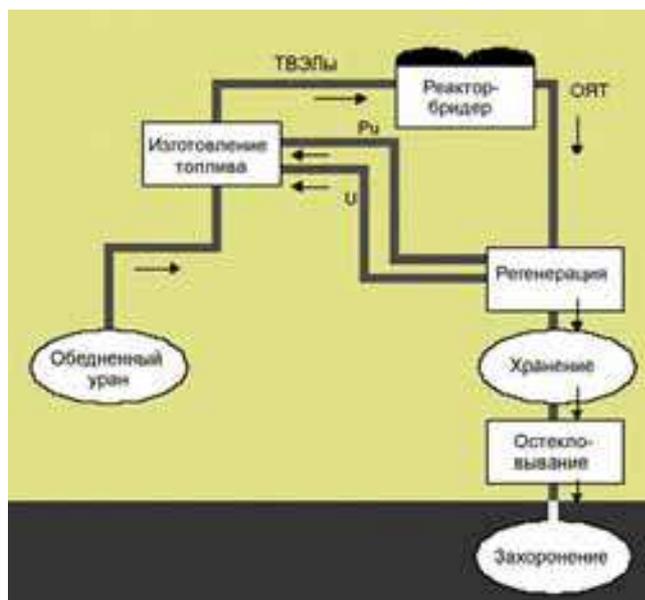
В настоящее время лишь Великобритания (компания BNFL – с 1964), Франция (компания COGEMA – с 1966, BNFL и COGEMA) и Россия перерабатывают ОЯТ других государств. Зарубежные компании расширяют производственные мощности. BNFL имеет заказы на переработку 3700 тонн ОЯТ с АЭС в Великобритании и 6000 тонн ОЯТ из других стран. COGEMA должна переработать 8 тыс. тонн французского и 16 тыс. тонн чужого ОЯТ. В Японии вводится в эксплуатацию завод по переработке ОЯТ производительностью 1200 тонн в год. В течение 20 лет в Россию планируется ввести из-за рубежа 20 тыс. тонн ОЯТ.



**Рис. 12.** Увеличение объема РАО в ходе переработки ОЯТ (в м³)

Наиболее последовательно замкнутый ЯТЦ осуществляет Франция. Согласно французской точки зрения, переработка ОЯТ в сочетании с возвратом в топливный цикл плутония и вводом реакторов на быстрых нейтронах обеспечат сохранение запасов природного урана. Распределение урана по всему миру гарантирует геополитическую стабильность, является фактором устойчивого развития, однако не решает проблему долгосрочного обеспечения энергетическими ресурсами. Дело в том, что в современных легководных реакторах сжигается только 1% содержащегося в топливе природного урана, а остальные 99% либо отправляются на промежуточное хранение, либо утилизируются как отходы. Если не исправить эту ситуацию, то в условиях растущих потребностей в электроэнергии, запасы дешёвого урана иссякнут. Облученное ядерное топливо - это не отходы, в нем содержится огромное количество ценных энергетических продуктов. Переработка ОЯТ важна также и с точки зрения утилизации радиоактивных отходов, поскольку позволяет снизить их радиотоксичность.

Эта точка зрения подтверждается деятельностью французских радиохимических заводов. Так, за последние 15 лет на перерабатывающем предприятии на мысе Аг (Франция) было переработано 15 тыс. тонн ОЯТ. Уже сегодня осуществим возврат в топливный цикл легководных реакторов плутония, причем не только в форме МОКС – топлива. Использование новых достаточно экономичных технологий позволяет постепенно увеличить количество сжигаемого плутония и в течение 20-30 лет стабилизировать его запасы. Кроме того, следуя этой стратегии, можно подготовиться переходу к эксплуатации «быстрых» реакторов.



**Рис. 13.** Ядерный топливный цикл на быстром реакторе - бридере

Любой ядерный топливный цикл – дорогостоящее и опасное производство. Выбор оптимального варианта ЯТЦ – серьезная проблема для страны и мира в целом. Поэтому сравнительному анализу перспектив открытого и закрытого вариантов ЯТЦ уделяют большое внимание. Варианты сравнивали по экономическим и экологическим критериям, а также по критерию нераспространения ядерного оружия. Если ЯТЦ разделить на два этапа: 1) дореакторная часть и 2) послереакторная часть, то по первому этапу особых разногласий нет, а по второму – имеется большой разброс мнений.

К плюсам замкнутого ЯТЦ относят возврат в энергетику делящихся материалов - урана и плутония, что обеспечит энергетику топливом на тысячелетие при любом росте потребностей. Кроме того, объёмы радиоактивных отходов, предназначенных для вечного захоронения, будут гораздо меньше после переработки ОЯТ, чем объёмы отработавших тепловыделяющих сборок без их переработки. Но схема открытого варианта ЯТЦ значительно короче и проще. Отсутствует основной источник загрязнения окружающей среды радионуклидами - радиохимический завод, т. е. отсутствует наиболее радиационно опасное производство. Радиоактивные вещества постоянно находятся в твёрдом состоянии в герметичной упаковке, не происходит их «размазывание» по огромным площадям в виде растворов, газов при «штатных» и нештатных выбросах и т.д. Исчезают все проблемы, связанные со строительством и выводом из эксплуатации радиохимического завода: финансовые и материальные затраты на строительство и эксплуатацию завода, в том числе на зарплату, электро-, тепло-, водоснабжение, на огромное количество защитного оборудования и техники, химических реагентов, агрессивных, ядовитых, горючих и взрывоопасных веществ (кислот, щелочей, органических жидкостей) и т.д. Исчезает необходимость закачивания под землю трития, устраняются проблемы с утилизацией йода, жидких и газообразных отходов, выбросов и т.д. Сроки контролируемого

хранения ОЯТ (50–60 лет) оказываются такими же, как и суммарные сроки контролируемого хранения отверждённых высокоактивных отходов в первом варианте. Правда, потребуется сооружение дополнительного хранилища для контролируемого хранения отработанного топлива. И, наконец, «вечное» захоронение отработанного топлива не означает полное и вечное исключение из оборота ядерных материалов. Ибо «могильник» - это искусственное компактное месторождение урана и плутония, к «разработке» которого всегда можно вернуться при необходимости - когда появятся новые принципы подхода к использованию ядерных материалов, новые технологии по переработке ОЯТ, снизится активность осколочных радионуклидов и т.д.

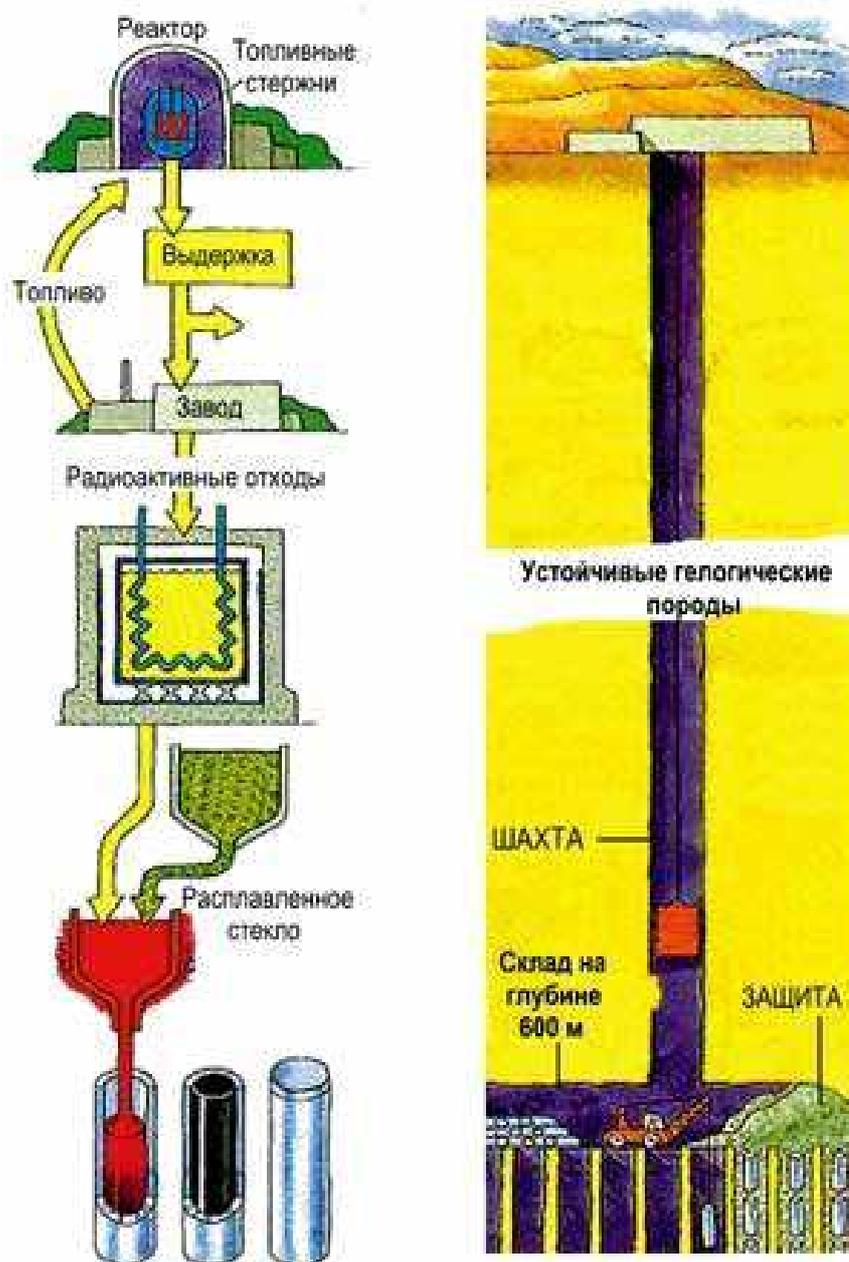
К недостаткам открытого цикла относят большую стоимость долговременных хранилищ и полигонов для захоронения, трудности обеспечения долговременной изоляции ТВС от биосферы (существует опасность освобождения радионуклидов в случае разрушения ТВЭЛов при хранении), необходимость постоянной вооружённой охраны захоронений (возможность хищения делящихся нуклидов из захоронений террористами также представляется реальной).

На данном этапе экономически оба варианта обращения с ОЯТ - переработка с последующим вечным хранением радиоактивных отходов или вечное хранение ОЯТ без переработки - примерно равноценны. Поэтому при выборе варианта ЯТЦ на первый план выходят вопросы экологической, энергетической, социальной, медицинской целесообразности осуществления замкнутого или открытого ЯТЦ. Какому топливному циклу будет отдано предпочтение в конкретной стране, зависит от критериев, которые будут использоваться при оценке вариантов решения проблемы локализации уже накопленных и будущих отходов (включая ОЯТ). Этих критериев пять: степень риска для здоровья людей и окружающей среды; стоимость переработки ОЯТ, строительства хранилищ и т. п.; соответствие законодательству страны по ввозу ОЯТ из-за рубежа; соответствие целям нераспространения ядерного оружия и ядерных материалов; информированность населения.

Химическая переработка ОЯТ проектируется исходя из условий безопасности. Сопоставляя степени риска при внутренней аварии и внешнем воздействии на предприятиях ЯТЦ, специалисты оценивают химическую регенерацию ОЯТ как сопряжённую с наибольшим риском из всех стадий цикла. Современный уровень химической технологии регенерации ОЯТ не отвечает требованиям экологической безопасности и отработанные ТВЭЛы целесообразно целиком закладывать на длительное хранение. Кроме того, переработка ОЯТ связана с образованием значительного количества радиоактивных отходов.

В России до 2020 ядерная энергетика будет развиваться в основном в замкнутом (открытом) топливном цикле, поскольку, учитывая значительные запасы уранового сырья России, нецелесообразно с экономической точки зрения расширять переработку отработанного топлива. Сейчас идет подготовка технической и производственной базы для перехода к замкнутому ядерному топливному циклу. Постепенный переход на закрытый вариант ЯТЦ диктуется не только внутренней потребностью России, но и необходимостью переработки

ОЯТ зарубежных АЭС. Общий объем планируемого ввоза на переработку и хранение отработанного ядерного топлива (ОЯТ) с зарубежных объектов использования атомной энергетики составит 20000 тонн. Совокупную мощность предприятий России по переработке ОЯТ к 2012 году можно оценить в 1900 т/год 400 т/год (РТ-1) и 1500 т/год (при пуске завода РТ-2).



**Рис. 14.** Хранение и захоронение ядерных отходов

Отработавшее ядерное топливо, перерабатываемое на предприятиях топливного цикла России, представляет собой:

- ТВС, отработавшие свой ресурс в энергетических реакторах типа ВВЭР-440, БН-350, БН-600 или в транспортных ядерных установках;

- ТВЭЛы промышленных реакторов, содержащие уран, обогащенный на 90% изотопом  $^{235}\text{U}$ ;

- ядерное топливо промышленных реакторов в виде ТВЭЛов (блоков) на основе металлического урана природного обогащения, предназначенное для наработки плутония.

Единственный в России завод по переработке отработанного ядерного топлива РТ-1 действует на территории комплекса, ранее производившего оружейный плутоний (Челябинск-65). Завод РТ-1 перерабатывает в год 200 т ТВС (проектная мощность 400 т тяжелого металла в год). Он является компонентом замкнутого ЯТЦ. Имеющаяся здесь технология обеспечивает переработку ОЯТ российских АЭС с реакторами типа ВВЭР-440, БН-600, БН-350 (но не ВВЭР-1000!), а также отработанное топливо ядерных транспортных установок атомного флота и исследовательских реакторов. Регенерированный уран используют для производства топлива реакторов типа РБМК, а плутоний (к 1995 его количество составило 30 т) складывается.

## **6. Энергетические атомные реакторы**

В настоящее время основной промышленный способ утилизации ядерной энергии в мирных целях основан на цепной самоподдерживающейся реакции деления некоторых изотопов урана или плутония под действием нейтронов. На практике перевод ядерной энергии в тепловую проводят на устройствах, называемых ядерными реакторами. Эта реакция представляет собой самоподдерживающийся процесс деления ядер изотопов урана (или делящихся изотопов других элементов) под действием элементарных частиц - нейтронов, которые благодаря отсутствию электрического заряда легко проникают в атомные ядра.

Основными элементами атомного энергетического реактора являются активная зона, отражатель нейтронов, окружающий активную зону, стержни-поглотители нейтронов, обеспечивающие управление реактором (поддержание энергии на нужном уровне и обеспечение равномерности ее распределения по объему реактора) и аварийную защиту, биологическая защита реактора. Реактор заключен в герметичный металлический корпус (здесь же находится теплообменник). Активная зона реактора содержит в себе ядерное горючее (в реакторах на тепловых нейтронах активная зона содержит также замедлитель нейтронов и некоторые другие компоненты). В ней протекает управляемая цепная ядерная реакция и выделяется энергия деления (в основном – в виде тепловой). Выделенная энергия отводится с помощью теплоносителя. При необходимости, тепловая энергия превращается в электрическую либо с помощью тепловых преобразователей, в монтированных непосредственно в реактор, или с помощью специального теплоносителя, уносящего тепло к внешнему электрогенератору.

Основные типы энергетических ядерных реакторов:

-электрические ядерные реакторы АЭС (используются для выработки тепловой энергии, преобразующейся с помощью турбогенераторов в электрическую);

-электроэнергетические (термоэлектрические или термоэмиссионные) ядерные реакторы (с безмашинным преобразованием тепловой энергии в электрическую);

-высокотемпературные теплоэнергетические ядерные реакторы (производят высокопотенциальную тепловую энергию, непосредственно используемую в химической или металлургической промышленности для осуществления различных химических реакций, опреснения морской воды или получения энергоносителей, например, водорода);

-теплоэнергетические ядерные реакторы (производят тепловую энергию на атомных станциях теплоснабжения, предназначены для промышленной и бытовой теплофикации).

К энергетическим реакторам относятся также судовые, или транспортные ядерные реакторы; реакторы ядерных ракетных двигателей; двухцелевые электроэнергетические реакторы - размножители, вырабатывающие тепловую энергию и ядерные материалы, которые могут быть использованы для производства нового ядерного топлива; термоэмиссионные реакторы-преобразователи космических ядерно-энергетических установок (в том числе – генерирующих лазерное излучение).

В большинстве энергетических реакторов в качестве теплоносителя используется вода, либо под давлением, либо кипящая. Упомянем основные из них:

**Реактор с водой под давлением.** В таких реакторах замедлителем и теплоносителем служит вода. Нагретая вода перекачивается под давлением в теплообменник, где тепло передается воде второго контура, в котором вырабатывается пар, вращающий турбину.

**Кипящий реактор.** В таком реакторе кипение воды происходит непосредственно в активной зоне реактора и образующийся пар поступает в турбину. В большинстве кипящих реакторов вода используется и как замедлитель, но иногда применяется графитовый замедлитель.

**Реактор с жидкометаллическим охлаждением.** В таком реакторе для переноса теплоты, выделяющейся в процессе деления в реакторе, используется жидкий металл, циркулирующий по трубам. Почти во всех реакторах этого типа теплоносителем служит натрий. Пар, образующийся на другой стороне труб первого контура, подается на обычную турбину. В реакторе с жидкометаллическим охлаждением могут использоваться нейтроны со сравнительно высокой энергией (реактор на быстрых нейтронах) либо нейтроны, замедленные в графите или оксиде бериллия. В качестве реакторов-размножителей более предпочтительны реакторы на быстрых нейтронах с жидкометаллическим охлаждением, поскольку в этом случае отсутствуют потери нейтронов, связанные с замедлением.

**Газоохлаждаемый реактор.** В таком реакторе теплота, выделяющаяся в процессе деления, переносится в парогенератор газом –  $\text{CO}_2$  или гелием. Замедлителем нейтронов служит графит.

**Газоохлаждаемый реактор** может работать при гораздо более высоких температурах, нежели реактор с жидким теплоносителем, а потому пригоден для системы промышленного теплоснабжения и для электростанций с высоким КПД. Газоохлаждаемые реакторы отличаются повышенной безопасностью в работе, в частности отсутствием риска расплавления реактора.

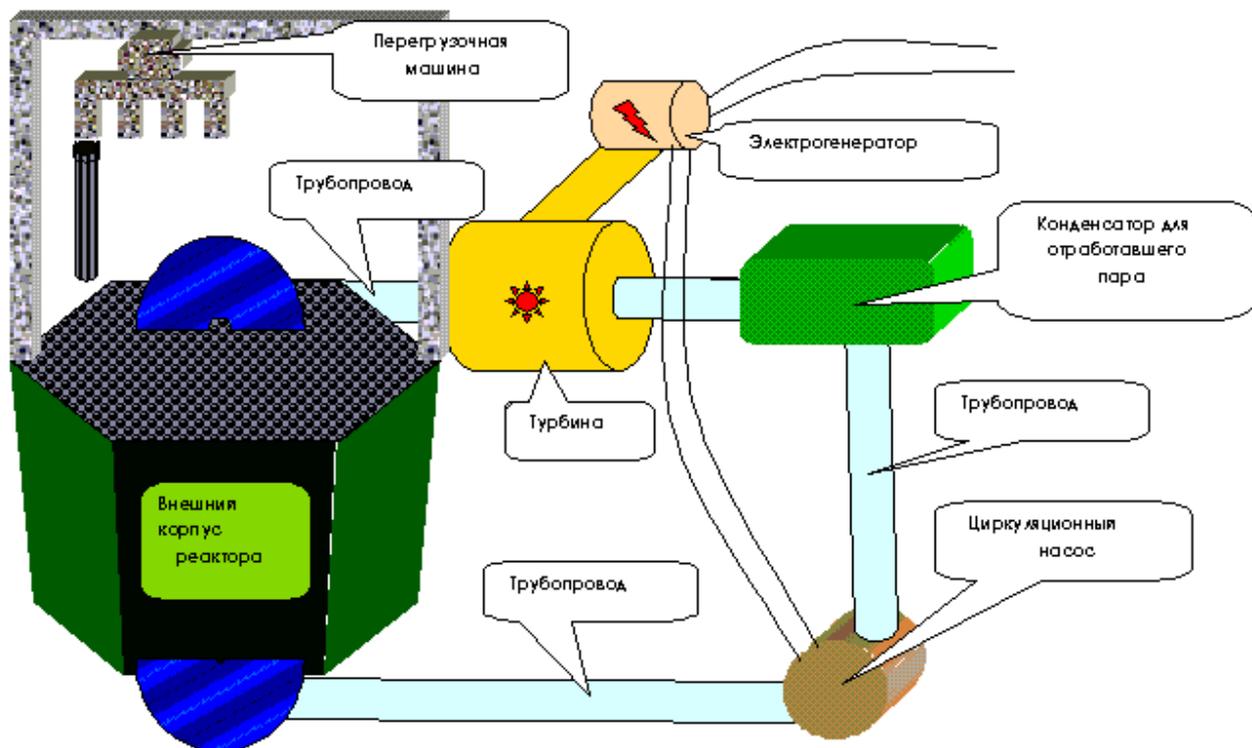
**Гомогенные реакторы.** В активной зоне гомогенных реакторов используется однородная жидкость, содержащая делящийся изотоп урана. Жидкость обычно представляет собой расплавленное соединение урана. Она закачивается в большой сферический сосуд, работающий под давлением, где в критической массе происходит цепная реакция деления. Затем жидкость подается в парогенератор. Гомогенные реакторы не получили распространения из-за конструктивных и технологических трудностей.

## 7. Уран-графитовый реактор канального типа

Это - бескорпусной реактор с графитовым замедлителем, теплоноситель - вода, тепловыделяющие элементы расположены в вертикальных каналах графитовой кладки. Реакторы такого типа мощностью 1000 МВт и более в России называются РБМК (реактор большой мощности канальный). Реактор работает на тепловых нейтронах, в качестве теплоносителя используется обычная вода (гетерогенный реактор).

В одноконтурном канальном энергетическом уран-графитовом реакторе вода при прохождении через активную зону нагревается до температуры кипения. В верхней части активной зоны образуется пар (именно кипение воды в активной зоне реактора принципиально отличает РБМК от ВВЭР). Пароводная смесь поступает в сепаратор, где делится на воду, возвращающуюся на вход реактора, и пар, идущий на турбину. Конденсат пара из конденсатора турбины направляют через подогреватели низкого давления в деаэрактор, а затем в реактор. Неконденсирующиеся газы из конденсатора турбины выбрасывают в систему вентиляции.

Канальные кипящие реакторы типа РБМК состоят из цилиндрической графитовой кладки замедлителя, размещаемой в бетонной шахте, через которую проходят специальные каналы для органов регулирования и технологические каналы с урановым топливом, охлаждаемым водой. Проходя через технологические каналы, вода сначала подогревается, а затем частично испаряется. Пароводная смесь по индивидуальным трубопроводам направляется в барабан - сепаратор, где пар осушается, а затем транспортируется в турбину. Конденсат пара смешивается с теплоносителем из барабан - сепаратора и циркуляционным насосом возвращается в реактор.



**Рис. 15.** Схема АЭС с одноконтурным канальным реактором типа РБМК

Основные технические характеристики РБМК следующие. В самом общем виде реактор представляет собой цилиндр составленный из графитовых блоков, помещенный в бетонную шахту. Реактор окружен боковой биологической защитой в виде кольцевого бака с водой. Этот цилиндр пронизывают 1693 топливных канала, представляющих собой трубки из сплава циркония диаметром 88 мм и толщиной 4 мм. В топливном канале устанавливается тепловыделяющая сборка (ТВС). Активная зона реактора - вертикальный цилиндр диаметром 11.8 метров и высотой 7 метров. По периферии активной зоны, а также сверху и снизу расположен боковой отражатель - сплошная графитовая кладка толщиной 0.65 метра. Собственно активная зона собрана из графитовых шестигранных колонн (всего их 2488), составленных из блоков сечением 250х250 мм. По центру каждого блока сквозь всю колонну проходят сквозные отверстия диаметром 114 мм для размещения технологических каналов и стержней управления защитой.

Ядерным топливом служит диоксид урана ( $UO_2$ ), обогащенный  $^{235}U$  до 2%, в виде таблеток диаметром 11.5 мм запрессованных в ТВЭЛы - трубки из сплава на основе циркония с наружным диаметром 13.6 мм с толщиной стенок 0,9 мм. 18 таких ТВЭЛов смонтированы в одну общую тепловыделяющую сборку. ТВС в РБМК состоят из двух частей верхней и нижней. Помимо ТВЭЛов, ТВС содержит крепежные детали из сплава циркония и несущий стержень их оксида ниобия. Две последовательно соединенных тепловыделяющих сборки, длина каждой из которых (т.е. высота столбика таблеток) 3,5 м образуют тепловыделяющую кассету. Стенки кассеты плотно фиксированы к графитовой

кладке. Кассета помещается в вертикально расположенную трубу (технологический канал), по ней прокачивается охлаждающая вода, которая превращается в пар непосредственно в ядерном реакторе. Система теплосъема реактора одноконтурная - вырабатываемый пар под давлением 65 атм и при температуре 2800 подается на турбины. Активная зона имеет высоту 7 м, диаметр около 12 м, в ней находится 1690 рабочих каналов, содержащих примерно 200 т урана. Тепловая мощность реактора - 3200 МВт, электрическая - 1000 МВт. Одним из преимуществ РБМК перед ВВЭР, является возможность перегрузки выгоревшего топлива без остановки реактора. Загрузка топлива в реактор осуществляется с помощью разгрузочно-загрузочной машины.

Характерная особенность канальных реакторов - возможность регулирования и контроля расхода теплоносителя по каждому каналу. Это позволяет получать на выходе всех каналов примерно одинаковые теплотехнические параметры и иметь минимально необходимый расход теплоносителя через реактор. Теплоноситель, вода, движется в каналах с низу в верх, омывая ТВС и снимая тепловую энергию. Реакторная установка РБМК- 1000 является одноконтурной по теплоносителю, поскольку вода пройдя реактор, нагревшись и частично испарившись, в виде пара поступает в турбину и, совершив работу, снова возвращается в реактор. Но в тепловой схеме функционируют два тепловых контура, со своими источниками и потребителями тепловой энергии.

Первоначально проект РБМК был разработан на электрическую мощность 1000 МВт и тепловую 3200 МВт. Путем интенсификации теплообмена удалось увеличить предельно допустимую мощность канала в 1.5 раза до 4500 кВт при одновременном повышении допустимого паросодержания до нескольких десятков процентов. Необходимая интенсификация теплообмена достигнута благодаря разработке ТВС, в конструкции которой предусмотрены интенсификаторы теплообмена. При увеличении допустимой мощности канала до 4500 кВт тепловая мощность реактора РБМК повышена до 4800 МВт, чему соответствует электрическая мощность 1500 МВт. Такой реактор РБМК-1500 работает на Игналинской АЭС (Литва).

## **8. Легко-водный реактор**

Это - корпусной реактор, использующий в качестве замедлителя и теплоносителя обычную воду. В России это реакторы типа ВВЭР-1000 (водо-водяной энергетический реактор). Реакторы водо-водяного типа с обычной («легкой») водой под давлением нашли широкое развитие в России. Весьма привлекательны дешевизна используемого в них теплоносителя-замедлителя и относительная безопасность в эксплуатации, несмотря на необходимость использования в этих реакторах обогащенного урана. Реактор ВВЭР-1000 представляет собой второе поколение легководных реакторов большой мощности. Электрическая мощность энергоблоков составляет 1000 МВт. Ядерные реакторы этого типа

установлены на Кольской, Калининской, Балаклавской АЭС (Россия), Запорожской, Ровенской, Хмельницкой, Южно-Украинской АЭС (Украина), также на АЭС Болгарии, Чехии, Финляндии.

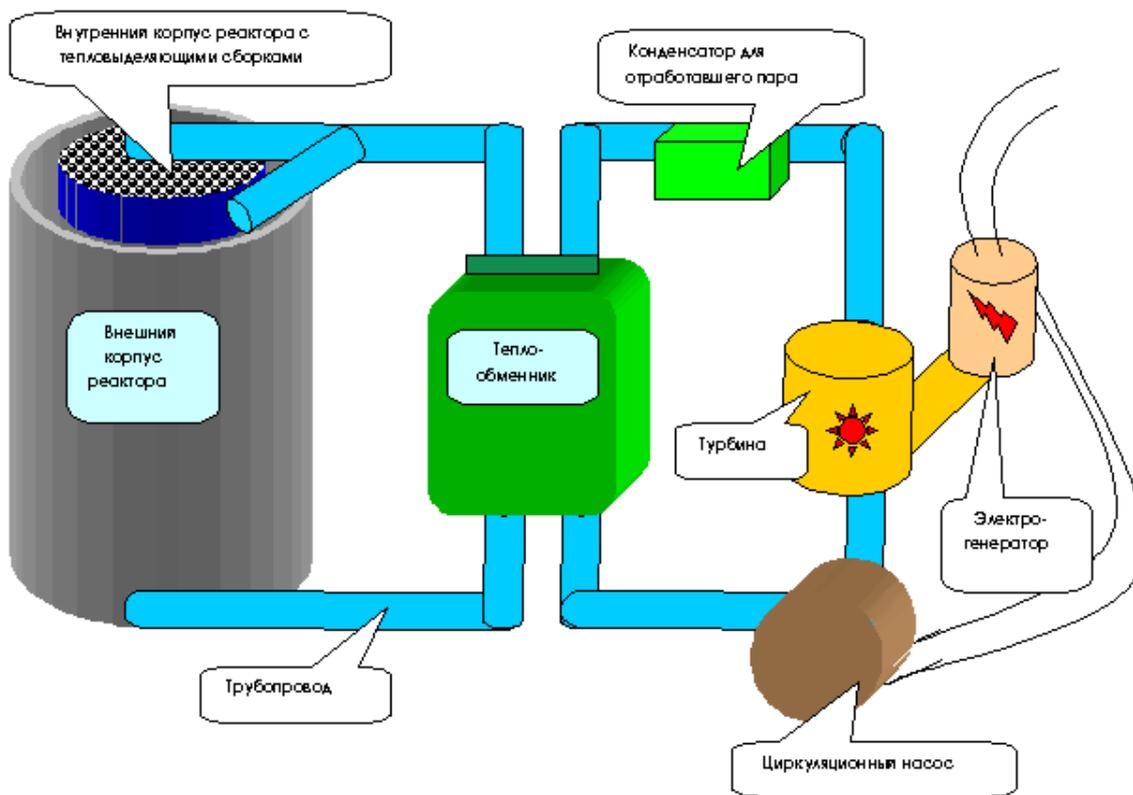


Рис. 16. Блок-схема реактора ВВЭР

В энергетических реакторах корпусного типа ВВЭР (водо-водяной энергетический реактор) в качестве замедлителя нейтронов и теплоносителя используется обычная вода (гетерогенный реактор). Активная зона помещается в один общий корпус, через который прокачивается вода. Используется двухконтурная схема теплоотвода. В первом контуре циркулирует вода под давлением 160 атм при температуре на выходе из реактора 325<sup>o</sup>C. В парогенераторах тепло передается воде второго контура, которая превращается в пар, подаваемый под давлением 60 атм на турбины.

Первый контур, реакторный, полностью изолирован от второго, что уменьшает радиоактивные выбросы в атмосферу. Циркуляционные насосы прокачивают воду через реактор и теплообменник (питание циркуляционных насосов происходит от турбины). Вода реакторного контура находится под повышенным давлением, поэтому, несмотря на ее высокую температуру (293<sup>o</sup> - на выходе, 267<sup>o</sup> - на входе в реактор), её закипания не происходит. Вода второго контура находится под обычным давлением, так что в теплообменнике она превращается в пар. В теплообменнике-парогенераторе теплоноситель, циркулирующий по первому контуру, отдает тепло воде второго контура. Пар, генерируемый в парогенераторе, по главным паропроводам второго контура поступает на турбины и, отдает часть своей энергии на вращение турбины, после чего

поступает в конденсатор. Конденсатор, охлаждаемый водой циркуляционного контура (так сказать, третий контур), обеспечивает сбор и конденсацию отработавшего пара. Конденсат, пройдя систему подогревателей, подается снова в теплообменник. Диаметр активной зоны 3,12 м, высота 3,5 м, загрузка природного урана 66 т, обогащение  $^{235}\text{U}$  до 3-4%.

В корпусном кипящем реакторе активная зона размещена в высокопрочном, толстостенном стальном баке. Реактор состоит из корпуса с крышкой и уплотняющими элементами; корзины, в которой размещаются тепловыделяющие сборки (ТВС) с тепловыделяющими элементами (ТВЭЛами); теплового экрана; органов системы управления; тепловой и биологической защиты.

Корпус реактора является одним из ответственных конструктивных элементов и должен обеспечить абсолютную надежность и полную герметичность как в обычных условиях работы, так и при возможных аварийных ситуациях. Корпус полностью заполнен водой под высоким давлением (12,5 МПа и более). Корпус должен быть прочным, хорошо противостоять коррозионному и эрозионному воздействию теплоносителя и ионизирующих излучений.

Вода подается в реактор снизу под давлением. Сверху реактор закрыт стальной крышкой, герметизирующей его корпус и являющейся биозащитой. Для предотвращения перегрева топлива в случае обезвоживания активной зоны смонтирована система, позволяющая быстро залить активную зону водным раствором борной кислоты. При этом не только охлаждаемая сама активная зона, но и прекращается цепная реакция деления. Активная зона состоит из 163 ТВС шестигранной формы ТВЭЛами.

ТВЭЛы реактора собирают в тепловыделяющие сборки, ТВС, для удобства их перегрузки и транспортировки. ТВС шестигранной формы (163 штуки) расположены в середине активной зоны с шагом 20 - 25 см. Все ТВС в активной зоне монтируются в корзине. Корзина удерживает ТВС в определенном положении и распределяет поток теплоносителя через них. Некоторые ТВС дополнены сверху поглотителем из бороциркониевого сплава и нитрида бора и способны находиться в активной зоне или бороциркониевой частью, или урановой - таким образом осуществляется регулирование цепной реакции. Между ТВС активной зоны размещают устройства, поглощающие нейтроны, - это стержни системы регулирования (в 61 ТВС установлены органы регулирования реактора, каждый из 18 поглощающих элементов).

## **9. Реактор на быстрых нейтронах**

Ядерный реактор-размножитель на быстрых нейтронах - ядерный реактор, в котором основное число делений вызвано быстрыми нейтронами. Не имеет замедлителя. В качестве теплоносителя используется жидкий металл (натрий). В России действует энергетический быстрый реактор БН-600 на Белоярской АЭС.

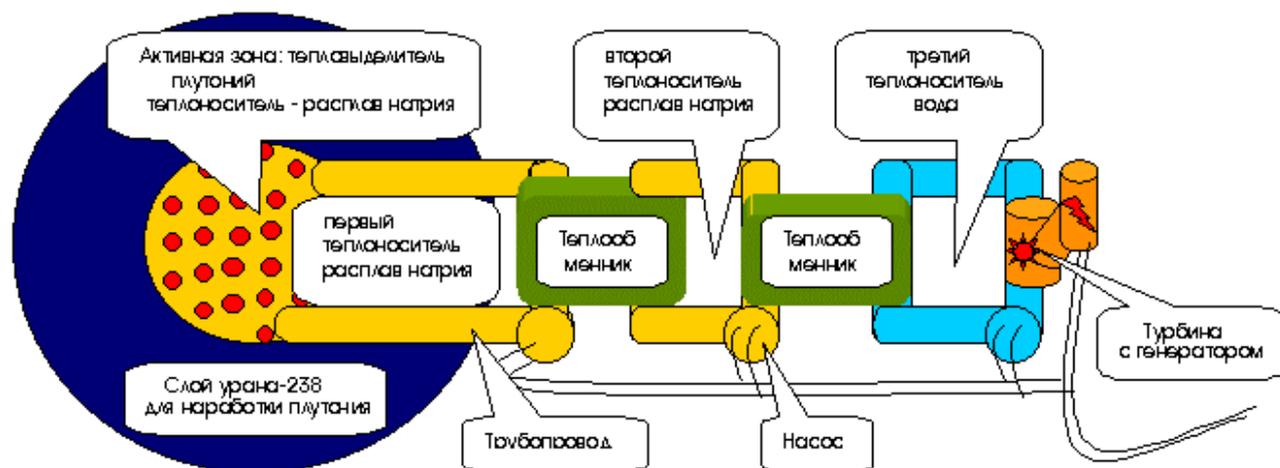


Рис. 17. Блок-схема реактора на быстрых нейтронах

К достоинствам быстрых реакторов можно отнести большую степень выгорания топлива (т.е. больший срок кампании), а к недостаткам – дороговизну, из-за невозможности использования простейшего теплоносителя – воды, конструкционной сложности, высоких капитальных затрат и высокой стоимости высокообогащенного топлива.

Внедрение реакторов на быстрых нейтронах (быстрых реакторов-размножителей или реакторов-бридеров) в энергетику могло бы почти в 100 раз увеличить эффективность использования урана. Этот тип реакторов может работать на плутониевом топливе, произведенном в обычных реакторах, и эксплуатироваться в замкнутом цикле с собственным заводом по переработке отходов. Каждый такой реактор, загруженный первоначально естественным ураном, очень быстро достигает стадии, когда каждая тонна руды выдает в 60 раз больше энергии, чем в обычном реакторе. Переход к серийному сооружению АЭС с БН осложнен многими неотработанными в промышленном масштабе технологическими процессами и нерешёнными вопросами оптимальной организации ядерного топливного цикла, который должен базироваться на плутонии и может быть только замкнутым с очень коротким (до 1 года) временем внешнего цикла (химическая переработка отработавшего топлива и дистанционно управляемое изготовление свежего топлива). Удельные капиталовложения в АЭС с БН в 1.5 – 2 раза превышают удельные капиталовложения в АЭС с реакторами на тепловых нейтронах. Сдерживающее влияние на развитие БН оказывает также пока благополучное положение в мире с ресурсами относительно дешевого урана. В настоящее время реакторы на быстрых нейтронах широкого распространения не получили, в основном из-за сложности конструкции и проблемы получения устойчивых конструкционных материалов.

Быстрые реакторы (БР) позволяют осуществлять: непрерывное производство энергии безопасным и экологически приемлемым способом; трансмутацию радиационно опасных отходов ядерной энергетики, в том числе экологически наиболее опасных долгоживущих актинидов; БР являются также наибо-

лее эффективными потребителями плутония, в том числе экс-оружейного. Надежность БР, высокий КПД, определяющий меньшее тепловое загрязнение; высокий уровень внутренне присущей ядерной безопасности, низкий уровень радиационного воздействия на персонал и окружающую среду подтверждаются многолетним безаварийным опытом эксплуатации быстрых реакторов с натриевым теплоносителем.

БН-600 - реактор на быстрых нейтронах с электрической мощностью 600 МВт. Корпусной реактор - размножитель с интегральной компоновкой оборудования. Тепловая схема блока трехконтурная: в первом и втором контурах теплоносителем является натрий, в третьем - вода и пар. Отвод тепла от активной зоны осуществляется тремя независимыми петлями циркуляции, каждая из которых состоит из главного циркуляционного насоса 1 контура, двух промежуточных теплообменников, главного циркуляционного насоса 2 контура с буферной емкостью на входе и с баком аварийного сброса давления, парогенератора, конденсационной турбины со стандартной тепловой схемой и генератора. Использование натриевого теплоносителя обусловило применение ряда таких специальных систем, как: электрообогрев оборудования и трубопроводов, электромагнитных насосов, фильтр-ловушек очистки натрия, диагностики протечек воды в натрий, локализации продуктов взаимодействия натрия с водой при межконтурных неплотностях парогенератора, пожаротушения натрия, отмывки оборудования и ТВС от натрия, очистки инертного защитного газа аргона.

Ядерный реактор БН-600 выполнен с «интегральной» компоновкой оборудования, при которой активная зона и оборудование первого контура (главные циркуляционные насосы и промежуточные теплообменники) размещены в корпусе реактора. Корпус реактора - бак цилиндрической формы с эллиптическим днищем и конической верхней крышкой, выполненной с одиннадцатью горловинами – для поворотной пробки, насосов первого контура, промежуточных теплообменников, элеваторов системы перегрузки тепловыделяющих сборок. Цилиндрическая часть корпуса соединена с днищем путем сварки через переходное опорное кольцо, на котором установлен опорный пояс, являющийся основой несущей конструкции внутри корпуса реактора; он образует системой радиальных ребер три сливные камеры для натрия, выходящего из теплообменников. На опорном поясе смонтировано все внутрикорпусное оборудование: напорная камера с ТВС активной зоны, зоны воспроизводства и внутреннего хранилища ТВС, первичная радиационная защита, промежуточные теплообменники, главные циркуляционные насосы первого контура. Реактор размещен в бетонной шахте диаметром 15 м. В центре верхней части реактора смонтировано поворотное устройство, состоящее из большой и малой поворотных пробок, эксцентричных друг относительно друга, на малой поворотной пробке смонтирована колонна системы управления защитой, несущая исполнительные механизмы систем управления и защиты, перегрузки ТВС, контроля активной зоны. Корпус реактора заключен в страховочный кожух, исключающий возможность вытекания натрия из реактора даже при разрывах его корпуса.

Активная зона и зона воспроизводства собираются из шестигранных ТВС кассетного типа с размерами «под ключ» 96 мм. Тепловыделяющая сборка состоит из твэлов, кожуха, головки для захвата ТВС при перегрузках и хвостовика, с помощью которого ТВС устанавливается в гнездо напорного коллектора и поддерживается вертикально. ТВЭлы соединены между собой элементами крепления и ограждены чехлом, связывающим в единое целое все части ТВС. Твэлы заполнены по длине активной зоны втулками из обогащенной окиси урана (или смеси окиси урана) и окиси плутония, а выше и ниже активной зоны расположены торцевые экраны из брикетов окиси "отвального" урана. Твэлы зоны воспроизводства заполнены брикетами из "отвального" урана. Газовые полости над уровнем натрия в реакторе заполнены аргоном.

Активная зона БН окружена в радиальном и осевом направлениях зонами воспроизводства (бланкетом), заполненными воспроизводящим материалом — обедненным ураном, содержащим 99.7 – 99.8 %  $^{238}\text{U}$ . Главная же особенность использования уран-плутониевого топлива в БН состоит в том, что в его активной зоне процесс деления ядер быстрыми нейтронами сопровождается большим выходом (на 20 - 27 %) вторичных нейтронов, чем в реакторах на тепловых нейтронах. Это создает основную предпосылку для получения высокого значения коэффициента воспроизводства и обеспечивает расширенное воспроизводство ядерного топлива в реакторах-размножителях.

## 10. Проблемы и перспективы урановой промышленности

Современная ядерная индустрия и в оружейном и энергетическом направлениях базируется на уран-плутониевом цикле, в котором уран играет доминирующую роль. Такое положение сложилось по объективным причинам – преимущество урана неоспоримо, но и недостатки уранового цикла тоже очевидны:

- Большое количество отработанного топлива и радиоактивных отходов топливного цикла;
- Большие и дорогостоящие работы по обогащению урана и разделению урана и плутония;
- Весьма мала доля топливоиспользования (порядка 0.8%);
- Технологическая, экономическая и организационно-хозяйственная разомкнутость звеньев топливного цикла;
- Трудности в обеспечении сохранности критических ядерных материалов.

К настоящему времени выявились три проблемы урановой промышленности: проблема отработанного топлива и радиоактивных отходов, требующая перехода от тепловых к быстрым реакторам; проблема накопления обеднённого урана, причём не в виде металла, а в виде химически активного и токсичного гексафторида урана; проблема перехода энергетических реакторов на смешан-

ное уран-плутониевое (МОКС) топливо. Именно с решением этих проблем и связаны перспективы урановой промышленности.

Недостатки текущего состояния уран-плутониевой атомной энергетики с реакторами на тепловых нейтронах связаны с этическими, техническими и экономическими проблемами обращения с РАО и ОЯТ как на АЭС, так и на предприятиях топливного цикла. Это - ограниченность разведанных природных ресурсов урана в России или растущая дороговизна их добычи, зависимость от наличия месторождений и их качества, а также рост цен на природный уран в мире. В настоящее время (2008) в России степень заполнения хранилищ твердыми радиоактивными отходами – 73%, жидкими – 67%, причём поступление РАО всё время увеличивается, так что расходы на хранение существенно возрастают.

Для понимания возникающих трудностей рассмотрим движение материалов в замкнутом топливном цикле с тепловым ВВЭР мощностью 1 гигаватт. Для того чтобы цикл работал, в течение года нужно добыть 160 тонн природного урана и произвести его обогащение таким образом, чтобы в отвалах оказалось не более 0,1%  $^{235}\text{U}$ . При этом нужно 139 тонн отправить на склад отвального урана, 21 тонну топлива изготовить и 20 тонн разместить в хранилище.

Преодолеть недостатки существующей атомной энергетики можно при использовании реакторов на быстрых нейтронах. В замкнутом топливном цикле с реактором на быстрых нейтронах мощностью 1 гигаватт, все процессы замкнуты в цикл: изготовление топлива, обогащение, проход через реактор на быстрых нейтронах (АЯТ), сразу регенерация и затем изготовление топлива. Подпитка осуществляется со склада отвального урана. Со склада отработанного ядерного топлива после его регенерации и подмешивания можно добавить оружейный плутоний. Важно, что и подпитка весьма мала и РАО после этого совершенно несоизмеримо малы по сравнению с тепловым реактором. Объемы радиоактивных отходов, связанные с сопутствующими процессами, еще уменьшаются ещё существенней. Особенно перспективным такой цикл становится, если его замыкание происходит прямо на площадке, где находится этот энергоблок.

Составляющие проектируемой технологической платформы:

- энергоблок с реактором на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем;
- производство по переработке уран-плутониевого топлива РБМ;
- производство уран-плутониевого топлива из регенератора РБМ и подпиточных материалов;
- производство по кондиционированию и хранению РАО;
- развитие транспортных технологий.

В России быстрый энергетический реактор БН-800 (с созданием производства МОКС-топлива) находится в стадии строительства - пуск в 2012, разработан проект такого реактора на 1800 мегаватт.

Экономический эффект от исключения потребности в природном уране путем замещения тепловой энергетики быструю показывает, что при строительстве в России 15,6 гигаватт мощностей на быстрых реакторах, отпадёт не-

обходимость добычи природного урана в объеме 14700 тонн. Причём с самым совершенным обогащением. При этом объём отработанного топлива уменьшится на 2 тыс. тонн. Экологический эффект от внедрения инновационных технологий: исключение необходимости расширения горнорудных разработок, исключение необходимости хранения отработанного топлива в виду его отсутствия, многократное снижение объемов радиоактивных отходов с одновременным уменьшением их потенциальной опасности. Не менее важно и стратегическое значение замкнутого топливного цикла с реакторами на быстрых нейтронах для энергобезопасности России: практически неисчерпаемые запасы уже добытого топливного сырья  $^{238}\text{U}$  с исключительно высокой потенциальной энергоёмкостью; независимость от колебаний мировых цен на природный уран и органическое топливо; замещение цен органического сырья природного газа 2 миллиарда кубов на один гигаواتт установленной мощности АЭС; исключительно мобильный резерв энергоснабжения страны, независимый от внешних факторов; большая глубина экономического планирования.

К сожалению, в мире не существует дешёвых и надёжных быстрых энергетических реакторов. Не решена даже проблема теплоносителя: натрий (БН-600), свинец (БРЕСТ) или что иное. В России начать массовый ввод в энергетику быстрых реакторов планируется после 2030 года.

Перейдём теперь к проблеме обеднённого урана, хранящегося в форме гексафторида урана (ОГФУ).

В процессе изотопного обогащения урана наряду с обогащенным гексафторидом урана образуется большое количество обедненного гексафторида урана (ОГФУ) с процентным содержанием  $^{235}\text{U}$  0,35% и ниже. К примеру, из 8 кг природного урана 7 кг (87%) попадает в «хвосты» в виде обедненного гексафторида урана. На практике возможно до-обогащение этих хвостов, в случае если себестоимость ЕРР низкая, а отвалы как сырьё обходятся по низкой или нулевой стоимости. При производстве урана с природным содержанием  $^{235}\text{U}$  из отвального урана, из 6.4 кг изначального сырья (в рассматриваемом случае - из отвального урана) 5.4 кг (или 84%) попадает во вторичные отвалы в виде гексафторида урана с ещё большим обеднением. Часть оставшихся отвалов проходят ещё одно до-обогащение. Выделяемый обогащенный уран используется для внутренних нужд, а объём отвалов уже с обогащением 0,1% сокращается.

К 2008 в мире были накоплены большие объёмы отвального гексафторида урана (800000 т России). Из них 125000 т прибыло Западной Европы. Ежегодно только за счет природного урана, добываемого в России, запасы ОГФУ увеличиваются на 4000 т/г. Оценочно к 2030 запасы ОГФУ в России превысят 1 млн. тонн в случае, если будет выбрана стратегия долговременного хранения ОГФУ. Запасы отвального гексафторида урана постоянно растут.

В США ОГФУ рассматривается как радиоактивные отходы, во Франции и России как ценное энергетическое сырьё для реакторов на быстрых нейтронах. Утилизация российских запасов ОГФУ в реакторах на быстрых нейтронах выглядит маловероятной в виду неразработанности технологий быстрых реакторов, их высокой стоимости и высокого риска распространения ядерных мате-

риалов. Конечно, большое количество обедненного урана может быть использовано в blankets в зоне воспроизводства - порядка 100 тонн металлического эквивалента обедненного урана в год, но для того, чтобы использовать 680 тыс. тонн обедненного урана потребуется 6800 реакторо-лет. Это означает ввод в эксплуатацию 220 реакторов со сроком службы 30 лет, при условии отсутствия рециклинга облученного топлива. При рециклинге облученного ядерного топлива и blankets быстрых реакторов количество реакторо-лет, необходимых для использования наработанного ОГФУ увеличится в соответствии с числом циклов повторного использования облученного урана. Очевидно, что ввод в эксплуатацию такого количества быстрых реакторов нереален.

ОГФУ - опасное вещество, хранить его трудно. При разгерметизации стальных контейнеров, в которых содержится ОГФУ, возможно поражение с летальным исходом в радиусе 500-1000 м, а радиус поражения с ущербом для здоровья ещё выше. Поэтому для гарантии безопасного хранения ОГФУ необходимо обесфторивать, т.е. переводить в более стабильную форму (оксид или тетрафторид урана) для безопасного хранения. Существуют различные технологии обесфторивания, хранения и захоронения обедненного урана. Наиболее используемая - перевод ОГФУ в форму  $U_3O_8$ . Выделенный оксид урана хранится в специальных контейнерах. В процессе обесфторивания в качестве побочного продукта выделяется плавиковая кислота (при конверсии 1 тонны ОГФУ получается 450 кг 70% плавиковой кислоты и обесфторенный уран в форме закиси-оксида), которую можно реализовать на рынке, что снизит себестоимость обесфторивания и утилизации ОГФУ. Обесфторенный обедненный уран планируется использовать в ядерной энергетике на быстрых нейтронах.

В российско-казахском Центре по обогащению урана предполагается обогащение 6000 тонн природного урана при использовании 5 млн. ЕРР. Если принять, что на выходе будет 700 тонн урана обогащением 4.5% и урановые отвалы обогащением 0.2%, то в результате обогащения 6000 тонн природного урана будет производиться 7800 тонн ОГФУ в год. В перспективе международный центр по обогащению урана (МЦОУ) на базе Ангарского ЭХК рассматривается как пункт приёма и утилизации отработавшего ядерного топлива.

## **11. Положение урана в Периодической системе элементов**

В течение 70 лет уран был расположен в шестой группе периодической системы и его считали химическим аналогом молибдена и вольфрама. После открытия нептуния и плутония вновь возник вопрос о положении урана в периодической системе. Дело в том, что в 1923 году Н. Бор опубликовал вариант таблицы Д.И. Менделеева, полученный им в результате расшифровки электронного строения элементов. Он впервые правильно разместил в шестом периоде таблицы между барием и гафнием редкоземельные элементы и предпо-

ложил, что и в седьмом периоде должна существовать группа из четырнадцати элементов, в которой будет заполняться электронами 5f-подуровень.

На протяжении последующих двадцати лет ни Н. Бор, ни другие исследователи не могли точно предсказать начало 5f-элементов в периодической системе. Открытие нептуния и плутония и изучение их свойств показало, что они не являются аналогами рения и осмия, а по свойствам весьма близки к урану. Так, предположение Н. Бора о существовании второго ряда элементов, аналогичных редкоземельным, получило экспериментальное подтверждение. В 1944-1946 годах Г. Сиборг, основываясь на химическом подобии лантана и актиния, а также близости свойств урана, нептуния и плутония, выдвинул так называемую актинидную гипотезу, в соответствии с которой родоначальником ряда 5f-элементов должен являться актиний, а последним членом этого ряда - 103-й элемент. На основании этой гипотезы Г. Сиборг с сотрудниками идентифицировали 95-й и 96-й элементы в предположении, что они являются аналогами европия и гадолиния - редкоземельных элементов. Следует отметить, что все предшествующие попытки идентифицировать элементы с порядковыми номерами 95 и 96 были основаны на предположении их химической аналогии с ураном, нептунием и плутонием. Эксперимент показал, что америций и кюрий полностью выделяются из раствора с трехвалентным редкоземельным носителем. Получение в 1964 году в Дубне 105-го элемента, названного в 1997 году дубнием (Db) и оказавшимся по своим химическим свойствам аналогом гафния, превратило гипотезу в актинидную теорию. В соответствии с этой теорией уран был перемещен из 6-й группы периодической системы в подгруппу актинидов - аналогов лантанидов. Тем самым была закрыта еще одна страница с неопределенностью положения урана в периодической системе.

Наряду с изложенной выше актинидной теорией, после установления подобия химических свойств урана и нептуния в 1949 году М. Гайсинский выдвинул предположение о ряде уранидов и кюридов. В своих предположениях он основывался на следующих фактах: 1. Торий, протактиний и уран являются членами IV, V и VI группы периодической системы и по химическим свойствам близки гафнию, танталу и вольфраму, а не лантаноидам. 2. Нептуний, плутоний и америций по своим химическим свойствам близки урану, а не актинию и торию. Они образуют особое семейство уранидов. Последующие трансурановые элементы от кюрия до лоуренсия объединяются в семейство кюридов. Члены этого семейства оказываются аналогами тяжелых лантанидов от гадолиния до лютеция. Несомненно, концепция Н. Гайсинского более тонко передает различия в физических и химических свойствах тяжелых элементов, но в отличие от актинидной теории она в значительно меньшей степени соответствует общим физическим законам построения периодической системы Д.И. Менделеева.

## 12. Уран и радиационное загрязнение окружающей среды

В середине 70-х годов XX столетия стало приходить понимание того, что природный уран с экологической точки зрения не так уж безопасен. Основную дозу облучения человек получает не от работающих атомных электростанций, и не от испытания ядерного оружия, а от естественных радионуклидов земного происхождения, среди которых наиболее опасен уран-238 и продукты его распада. В ряду продуктов распада урана-238 (рис. 2) наибольшую опасность для человека представляет радиоактивный газ радон. Он является продуктом распада радия, входящего в радиоактивное семейство урана. Не имея вкуса и запаха, будучи в восемь раз тяжелее воздуха, он легко попадает в организм человека при дыхании. В старых немецких летописях средневековья приводятся случаи, когда рудокопы, добывавшие серебро в подземных коях юга Германии, иногда попадали в зону действия какого-то газа, вызывавшего болезнь, весьма похожую на скоротечную чахотку. Уже в XX веке было обращено внимание на то, что расположение заброшенных серебряных рудников совпадает с месторождениями урана. Как  $\alpha$ -излучатель радон оказывает на организм человека наибольшее поражающее действие и согласно существующим оценкам определяет около 75 % суммарной дозы облучения от всех природных источников радиации.

Уран и его соединения токсичны для человеческого организма. Все изотопы и соединения урана являются ядовитыми. Токсичность основывается как на радиоактивных свойствах урана, так и на его химическом воздействии на обмен веществ. Отравления ураном и его соединениями возможны на предприятиях по добычи и переработке уранового сырья и других промышленных объектах, где он используется в технологическом процессе.

В то же время уран совершенно необходим для нормальной жизнедеятельности животных и растений.

В человеческом организме естественным образом содержится в среднем 0.09 г урана. Он распределен в организме так: примерно 66 % в скелете, 16 % в печени, 8 % в почках и 10 % в других тканях. Человек может постепенно накапливать уран в организме во время незащищенного контакта с металлическим ураном, причем риск для здоровья пропорционален степени облучения. В организм животных и человека уран поступает с пищей и водой в желудочно-кишечный тракт, с воздухом в дыхательные пути, а также через кожные покровы и слизистые оболочки. Среднее поступление урана в организм обывателя с пищей 0.07-1.1 мкг в день. Соединения урана всасываются в желудочно-кишечном тракте – около 1 % от поступающего количества растворимых соединений и не более 0.1 % труднорастворимых; в легких всасываются соответственно 50 % и 20 %. Распределяется уран в организме неравномерно. Основные места отложения и накопления – селезенка, почки, скелет, печень и, при вдыхании труднорастворимых соединений, - легкие и бронхолегочные лимфатические узлы.

Острая и хроническая урановая интоксикация характеризуются политаропным действием урана на различные органы и системы. Растворимые и нерастворимые соединения урана вызывают однотипный характер поражения, разница заключается лишь в скорости развития интоксикации и степени тяжести поражения. В ранние сроки воздействия преобладает химическая токсичность элемента, в поздний период оказывает действие радиационный фактор. При длительном поступлении в организм труднорастворимых соединений урана, когда наблюдается биологическое действие урана, как  $\alpha$ -излучателя развивается хроническая лучевая болезнь.

Уран, содержащийся в костной ткани, обуславливает её постоянное облучение (период полувыведения урана из скелета около 300 суток). Наименьшие концентрации урана – в головном мозге и сердце ( $10^{-10}$  г/г). Суточное поступление урана с пищей и жидкостями –  $1.9 \cdot 10^{-6}$  г, с воздухом –  $7 \cdot 10^{-9}$  г. Суточное выведение урана из организма человека составляет: с мочой  $0.5 \cdot 10^{-7}$  –  $5 \cdot 10^{-7}$ , с калом –  $1.4 \cdot 10^{-6}$  –  $1.8 \cdot 10^{-6}$  г, с волосами –  $2 \cdot 10^{-8}$  г. Независимо от путей поступления в организм выделение урана происходит в основном с калом и мочой. Большая часть урана, поступившего в организм, выделяется в первые 24 ч.

Токсическое действие урана зависит от растворимости его соединений: более токсичны уранил и других растворимые соединения урана. У взрослых людей в организме задерживается в 1.1 %, у подростков – 1.8 % суточного поступления. Нитрат уранила, фторид уранила, оксид урана (VI), хлорид урана (V), диуранаты аммония и натрия могут в значительных количествах всасываться через кожу. Нерастворимые соединения урана-238 ( $UO_2$ ,  $UO_4$ ,  $U_3O_8$ ) практически через кожу не всасываются. Растворимые соединения урана быстро всасываются в кровь и разносятся по органам и тканям. По удельному содержанию урана в ранние сроки (1-4 ч) почки занимают первое место по сравнению с другими органами. В скелете в ранние сроки урана откладывается не более 0.1 %. До 4 суток происходит накопление урана в значительных количествах. Через 16 суток происходит медленное выведение его из организма с периодом полувыведения, равным 150-200 суток. В отдаленные сроки кости (критический орган) содержат более 90 % всего отложившегося в организме урана. На характер распределения урана в организме существенное влияние оказывает его степень окисления. При внутривенном введении уран (VI) накапливается в почках до 20%, в костях - от 10 до 30 %; совсем незначительные количества откладываются в печени. Уран (IV), наоборот, накапливается в большем количестве в печени и селезенке - до 50%, в костях и почках - 10 - 20%. Это, по-видимому, связано с тем, что уран (IV) легко присоединяется к белкам и не проникает через мембраны, а уран (VI) такими свойствами не обладает.

Химическая токсичность соединений урана сильно колеблется в зависимости от типа вещества. На основании экспериментов, проведенных на животных, установлены следующие закономерности: а) даже в больших дозах относительно не ядовиты:  $UO_2$ ,  $U_3O_8$ ,  $UF_4$  (практически нерастворимые соедине-

ния), однако они могут быть опасны при вдыхании; б) в больших дозах ядовиты:  $UO_3$ ,  $UCU$  (медленно растворяются в организме); в) в умеренных количествах ядовиты:  $UO_2(NO_3)_2$ ,  $UO_4 \cdot 2H_2O$ ,  $Na_2U_2O_7$  (растворимые соединения); г) даже в малых дозах сильно ядовиты:  $UO_2F_2$ ,  $UF_6$  (токсичность урана усиливается токсичностью аниона). Таким образом, химическая токсичность урана и его соединений близка к токсичности ртути или мышьяка и их соединений. Следует отметить, что соединения уранила, например,  $UO_2(NO_3)_2$  растворяются в липидах и могут проникать через неповрежденную кожу.

При попадании в организм уран действует на все органы и ткани, являясь общеклеточным ядом. Признаки отравления обусловлены преимущественным поражением почек (появление белка и сахара в моче); поражаются также печень и желудочно-кишечный тракт. Различают острые и хронические отравления; последние характеризуются постепенным развитием и меньшей выраженностью симптомов. При хронической интоксикации возможны нарушения кроветворения, нервной системы и др. Полагают, что молекулярный механизм действия урана связан с его способностью подавлять активность ферментов. Очень подвержены влиянию радиации глаза человека. Наиболее уязвимая часть глаза – хрусталик. Под воздействием радиации происходит постепенное его помутнение (погибшие клетки становятся непрозрачными). Разрастание помутневших участков приводит сначала к катаракте, а затем и к полной слепоте. Причем, чем больше доза, тем больше потеря зрения. Кроме глаз повышенной чувствительностью к облучению обладают репродуктивные органы (дозы свыше 2 грэй могут привести к постоянной стерильности мужчин). А если подвергнуть облучению беременную женщину между восьмой и пятнадцатой неделями беременности (в этот период у плода формируется кора головного мозга), то существует большая вероятность рождения умственно отсталого ребенка.

Особенно опасны аэрозоли урана и его соединений. Для аэрозолей растворимых в воде соединений урана ПДК в воздухе  $0.015 \text{ мг/м}^3$ , для нерастворимых форм урана ПДК  $0.075 \text{ мг/м}^3$ . В легких человека, случайно вдохнувшего  $U_3^{238}O_8$ , через 1.5 года определяется не более 3 % поступившего количества.

Механизм действия растворимых и нерастворимых соединений урана весьма разнообразен. Уран может вызывать не только функциональные, но и органические изменения, как в результате непосредственного (прямого) действия на организм, так и опосредовано через центральную нервную систему и железы внутренней секреции. Полиморфизм поражения урана обусловлен еще и тем, что воздействие его на организм происходит не в виде чистого соединения, а чаще всего большого комплекса соединений (продуктов распада). В клинике уранового отравления наряду с обширной патологией различных органов и систем ведущим является нарушение почек. При ингаляционном воздействии различных соединений урана наблюдаются выраженные симптомы легочной патологии, особенно это выявляется для фторида урана (VI).

В опытах на собаках с ингаляцией  $^{235}U$ , обладающего значительно большей радиоактивностью, чем  $^{238}U$ , в отдаленные сроки возникают злокачествен-

ные новообразования в легких. В этом случае биологический эффект обусловлен не только химическими свойствами урана, но в большей степени его радиационным действием за счет  $\alpha$ -излучения.

При работе с ураном необходимо строго соблюдать следующие правила техники безопасности:

1. Никогда не отбирать растворы ртом через пипетку.
2. Носить перчатки (хирургические резиновые).
3. Использовать защитную одежду (в особых случаях специальную обувь).
4. Если может возникнуть опасность вдыхания пыли соединений урана, надевать противопылевую маску.
5. Никогда не курить и не есть в лаборатории.
6. Рабочее место содержать в абсолютной чистоте. Допустимы следующие концентрации на поверхностях:  $134 \text{ мкг/см}^2$   $^{238}\text{U}$ ,  $21 \text{ мкг/см}^2$   $^{235}\text{U}$ ,  $4.72 \text{ нг/см}^2$   $^{233}\text{U}$ .
7. Рабочее помещение всегда хорошо проветривать.
8. Если возможно, работать в сухой камере.
9. Рабочие места, помещения и одежду периодически проверять на  $\alpha$ -активность.

Следует соблюдать особую осторожность, если необходимо использовать сверхкритические количества делящихся изотопов  $^{233}\text{U}$  и  $^{235}\text{U}$ . Критическое состояние довольно сложным образом зависит от геометрии, концентрации урана и замедлителя и материала отражателя. На основании экспериментальных исследований установлены значения минимальной критической массы, т. е. того количества урана, которое при благоприятных условиях соответствует критическому состоянию. Для растворов  $^{233}\text{U}$  критическая масса составляет 591 г, для растворов  $^{235}\text{U}$  - 856 г. Если возможно, следует ограничивать количество урана при работе в лаборатории половиной этих значений и менее. В этом случае можно до некоторой степени не опасаться критического состояния, так как даже если случайно в лаборатории окажется еще такое же количество делящегося материала, то и тогда критическая масса не будет достигнута. Если невозможно избежать работы со сверхкритическими количествами, например с навесками порядка килограммов при обогащении или восстановлении металла, нужно принять специальные меры предосторожности во время эксперимента. Безусловно, следует привлечь специалиста. К этому нужно относиться особенно серьезно, так как речь идет о чрезвычайно коварном явлении. В заключении этого раздела необходимо отметить следующее. В связи с развитием атомной энергетики за 60 последних лет на земную поверхность извлечены миллионы тонн урановой руды. Возникли зоны техногенного загрязнения среды обитания человека ураном в местах его добычи, переработки, хранения, использования и утилизации радиоактивных отходов. Среди последних  $^{238}_{92}\text{U}$  и  $^{235}_{92}\text{U}$  являются наиболее долгоживущими и представительными в количественном отношении.

Таблица 3

Предельно допустимые концентрации урана в воде, воздухе и человеческом организме, обусловленные радиационной токсичностью

Изотоп	$E_{\alpha}$ , МэВ	Предельно допустимая концентрация, мкКи/мл				Предельно допустимое поступление в организм	
		в воде		в воздухе		мкКи	мкг
Природный U в растворимом состоянии	4.43	$7 \cdot 10^{-5}$	$1.1 \cdot 10^{-2}$	$1.7 \cdot 10^{-11}$	$2.6 \cdot 10^{-5}$	0.2	$3.1 \cdot 10^5$
Природный U в нерастворимом состоянии	4.43	-	-	$1.7 \cdot 10^{-11}$	$2.6 \cdot 10^{-5}$	0.009	$1.4 \cdot 10^4$
$^{235}\text{U}$	4.58	-	-	$3.0 \cdot 10^{-10}$	$4.7 \cdot 10^{-5}$	0.009	$1.4 \cdot 10^4$
$^{233}\text{U}$ в растворимом состоянии	4.9	$1.5 \cdot 10^{-4}$	$1.6 \cdot 10^{-2}$	$1.0 \cdot 10^{-10}$	$1.1 \cdot 10^{-8}$	0.04	4.2
$^{233}\text{U}$ в нерастворимом состоянии	4.9	-	-	$1.6 \cdot 10^{-11}$	$1.7 \cdot 10^{-9}$	0.008	0.84

Они сохраняют свое присутствие на земле и после того, как радиоактивные продукты деления распадутся до стабильных нуклидов. Рано или поздно уран-238 придется конвертировать в плутоний-239 и дожигать в ядерных реакторах, либо искать для него химические радиационно устойчивые формы иммобилизации. Скорее всего, это будут синтетические минералоподобные образования подобные тем, что приведены в обзоре [3] и, что встречаются среди минералов урана, устойчивость которых против агрессии окружающей среды природа проверила в течение многих тысячелетий.

### 13. Применение урана

Наиболее важная область применения урана – его использование в ядерной энергетике в качестве делящегося материала. В других сферах его использования используется способность урана задерживать ионизирующие излучения, особые механические, электрические и оптические свойства.

В развитых странах производство урана в основном направлено на генерацию делящихся нуклидов ( $^{235}\text{U}$  и  $^{233}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ) - топлива промышленных реакторов, предназначенных для наработки как оружейных нуклидов, так и компонентов ядерного оружия (атомные бомбы и снаряды стратегического и тактического назначения, нейтронные бомбы, триггеры водородных бомб и т.д.). В атомной бомбе концентрация  $^{235}\text{U}$  превышает 75 %. В остальных странах мира металлический уран или его соединения используются в качестве ядерного горючего в энергетических и исследовательских ядерных реакторах. Природная или малообогащённая смесь изотопов урана применяется в стационарных реакторах атомных электростанций, продукт высокой степени обогащения – в ядерных силовых установках (источниках тепловой, электрической и механической энергии, излучения или света) или в реакторах, работающих на быстрых нейтронах. В реакторах часто используют металлический уран, легированный и нелегированный. Однако в некоторых типах реакторов применяют горючее в форме твердых соединений (например,  $\text{UO}_2$ ), а также водных соединений урана или жидкого сплава урана с другим металлом. Основное применение урана – производство ядерного топлива для АЭС. Для ядерного реактора с водой под давлением установленной мощностью 1400 МВт требуется в год 225 тонн природного урана для изготовления 50 новых топливных элементов, которые обмениваются на соответствующее число использованных ТВЭЛов. Для загрузки данного реактора необходимо около 130 тонн ЕРР (единица работы деления) и уровень затрат в 40 млн. долл. в год. Концентрация урана-235 в топливе для атомного реактора 2–5 %. По-прежнему определённый интерес урановые руды представляют с точки зрения извлечения из них радия (содержание которого примерно 1 г в 3 т руды) и некоторых других природных радионуклидов. Урановые соединения применяются в стекольной промышленности, для окраски стёкол в красный или зелёный цвет, или придания им красивого зеленовато-жёлтого оттенка. Используют их и в производстве флуоресцентных стёкол: небольшая добавка урана придаёт красивую жёлто-зелёную флуоресценцию стеклу. Появление уранового стекла оценивается по крайней мере 79 г н.э., которым датируют мозаику, найденную на римской вилле на мысе Посиллипо в Неаполитанском заливе (Италия) и содержащей жёлтое стекло с 1 % содержанием оксида урана. Начиная с конца Средних веков настуран (уранит) начал добываться из серебряных рудников Яхимталле (Яхимов) в Богемии и был использован как краситель в местном стекольном производстве. Вскоре после открытия, радий стали широко применять в светосоставах (красках), придающих постоянное свечение стрелкам и цифрам часов, авиационным приборам, ёлочным игрушкам и т.п. Это потребовало переработки огромного количества урановых руд, в результате скопилось большое количество отвального урана (для наработки 1 грамма радия нужно переработать три тонны урановой руды). Дешёвый и никому не нужный уран придал второе дыхание стекольной промышленности. Помимо зелёного бутылочного стекла промышленность стала выпускать плитки из уранового стекла для отделки кухонь и ванных комнат. По желанию заказчика плитки окрашивали ураном в зе-

лѐный, жѐлтый, сиреневый, чѐрный, синий, красный и другие цвета. Дѐшево и красиво!

В конце XIX века английские и американские компании начали копировать созданный в Чехии хрусталь с добавками урана, придающего изделиям бледно-желтый и зеленоватый оттенки. Во время Второй мировой войны атмосфера секретности, царящая вокруг создания атомной бомбы, породила запрет на использование соединений урана, так что власти даже конфисковали эти запасы у производителей стекла и художников. Сегодня изделия из уранового стекла не выпускают; вокруг него циркулируют разные слухи, а также имеют место смутные опасения, связанные с его возможной радиоактивностью, так что коллекционеры, заполучившие художественные раритеты из этого стекла, радуются, но на всякий случай хранят их от глаз подальше.

До 1980-х годов естественный уран применяли дантисты, включая его в состав керамики, что позволяло достигать естественного цвета и вызывать оригинальную флуоресценцию зубных протезов и коронок. Оригинальный патент от 1942 рекомендовал содержание урана 0.1 %. Впоследствии естественный уран заменили обеднённым. Это дало два преимущества – дешевле и менее радиоактивно. Уран также использовался в нитях ламп, и в кожевенной и деревообрабатывающей промышленности в составе красителей. Соли урана применяют в растворах протравы и морения шерсти и кожи. Уранилацетат и уранилформат используются как поглощающие электроны декорирующие вещества в просвечивающей электронной микроскопии, для увеличения контраста тонких срезов биологических объектов, а также для окрашивания вирусов, клеток и макромолекул.

Уранаты типа  $\text{Na}_2\text{U}_2\text{O}_7$  («желтый уранил») нашли применение в качестве пигментов для керамических глазурей и эмалей (окрашивают в цвета жѐлтый, зелѐный и чѐрный, в зависимости от степени окисления).  $\text{Na}_2\text{U}_2\text{O}_7$  используется также как жѐлтая краска в живописи. Некоторые соединения урана светочувствительны. В начале XX века уранилнитрат широко применялся в качестве вирулирующего агента для усиления негативов и получения тонированных фотографических отпечатков (окрашивание позитивов в коричневый или бурый цвет). Уранилацетат  $\text{UO}_2(\text{H}_3\text{COOH})_2$  используется в аналитической химии – он образует нерастворимую соль с натрием. Фосфорные удобрения содержат довольно большие количества урана. Металлический уран используется в качестве мишени в рентгеновской трубке, предназначенной для генерации высокоэнергетичного рентгеновского излучения.

Некоторые соли урана используются в качестве катализаторов при химических реакциях, таких, как окисление ароматических углеводородов, обезвоживание растительных масел, и др. Карбид  $^{235}\text{U}$  в сплаве с карбидом ниобия и карбидом циркония применяется в качестве топлива для ядерных реактивных двигателей (рабочее тело - водород + гексан). Сплавы железа и обедненного урана ( $^{238}\text{U}$ ) применяются как мощные магнитострикционные материалы. В народном хозяйстве обедненный уран используется при изготовлении самолетных противовесов и противорадиационных экранов медицинской радиотера-

пептической аппаратуры. Из обедненного урана изготавливают транспортные контейнеры для перевозки радиоактивных грузов и ядерных отходов, а также изделия надежной биологической защиты (например, защитные экраны). С точки зрения поглощения  $\gamma$ -излучения, уран в пять раз эффективнее свинца, что позволяет существенно снизить толщину защитных экранов и уменьшить объём контейнеров, предназначенных для транспортировки радионуклидов. Бетон на основе оксида обеднённого урана используют вместо гравия для создания сухих хранилищ радиоактивных отходов.

Обеднённый уран в два раза менее радиоактивен, чем природный уран, в основном за счёт удаления из него  $^{234}\text{U}$ . Его используют для легирования броневой стали, в частности, для улучшения броневой характеристики снарядов. При сплавлении с 2 % молибдена или 0.75 % титана и термической обработке (быстрая закалка разогретого до  $850^\circ\text{C}$  металла в воде или масле, дальнейшее выдерживание при  $450^\circ\text{C}$  5 часов) металлический уран становится твёрже и прочнее стали (прочность на разрыв больше 1600 МПа, при том, что у чистого урана она равна 450 МПа). В сочетании с большой плотностью, это делает закалённую урановую болванку чрезвычайно эффективным средством для пробивания брони, аналогичным по эффективности более дорогому вольфраму. Тяжёлый урановый наконечник также изменяет распределение масс в снаряде, улучшая его аэродинамическую устойчивость. Подобные сплавы типа «Стабилла» применяются в стреловидных оперённых снарядах танковых и противотанковых артиллерийских орудий. Урановый сердечник, попадая в лобовой броневой лист танка, прошивает его насквозь, вызывая детонацию боезапаса, и разрывая танк на куски. При ударе о броню развивается эндотермическая реакция, поэтому такие снаряды называют еще «бронепрожигающими». При попадании в броню такой снаряд (например, сплав урана с титаном) не ломается, а как бы самозатачивается, чем и достигается большая пробиваемость. Процесс разрушения брони сопровождается измельчением в пыль урановой болванки и воспламенением её на воздухе внутри танка. Обеднённый уран используется в современной танковой броне. Добавление небольших количеств урана к стали увеличивает её твёрдость, не сообщая ей хрупкости и повышая её кислотоустойчивость. Особенно кислотоустойчивым, даже по отношению к царской водке, является сплав урана с никелем (66 % урана и 33 % никеля) с точкой плавления  $1200^\circ\text{C}$ . Обеднённый уран используется и как балластная масса в аэрокосмических применениях, таких как рулевые поверхности летательных аппаратов. Этот материал применяется в высокоскоростных роторах гироскопов, больших маховиках, как балласт в космических спускаемых аппаратах и гоночных яхтах, при бурении нефтяных скважин. В настоящее время актуальным является процесс перехода ВОУ  $\rightarrow$  НОУ, т.е. перевод высокообогащённого оружейного урана в низкообогащённый, пригодный для использования в качестве ядерного топлива. С этой целью разбавление оружейного урана ведут природным и обеднённым ураном. Обеднённый уран смешивают и с оружейным  $^{239}\text{Pu}$ , производя смешанное оксидное топливо, которое

сжигают в энергетических реакторах. Эти процессы способствуют нераспространению ядерного оружия.

Как уже упоминалось, в наше время урановые атомные бомбы не изготавливаются. Однако в современных плутониевых бомбах  $^{238}\text{U}$ , в том числе обеднённый уран, всё же применяется. Он составляет оболочку заряда, отражая нейтроны и добавляя инерцию в сжатие плутониевого заряда в имплозивной схеме подрыва. Это существенно повышает эффективность оружия и уменьшает критическую массу (т.е. уменьшает количество плутония, необходимого для создания цепной реакции деления). Применяют обеднённый уран и в водородных бомбах, запаковывая им термоядерный заряд, направляя сильнейший поток сверхбыстрых нейтронов на деление ядер и увеличивая тем самым энергетический выход оружия. Такая бомба называется оружием деление-синтез-деление в честь трёх стадий взрыва. Большая часть энергетического выхода при взрыве подобного оружия приходится как раз на деление  $^{238}\text{U}$ , производящее значительное количество радиоактивных продуктов. Например, 77 % энергии при взрыве водородной бомбы в испытании Ivy Mike (1952) мощностью 10.4 мегатонн пришлось именно на процессы деления в урановой оболочке. Поскольку обеднённый уран не имеет критической массы, его можно добавлять в бомбу в неограниченных количествах. В советской водородной бомбе (Царь Бомба – Кузькина мать), взорванной на Новой Земле в 1961 году, мощностью «только» 50 мегатонн 90 % выхода пришлось на реакцию термоядерного синтеза, поскольку оболочку из  $^{238}\text{U}$  на конечной стадии взрыва заменили на свинец. Если бы оболочку изготовили (как и собирались в начале) из  $^{238}\text{U}$ , то мощность взрыва превысила 100 мегатонн и выпадения радиоактивных осадков составило 1/3 от суммы всех мировых испытаний ядерного оружия.

Природные изотопы урана нашли применение в геохронологии для измерения абсолютного возраста горных пород и минералов. Еще в 1904 году Эрнест Резерфорд обратил внимание на то, что возраст Земли и древнейших минералов – величина того же порядка, что и период полураспада урана. Тогда же он предложил по количеству гелия и урана, содержащихся в плотной породе, определять её возраст. Но вскоре выяснился недостаток метода: крайне подвижные атомы гелия легко диффундируют даже в плотных породах. Они проникают в окружающие минералы, а вблизи материнских урановых ядер остается значительно меньше гелия, чем следует по законам радиоактивного распада. Поэтому возраст пород вычисляют по соотношению урана и радиогенного свинца – конечного продукта распада урановых ядер. Возраст некоторых объектов, например, слюд, определить ещё проще: возраст материала пропорционален числу распавшихся в нём атомов урана, которое определяется числом следов – треков, оставляемых осколками в веществе. По отношению концентрации урана к концентрации треков можно вычислить возраст любого древнего сокровища (вазы, украшения и т.п.). В геологии даже изобрели специальный термин «урановые часы». Урановые часы – весьма универсальный инструмент. Изотопы урана содержатся во многих породах. Концентрация урана в земной коре в среднем равна трем частям на миллион. Этого достаточно, чтобы изме-

ривать соотношение урана и свинца, а затем по формулам радиоактивного распада рассчитать время, прошедшее с момента кристаллизации минерала. Урано-свинцовым способом удалось измерить возраст древнейших минералов, а по возрасту метеоритов определили дату рождения планеты Земля. Известен и возраст лунного грунта. Самые молодые куски лунного грунта старше древнейших земных минералов. Величина отношения активностей  $^{234}\text{U}/^{238}\text{U}$  – полезный экологический трассер источников грунтовых вод в весенних половодьях.

## 14. Будущее урана

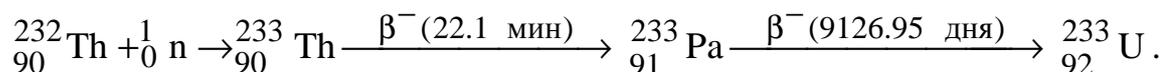
Основным и вероятно наиболее важным потребителем урана в мире является атомная промышленность. Если уран используется для изготовления атомного или ядерного оружия, то его изотоп  $^{238}_{92}\text{U}$  подвергается превращению в оружейный плутоний  $^{239}_{94}\text{Pu}$  по рассмотренным в предыдущих разделах реакциям. Происходит это в специальных ядерных реакторах-размножителях, работающих на быстрых нейтронах. В таких реакторах  $^{238}_{92}\text{U}$  обогащен изотопом  $^{235}_{92}\text{U}$ , деление которого обеспечивает необходимый уровень быстрых нейтронов, достаточных не только для получения  $^{239}_{94}\text{Pu}$ , но и для деления  $^{238}_{92}\text{U}$ . В этом случае  $^{235}_{92}\text{U}$  является первичным ядерным горючим,  $^{238}_{92}\text{U}$  – исходным ядерным горючим, а  $^{239}_{94}\text{Pu}$  – вторичным горючим.

Использование урана в мирных целях предполагает применение его в качестве ядерного горючего на атомных электростанциях. В настоящее время в мире работает более 400 атомных электростанций различного типа с реакторами как на быстрых, так и на медленных нейтронах, и имеет место тенденция увеличения их числа. В реакторах на медленных нейтронах используется  $^{238}_{92}\text{U}$  обогащенный от 2 до 5 процентов изотопом  $^{235}_{92}\text{U}$ , который и участвует в цепной ядерной реакции деления на тепловых нейтронах.

Уран является довольно редким элементом. Его содержание в земной коре равно  $4 \cdot 10^{-4} \%$ , а разведанные запасы рудных образований достигают 40 млн. тонн. Возможно, что к 2020-му году добыча урановой руды в мире достигнет 1.5 млн. тонн. Тогда разведанных запасов хватит лишь на 40-50 лет и к середине XXI столетия они иссякнут. Уменьшится ли в этой связи роль урана в атомной энергетике будущего? Прогнозы специалистов на этот счет не так уж и пессимистичны. Вероятно, главным потребителем урана в XXI веке станет атомная электро-тепло энергетика, действующие и строящиеся атомные электростанции. Основное количество работающих в мире атомных электростан-

ций используют низкообогащенный уран с содержанием урана-235 от 2 до 5 %. После его выгорания в радиоактивных отходах АЭС остается неиспользованным до 95 % урана-238. За полувековую историю эксплуатации АЭС уже накопились десятки тысяч тонн радиоактивных отходов и эта тенденция в будущем будет только возрастать. Наряду с вновь добываемым ураном из природных месторождений, уран-238 из радиоактивных отходов будет повторно использоваться для получения вторичного ядерного горючего – плутония-239 в реакторах на быстрых нейтронах. Наряду с этим в мире уже накоплено несколько десятков тонн оружейного плутония-239. В силу близости последнего по своим ядерно-физическим характеристикам урану-235 (табл. 2) он также будет использоваться в качестве основного делящегося материала в работе атомных электростанций. Таким образом, в обозримом будущем в течение сотен лет уран сохранит свое значение в качестве ядерного горючего в атомной энергетике.

Известен еще один весьма важный изотоп уран-233. Он имеет весьма большой период полураспада ( $1.62 \cdot 10^5$  лет), делится под действием тепловых нейтронов и может быть использован в качестве ядерного горючего в реакторах в паре с  ${}_{92}^{238}\text{U}$  или  ${}_{90}^{232}\text{Th}$  в качестве исходного материала. Изотоп  ${}_{92}^{233}\text{U}$  образуется при облучении тория нейтронами по реакции:



Поскольку содержание  ${}_{90}^{232}\text{Th}$  в земной коре оценивается величиной  $10^{-3}$  % и в три раза превышает содержание урана, атомная энергетика получает еще один огромный источник делящихся материалов в виде урана-233. Ториевые реакторы - это реакторы следующих поколений. В них может дожигаться оружейный  ${}_{92}^{235}\text{U}$  в качестве первичного ядерного горючего и одновременно генерироваться  ${}_{92}^{233}\text{U}$  в качестве вторичного топлива.

Таким образом, человечество имеет в своем распоряжении время как минимум длиной в несколько столетий для того, чтобы освоить новые альтернативные источники энергии.

## Литература

1. Несмеянов А.Н. Радиохимия. М.: Мир, 1978. 480 с.
2. Кац Дж., Сиборг Г., Морсс Л. Химия актиноидов. М.: Мир, 1991. 552 с.
3. Черноруков Н.Г., Карякин Н.В. Физическая химия соединений  $\text{M}^{\text{I}}\text{P}(\text{As})\text{UO}_6$  и их кристаллогидратов. // Успехи химии. 1995. Вып. 10. С. 957-991.
4. Бекман И.Н. Уран. М.: Изд-во МГУ, 2009. 300 с.

# **УРАН. ПРОШЛОЕ, НАСТОЯЩЕЕ И БУДУЩЕЕ**

**Николай Георгиевич Черноруков**  
**Оксана Валентиновна Нипрук**

*Электронное учебное пособие*

Государственное образовательное учреждение высшего  
профессионального образования «Нижегородский государственный  
университет им. Н.И. Лобачевского».  
603950, Нижний Новгород, пр. Гагарина, 23