ТИТУЛЬНЫЙ ЛИСТ

**СОДЕРЖАНИЕ**

[Введение 3](#_Toc13069930)

[1 ПРИНЦИП РАБОТЫ АЭС 5](#_Toc13069931)

[2 ТОПЛИВНЫЕ ЦИКЛЫ АЭС 8](#_Toc13069932)

[2.1 Топливные циклы АЭС 8](#_Toc13069933)

[2.2 Замкнутый топливный цикл 11](#_Toc13069934)

[2.3 Переработка ОЯТ для замкнутого цикла 17](#_Toc13069935)

[Заключение 32](#_Toc13069936)

[Список использованной литературы 34](#_Toc13069937)

# Введение

Основным назначением электрических станций является выработка электрической энергии для снабжения ею промышленного и сельскохозяйственного производства, коммунального хозяйства и транспорта. На атомных электростанциях, так же как на электростанциях, работающих на органическом топливе, осуществляется процесс превращения энергии, содержащейся в рабочей среде (паре), в электрическую энергию. Различие между процессами, происходящими на АЭС и ТЭС, состоит лишь в том, что в одном случае используется энергия, выделяющаяся при распаде ядер тяжелых элементов (применяемых в качестве топлива), в другом - при горении топлива.

Тепловые схемы АЭС разнообразны, хотя паротурбинная их часть остается практически такой же, как и на обычной электростанции. Атомные электростанции всегда строят вблизи крупных промышленных потребителей электрической энергии. На таких электростанциях масса расходуемого топлива невелика (в тысячи раз ниже, чем на ТЭС), и транспортировка его даже на большие расстояния не отражается на стоимости электроэнергии.

Конечно, при выборе площадки для строительства ТЭС необходимо учесть ряд требований, и в первую очередь наличие водных источников, обеспечивающих требуемый расход воды, однако возможность строить АЭС вблизи крупных промышленных потребителей электрической энергии выгодно отличает эти электростанции от работающих на органическом топливе.

В отдельных странах мира отношение к развитию атомной энергетики неоднозначно. Так, США, Франция, Япония, Канада, Южная Корея безусловно считают атомную энергетику важнейшей отраслью народного хозяйства и находят соответствующую поддержку у подавляющей части населения. Эти страны развивают, и будут развивать атомную энергетику, причем не только для своей страны, но и для соседних стран. Франция уже сейчас имеет наибольшую суммарную мощность АЭС в Европе. Кроме того, во Франции завершается строительство еще пяти блоков с реакторами типа PWR на общую мощность 6850 МВт. В то же время правительства ряда стран Европы под давлением общественного мнения отказываются от строительства новых АЭС и даже прекращают эксплуатацию ранее действовавших АЭС, покупая недостающую им электроэнергию у Франции. К ним относятся, например, Италия, Бельгия, Швеция и др., хотя это вовсе не означает отсутствия риска от действующей атомной энергетики Франции.

Человечество забывает, что вся его деятельность, особенно в эпоху научно-технического прогресса, связана с риском, еще до появления атомной энергетики. На ряде предприятий игнорируют сооружение необходимых очистных сооружений. Между тем с точки зрения экологии атомная энергетика является наиболее "чистой", так как очистные объекты органически входят в состав проекта АЭС, которая не может работать без них.

Напомним, что Генеральный директор Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ) проф. X. Блике считает, что "в ядерной энергетике, как и в любой другой промышленной технологии, невозможно достичь нулевого риска, т. е. полной безопасности, но риск, связанный с ядерной энергетикой, во много раз меньше, чем в любой другой отрасли техники".

Негативное отношение к развитию атомной энергетики может быть объяснено широкой осведомленностью о воздействии радиации на организм человека. Это безусловно надо иметь в виду, всемерно повышая безопасность и надежность реакторных систем. Поэтому Президент Исполнительного комитета Мировой энергетической конференции М. Буатэ полагает, что "основное направление повышения безопасности реакторных систем должно заключаться в том, чтобы при возникновении аварийных ситуаций было бы невозможно их развитие до аварии за счет незамедлительного останова реактора независимо от действия персонала".

# 1 ПРИНЦИП РАБОТЫ АЭС

Атомные электрические станции - это тепловые станции, которые используют энергию, выделяющуюся при ядерных реакциях. В качестве ядерного горючего наиболее часто используют изотоп урана U-235, содержание которого в природном уране составляет 0,714%. Основная масса урана - изотоп U-238 (99,28% всей массы) при захвате нейтронов превращается во вторичное горючее - плутоний Рu-239.[1]

Возможно также использование тория, который при захвате нейтронов превращается в делящийся изотоп урана U-233. Реакция деления происходит в ядерном реакторе. Ядерное топливо используют обычно в твердом виде. Его заключают в предохранительную оболочку. Такого рода тепловыделяющий элемент называется ТВЭЛ. Они устанавливаются в рабочих каналах активной зоны реактора. Тепловая энергия, которая выделяется при реакции деления, отводится из активной зоны реактора с помощью теплоносителя, который прокачивают под давлением через каждый рабочий канал или через всю активную зону. Наиболее распространенным теплоносителем является вода, которую подвергают тщательной очистке в неорганических фильтрах.

Принципиальная схема АЭС с ядерным реактором, имеющим водяное охлаждение, приведена на рис. 1. Тепло, выделяющееся в активной зоне реактора 1, отбирается водой (теплоносителем) 1-го контура, которая прокачивается через реактор циркуляционным насосом 2. Нагретая вода из реактора поступает в теплообменник (парогенератор) 3, где передаёт тепло, полученное в реакторе, воде 2-го контура. Вода 2-го контура испаряется в парогенераторе, и образующийся пар поступает в турбину 4.[2]

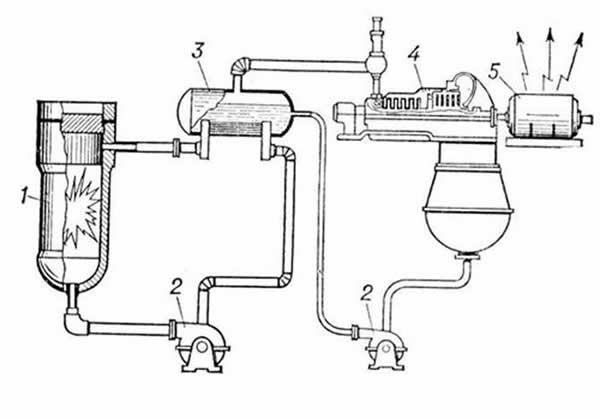


Рисунок 1 ­– Принципиальная схема АЭС с ядерным реактором, имеющим водяное охлаждение

При делении 1 г изотопов урана или плутония высвобождается 22 500 квт ч, что эквивалентно энергии, содержащейся в 2800 кг условного топлива. Установлено, что мировые энергетические ресурсы ядерного горючего (уран, плутоний и др.) существенно превышают энергоресурсы природных запасов органического топлива (нефть, уголь, природный газ и др.). Это открывает широкие перспективы для удовлетворения быстро растущих потребностей в топливе. Кроме того, необходимо учитывать всё увеличивающийся объём потребления угля и нефти для технологических целей мировой химической промышленности, которая становится серьёзным конкурентом тепловых электростанций. Несмотря на открытие новых месторождений органического топлива и совершенствование способов его добычи, в мире наблюдается тенденция к относит увеличению его стоимости. Это создаёт наиболее тяжёлые условия для стран, имеющих ограниченные запасы топлива органического происхождения. Очевидна необходимость быстрейшего развития атомной энергетики, которая уже занимает заметное место в энергетическом балансе ряда промышленных стран мира.

Первая в мире АЭС опытно-промышленного назначения мощностью 5 Мвт была пущена в СССР 27 июня 1954 г. в г. Обнинске. До этого энергия атомного ядра использовалась преимущественно в военных целях. Пуск первой АЭС ознаменовал открытие нового направления в энергетике, получившего признание на 1-й Международной научно-технической конференции по мирному использованию атомной энергии (август 1955, Женева).[5]

Реакторы атомных электростанций с водяным теплоносителем могут работать в водном или паровом режиме. Во втором случае пар получается непосредственно в активной зоне реактора.

При делении ядер урана или плутония образуются быстрые нейтроны, энергия которых велика. В природном или слабообогащенном уране, где содержание U-235 невелико, цепная реакция на быстрых нейтронах не развивается. Поэтому быстрые нейтроны замедляют до тепловых (медленных) нейтронов. В качестве замедлителей на АЭС используют вещества, которые содержат элементы с малой атомной массой, обладающие низкой поглощающей способностью по отношению к нейтронам. Основными замедлителями являются вода, тяжелая вода, графит.[6]

В настоящее время наиболее освоены реакторы на тепловых нейтронах. Такие реакторы конструктивно проще и легче управляемы по сравнению с реакторами на быстрых нейтронах. Однако перспективным направлением является использование реакторов на быстрых нейтронах с расширенным воспроизводством ядерного горючего - плутония; таким образом может быть использована большая часть U-238.

На последующем этапе развития атомной энергетики намечается освоение термоядерных реакторов, в которых используется энергия реакций синтеза легких ядер дейтерия и трития.

# 2 ТОПЛИВНЫЕ ЦИКЛЫ АЭС

## 

## 2.1 Топливные циклы АЭС

Известные в ядерной энергетике топливные циклы классифицируются по типу ядерного топлива (ЯТ): урановые (уран-плутониевые), ториевый и плутониевый. Урановые топливные циклы подразделяются на цикл на природном уране и цикл на обогащенном уране. Топливный цикл в ядерной энергетике может быть **замкнутым** и разомкнутым. В **замкнутом** цикле топливо после использования в ядерный реактор направляется на переработку с последующим полным или частичным возвращением в цикл. В разомкнутом цикле топливо после прохождения через ЯР и выдержки направляется на длительное хранение либо на захоронение. [6]

Топливный цикл на природном уране состоит из следующих основных звеньев: добыча урановой руды, получение урановых концентратов, подготовка топлива, изготовление твэлов, облучение в ядерный реактор, переработка отработавшего топлива (отделение невыгоревшего урана и образовавшегося плутония от продуктов деления). Топливный цикл АЭС на природном уране - разомкнутый. Наработанный плутоний в ядерный реактор этого типа не используется. Это наиболее простой цикл, так как нет обогащения природного урана изотопом U . На природном уране работают тяжеловодные ЯР и уран-графитовые с газовым охлаждением. Для них характерны низкая удельная энергонапряженность ядерного топлива и невысокая глубина его выгорания. Поэтому топливному циклу на природном уране присущи большие капиталовложения на установленный киловатт мощности и высокая стоимость предприятий внешнего топливного цикла. Однако тяжеловодные ЯР отличаются низким текущим годовым расходом урана и значительно меньшими первоначальными вложениями в топливный цикл.

Топливный цикл на обогащенном уране. Основная отличительная особенность этого цикла - наличие предприятий по обогащению ядерного топлива нуклидом 235U (рис. 3). Топливной цикл на обогащенном уране может быть и **замкнутым**, и разомкнутым. Последний предпочтительней при низких начальных обогащениях топлива и при больших глубинах его выгорания. Повышение начального содержания делящегося нуклида в ядерном топливе существенно улучшает нейтронно-физические характеристики ядерного реактора, благодаря чему становится возможным использовать в активной зоне такие конструкционные материалы, как нержавеющая сталь, такие замедлители и теплоносители, как обычная вода, а в качестве топлива - композиции UO2 , UN2 и др. Все это позволяет повысить удельную энергонапряженность и температуру в активной зоне ядерного реактора, увеличить глубину выгорания ядерного топлива, уменьшить при этом размеры ЯР и количество ядерного топлива, проходящего через предприятия внешнего топливного цикла.

В результате снижаются капиталовложения в АЭС и заводы по изготовлению твэлов и химической переработке, появляется возможность повысить термодинамический КПД АЭС и снизить себестоимость вырабатываемой электроэнергии.

В то же время при повышении начального обогащения, что связано с увеличением затрат в обогатительном производстве, по эффективности использования ядерного топлива цикл с обогащением топлива уступает циклу на природном уране. Однако снижение удельных капитальных затрат при строительстве АЭС, более широкие возможности улучшения технико-экономических характеристик РУ, возможность повышения их мощности привели к тому, что в настоящее время эксплуатируются, строятся и проектируются в основном ЯЭУ, работающие на обогащенном (до 4,5%) уране (водо-водяные под давлением, канальные уран-графитовые, водо-водяные кипящие и др.).

Ториевый топливный цикл благодаря воспроизводству делящегося нуклида открывает возможность вовлечения в производство энергии дополнительных природных ресурсов. Ториевый топливный цикл по составу звеньев практически не отличается от уранового, за исключением первой стадии добычи тория.

Если в ядерный реактор на тепловых нейтронах с циклом Th - 233U существенно (в 2-4 раза) повысить удельную энергонапряженность ядерного топлива (например, в ядерный реактор с газообразным теплоносителем), то можно будет значительно снизить потребности в природном уране, который в этом случает будет нужен для первых зон строящихся ЯР. Все это делает перспективным ториевый цикл в случае истощения запасов дешевых урановых руд.

Плутониевый топливный цикл может быть организован только после наработки плутония в ядерный реактор, работающих по урановому топливному циклу. Получаемый в ядерный реактор из 238U плутоний содержит изотопы 239Pu , Pu , 241Pu , 242Pu . Изотопы Pu и 242Pu тепловыми нейтронами практически не делятся. При "сжигании" плутония в ядерный реактор на тепловых нейтронах (изотопы 239Pu и 241Pu) его энергетическая ценность примерно равна энергетической ценности 235U . В ЯР на БН в реакции деления участвуют все изотопы плутония, включая 240Pu и 242Pu , что повышает энергетическую ценность плутония приблизительно на 30%.[6]

Плутоний может заменить 235U и 233U в соответствующих топливных циклах. В этом случае АЭС с ЯР на тепловых нейтронах будет работать либо по плутоний-урановому, либо по плутоний-ториевому циклу. Однако наиболее эффективно использование плутония в ядерный реактор на БН. В таких ЯР коэффициент воспроизводства ядерного топлива может составлять 1,5-1,7 (теоретически 2,5). Энергосъем с единицы массы природного урана, участвующего в производстве энергии, резко возрастает (в 20-30 раз), за счет чего значительно повышается эффективность использования сырьевых ресурсов и сильно снижается скорость потребления природного урана. [6]

Ядерное топливо поступает на АЭС с предприятий внешнего топливного цикла. В общем случае время пребывания топлива на АЭС складывается из:

-времени доставки ядерного топлива на станцию и транспортировки его в хранилище свежего топлива;

-времени хранения свежего ядерного топлива в хранилище; времени нахождения ядерного топлива в ядерный реактор;

-времени пребывания ядерного топлива в бассейне выдержки (шахте); времени нахождения топлива после бассейна выдержки в хранилище отработавшего топлива (при его наличии на АЭС) до момента отправки с АЭС.

При эксплуатации АЭС должны обеспечиваться:

-100% учет ядерного топлива и его перемещения в пределах АЭС; необходимый запас свежего ядерного топлива для бесперебойной работы РУ; приемка свежего топлива от поставщиков и его хранение на АЭС; своевременная подача ядерного топлива в реакторный цех на перегрузку реактора;

-хранение и отправка на переработку отработавшего ядерного топлива;

-ядерная безопасность при транспортировке и хранении ядерного топлива в пределах АЭС, а также при отправке отработавшего ядерного топлива за пределы АЭС;

-физическая зашита по сохранности ядерного топлива.

## 2.2 Замкнутый топливный цикл

Ядерный топливный цикл (ЯТЦ) – это вся последовательность повторяющихся производственных процессов, начиная от добычи топлива (включая производство электроэнергии) и заканчивая удалением радиоактивных отходов. В зависимости от вида ядерного топлива и конкретных условий, ядерные топливные циклы могут различаться в деталях, но их общая принципиальная схема сохраняется.

Основным ядерным топливом для современных реакторов является уран. Поэтому все стадии и процессы ядерного топливного цикла определяются физико-химическими свойствами этого элемента.

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. 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.

Энергетический ядерный топливно-энергетический цикл подразделяется на два вида: открытый (разомкнутый), нацеленный на захоронение отработанного топлива и радиоактивных отходов, и закрытый (замкнутый), предусматривающий достаточно полную переработку отработанного топлива и других отходов предприятий ядерной индустрии с целью выделения ценных элементов. Для гражданских целей может быть использован как открытый, так и закрытый ЯТЦ, для военных целей ЯТЦ функционирует исключительно в замкнутом режиме.

Начальные этапы замкнутого и открытого ЯТЦ одинаковы, различия имеют место на заключительном этапе.

Завершающая часть ядерного топливного цикла - деятельность, включающая транспортировку, хранение, переработку отработавшего ядерного топлива, обращение с радиоактивными отходами и их захоронение. В замкнутом ЯТЦ на радиохимических предприятиях осуществляется переработка (репроцессинг) отработанного ядерного топлива (ОЯТ) с целью возврата в цикл невыгоревшего урана-235, почти всей массы урана-238, а также изотопов энергетического плутония, образовавшихся при работе ядерных реакторов гражданского и военного назначения (рис.2).

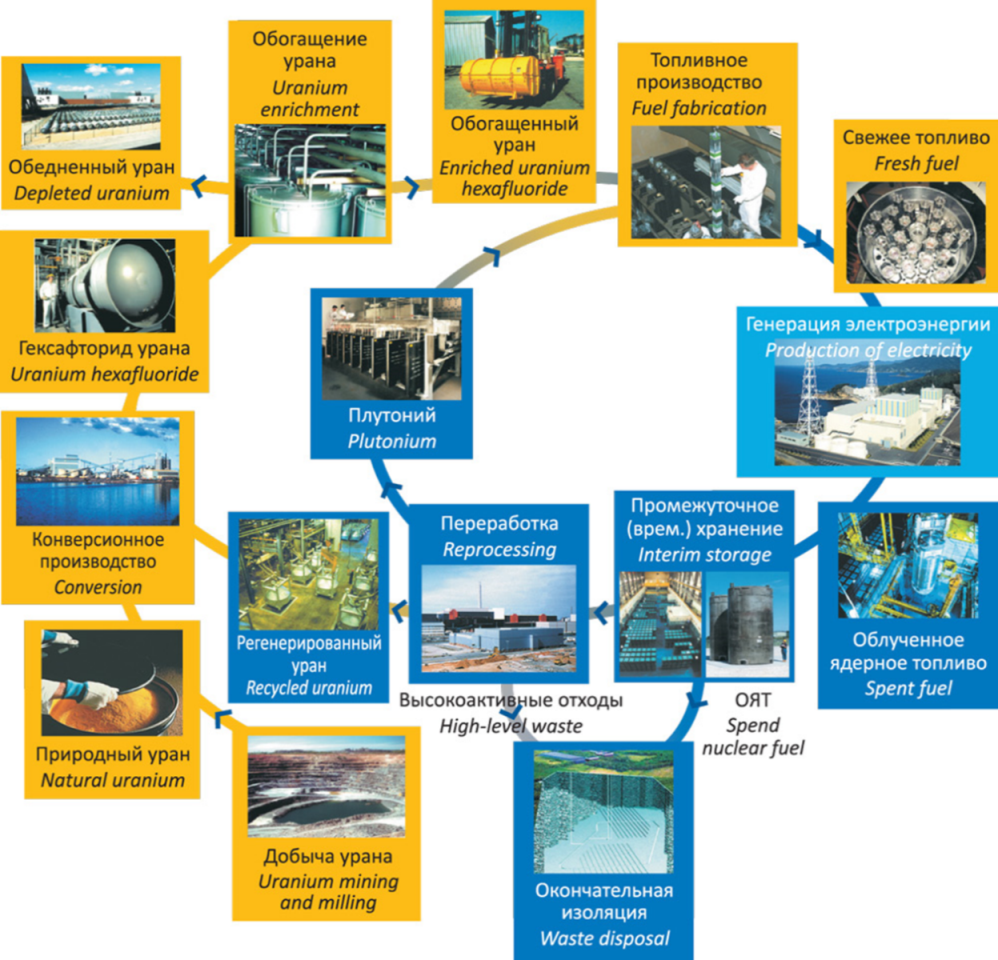


Рисунок 2 – Общая схема ядерного топливного цикла

Замкнутый ядерный топливный цикл – ядерный топливный цикл, в котором отработавшее ядерное топливо, выгруженное из реактора, перерабатывается для извлечения урана и плутония для повторного изготовления ядерного топлива (рис. 3).

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

Переработка отработанного ядерного топлива даёт определённые экономические выгоды, восстанавливая неиспользованный уран и вовлекая в энергетику наработанный плутоний. При этом уменьшается объем высокорадиоактивных и опасных отходов, которые необходимо надлежащим образом хранить, что также имеет определенную экономическую целесообразность.



Рисунок 3 – Схема замкнутого ядерного топливного цикла

В отработанном ядерном топливе содержится примерно 1% плутония. Это очень хорошее ядерное топливо, которое не нуждается ни в каком процессе обогащения, оно может быть смешано с обедненным ураном и поставляться в виде свежих топливных сборок для загрузки в реакторы. Его можно использовать для загрузки и в реакторы-размножители (коверторы и бридеры).

**Преимущества замкнутого ЯТЦ**

1. Переработка отработанного ядерного топлива может иметь некоторые экономические выгоды при восстановлении неиспользованного урана и плутония, который был произведен в реакторе.

2. Переработка топлива уменьшает объём высокорадиоактивных и опасных отходов, которые необходимо надлежащим образом хранить, что также имеет определенную экономическую целесообразность.

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

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

5. Закрытый топливный цикл является эффективной системой максимального использования урана без его дополнительной добычи на рудниках (в энергетических единицах экономия составляет, примерно,30 %) и именно поэтому промышленность сразу одобрила такой подход.

**Недостатки замкнутого ЯТЦ**

1. Наличие экологически опасного радиохимического производства и возможность неконтролируемого распространения плутония-239 и других делящихся компонентов ядерного оружия.

2. Требует гораздо больших финансовых затрат, в отличие от открытого ЯТЦ.

Очевидно, что любой ядерный топливный цикл – дорогостоящее и опасное производство. Выбор оптимального варианта ЯТЦ – серьезная проблема для страны и мира в целом. Анализу экономических аспектов различных вариантов ЯТЦ уделяют большое внимание во всех заинтересованных странах. На данном этапе с экономической точки зрения 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:

1) степень риска для здоровья людей и окружающей среды;

2) стоимость переработки ОЯТ, строительства хранилищ;

3) соответствие законодательству страны по ввозу ОЯТ из-за рубежа;

4) соответствие целям нераспространения ядерного оружия и ядерных материалов;

5) информированность населения.

Разные страны придерживаются разных национальных программ, предусматривающих либо переработку ОЯТ, либо захоронение, либо «отложенное решение», то есть длительное хранение отработанных твэлов.

Из 34 стран в настоящее время лишь 5 государств (Индия, Япония, Англия, Россия, Франция) перерабатывают отработанное ядерное топливо на своих предприятиях. Большинство стран, включая Канаду, Финляндию, ФРГ, Италию, Нидерланды, Швецию, Швейцарию, Испанию, США и КНР, либо хранят ОЯТ, либо передают ОЯТ на переработку другим странам.

В России на радиохимическом заводе РТ-1 (комбинат «Маяк») перерабатываются следующие виды отработанного ядерного топлива:

- 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 235U;

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

ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 и РБМК любого типа (т.е. основных реакторов энергетики России) не перерабатываются (технические это возможно, но экономически не целесообразно) и хранятся на территории завода РТ-1, а также в новом хранилище на строящемся заводе РТ-2 (Железногорск). целом для российской ядерной энергетики характерно наличие открытого ЯТЦ.

Единственный в России завод по переработке отработанного ядерного топлива РТ-1 действует на территории комплекса, ранее производившего оружейный плутоний (Челябинск-65, Озёрск). Завод РТ-1 перерабатывает в год 200 т ТВС (проектная мощностью 400 т тяжелого металла в год). Он является компонентом замкнутого ЯТЦ.

ТВЭЛы промышленных реакторов (наработка оружейного плутония) перерабатываются на радиохимических производствах трех предприятий: – ГХК (горно-химический завод, Красноярск); - ПО «Маяк» (радиохимический завод, Челябинск).

## 2.3 Переработка ОЯТ для замкнутого цикла

Начальная стадия послереакторного этапа ЯТЦ одинакова для открытого и закрытого циклов ЯТЦ.

Она включает в себя извлечение ТВЭЛов с отработанным ядерным топливом из реактора, хранение его в пристанционном бассейне («мокрое» хранение в бассейнах выдержки под водой) в течение нескольких лет и затем транспортировка к заводу переработки. В открытом варианте ЯТЦ отработанное топливо помещают в специально оборудованные хранилища («сухое» хранение в среде инертного газа или воздуха в контейнерах или камерах), где выдерживают нескольких десятилетий, затем перерабатывают в форму, предотвращающую хищение радионуклидов и подготавливают к окончательному захоронению.

В закрытом варианте ЯТЦ отработавшее топливо поступает на радиохимический завод, где перерабатывается с целью извлечения делящихся ядерных материалов.

Отработанное ядерное топливо (ОЯТ) - особый вид радиоактивных материалов – сырьё для радиохимической промышленности.

Облученные тепловыделяющие элементы, извлеченные из реактора после их отработки, обладают значительной накопленной активностью. Различают два вида ОЯТ:

1) ОЯТ промышленных реакторов, которое имеет химическую форму как самого топлива, так и его оболочки, удобную для растворения и последующей переработки;

2) ТВЭЛы энергетических реакторов.

ОЯТ промышленных реакторов перерабатывают в обязательном порядке, тогда как ОЯТ перерабатывают далеко не всегда. Энергетическое ОЯТ относят к высокоактивным отходам, если не подвергают дальнейшей переработке, или к ценному энергетическому сырью, если подвергают переработке. В некоторых странах (США, Швеция, Канада, Испания, Финляндия) ОЯТ полностью относят к радиоактивным отходам (РАО). В Англии, Франции, Японии – к энергетическому сырью. В России часть ОЯТ считается радиоактивными отходами, часть поступает на переработку на радиохимические заводы.

Из-за того, что далеко не все страны придерживаются тактики замкнутого ядерного цикла, ОЯТ в мире постоянно увеличивается. Практика стран, придерживающихся замкнутого уранового топливного цикла показала, что частичное замыкание ЯТЦ легководных реакторов убыточно даже при возможном в последующие десятилетия удорожании урана в 3-4 раза. Тем не менее эти страны замыкают ЯТЦ легководных реакторов, покрывая затраты за счет увеличения тарифов на электроэнергию. Наоборот, США и некоторые другие страны отказываются от переработки ОЯТ, имея в виду будущее окончательное захоронение ОЯТ, предпочитая его длительную выдержку, что оказывается дешевле . Тем не менее, ожидается, что к двадцатым годам переработка ОЯТ в мире увеличится.

Извлеченное из активной зоны энергетического реактора ТВС с отработанным ядерным топливом хранят в бассейне выдержки на АЭС в течение 5-10 лет для снижения в них тепловыделения и распада короткоживущих радионуклидов. В 1 кг отработавшего ядерного топлива АЭС в первый день после его выгрузки из реактора содержится от 26 до 180 тыс. Ки радиоактивности. Через год активность 1 кг ОЯТ снижается до 1 тыс. Ки, через 30 лет–до 0,26 тыс. Ки. Через год после выемки, в результате распада короткоживущих радионуклидов активность ОЯТ сокращается в 11 - 12 раз, а через 30 лет - в 140 - 220 раз и дальше медленно уменьшается в течение сотен лет 9.

Если в реактор первоначально загружался природный уран, то в отработавшем топливе остается 0,2 - 0,3% 235U. Повторное обогащение такого урана экономически нецелесообразно, поэтому он остается в виде так называемого отвального урана. Отвальный уран в дальнейшем может быть использован как воспроизводящий материал в реакторах на быстрых нейтронах. При использовании для загрузки ядерных реакторов низкообогащенного урана ОЯТ содержит 1% 235U. Такой уран может быть дообогащен до первоначального содержания его в ядерном топливе, и возвращен в ЯТЦ. Восстановление реактивности ядерного топлива может быть осуществлено добавлением в него других делящихся нуклидов - 239Pu или 233U, т.е. вторичного ядерного топлива. Если к обедненному урану добавляется 239Pu в количестве, эквивалентном обогащению топлива 235U, то реализуется уран-плутониевый топливный цикл. Смешанное уран-плутониевое топливо используется как в реакторах на тепловых, так и на быстрых нейтронах. Уран-плутониевое топливо обеспечивает максимально полное использование урановых ресурсов и расширенное воспроизводство делящегося материала. Для технологии регенерации ядерного топлива чрезвычайно важны характеристики выгружаемого из реактора топлива: химический и радиохимический состав, содержание делящихся материалов, уровень активности. Эти характеристики ядерного топлива определяются мощностью реактора, глубиной выгорания топлива в реакторе, продолжительностью кампании, коэффициентом воспроизводства вторичных делящихся материалов, времени выдержки топлива после выгрузки его из реактора, типом реактора.

Выгруженное из реакторов отработавшее ядерное топливо передается на переработку только после определенной выдержки. Это связано с тем, что среди продуктов деления имеется большое количество короткоживущих радионуклидов, которые определяют большую долю активности выгружаемого из реактора топлива. Поэтому свежевыгруженное топливо выдерживают в специальных хранилищах в течение времени, достаточного для распада основного количества короткоживущих радионуклидов. Это значительно облегчает организацию биологической защиты, снижает радиационное воздействие на химические реагенты и растворители в процессе переработки обработавшего ядерного топлива и уменьшает набор элементов, от которых должны быть очищены основные продукты. Так, после двух-трехлетней выдержки активность облученного топлива определяют долгоживущие продукты деления: Zr, Nb, Sr, Ce и другие РЗЭ, Ru и α-активные трансурановые элементы. 96% ОЯТ – это уран-235 и уран-238, 1% - плутоний, 2-3% - радиоактивные осколки деления.

Время выдержки ОЯТ - 3 года для легководных реакторов, 150 суток для реакторов на быстрых нейтронах.

Суммарная активность продуктов деления, содержащихся в 1 т ОЯТ ВВЭР-1000 после трех лет выдержки в бассейне выдержки (ББ), составляет 790000 Ки.

При хранении ОЯТ в пристанционном хранилище, его активность монотонно уменьшается (примерно на порядок за 10 лет). Когда активность упадет до норм, определяющих безопасность транспортировки ОЯТ по железной дороге, его извлекают их хранилища и перемещают либо в долговременное хранилище, либо на завод по переработке топлива. На перерабатывающем заводе сборки ТВЭЛов с помощью погрузочно-разгрузочных механизмов перегружается из контейнеров в заводской буферный бассейн-хранилище. Здесь сборки хранят до тех пор, пока их не направляют на переработку. После выдержки в бассейне в течение срока, выбранного на данном заводе, ТВС выгружают из хранилища и направляют в отделение подготовки топлива к экстракции на операции вскрытия отработавших твэлов.

Переработку облученного ядерного топлива проводят с целью извлечения из него делящихся радионуклидов (прежде всего 233U, 235U и 239Pu), очистки урана от нейтрон поглощающих примесей, выделения нептуния и некоторых других трансурановых элементов, получения изотопов для промышленных, научных или медицинских целей. Под переработкой ядерного топлива понимают переработку ТВЭЛов энергетических, научных или транспортных реакторов, так и переработку бланкетов реакторов-размножителей. Радиохимическая переработка ОЯТ – основная стадия закрытого варианта ЯТЦ, и обязательная стадия наработки оружейного плутония.

Переработка делящегося материала, облученного нейтронами в ядерном реакторе топлива осуществляется для решения таких задач, как

- получение урана и плутония для производства нового топлива;

- получение делящихся материалов (урана и плутония) для производства ядерных боеприпасов;

- получение разнообразных радиоизотопов, находящих применение в медицине, промышленности и науке;

- получение доходов от других стран, которые либо заинтересованы в первом и втором, либо не хотят хранить у себя большие объемы ОЯТ;

- решение экологических проблем, связанных с захоронением РАО.

В России перерабатывается облученный уран реакторов-бридеров и ТВЭЛы реакторов ВВЭР-440, БН и некоторых судовых двигателей; ТВЭЛы основных типов энергетических реакторов ВВЭР-1000, РБМК (любых типов) не перерабатываются и в настоящее время накапливаются в специальных хранилищах.

В настоящее время количество ОЯТ постоянно увеличивается и его регенерация - основная задача радиохимической технологии переработки отработавших ТВЭЛов. В процессе переработки проводится выделение урана и плутония и очистка их от радиоактивных продуктов деления, в том числе от нейтрон поглощающих нуклидов (нейтронных ядов), которые при повторном использовании делящихся материалов могут препятствовать развитию в реакторе цепной ядерной реакции.

Среди радиоактивных продуктов деления содержится большое количество ценных радионуклидов, которые можно использовать в области малой ядерной энергетики (радиоизотопные источники тепла для термогенераторов электроэнергии), а также для изготовления источников ионизирующего излучения. Применение находят трансурановые элементы, получающиеся в результате побочных реакций ядер урана с нейтронами. Радиохимическая технология переработки ОЯТ должна обеспечивать извлечение всех нуклидов, полезных с практической точки зрения или представляющих научный интерес.

Процесс химической переработки отработавшего топлива связан с решением проблемы изоляции от биосферы большого количества радионуклидов образующихся в результате деления ядер урана. Эта проблема - одна из наиболее серьезных и трудно решаемых проблем развития ядерной энергетики.

Первая стадия радиохимического производства включает подготовку топлива, т.е. в освобождение его от конструкционных деталей сборок и разрушение защитных оболочек ТВЭЛов. Следующая стадия связана с переводом ядерного топлива в ту фазу, из которой будет производиться химическая обработка: в раствор, в расплав, в газовую фазу. Перевод в раствор чаще всего производят растворением в азотной кислоте. При этом уран переходит в шестивалентное состояние и образует ион уранила, UO22+, а плутоний - частично в шести и в четырехвалентное состояние, PuO22+ и Pu4+ соответственно. Перевод в газовую фазу связан с образованием летучих галогенидов урана и плутония. После перевода ядерных материалов соответствующую фазу проводят ряд операций, непосредственно связанных с выделением и очисткой ценных компонентов и выдачей каждого из них в форме товарного продукта.

Переработка (репроцессинг) ОЯТ заключается в извлечении урана, накопленного плутония и фракций осколочных элементов . В 1 т ОЯТ на момент извлечения из реактора содержится 950–980 кг 235U и 238U, 5,5–9,6 кг Pu, а также небольшое количество α- излучателей (нептуний, америций, кюрий и др.), активность которых может достигать 26 тыс. Ки на 1 кг ОЯТ. Именно эти элементы в ходе замкнутого ЯТЦ необходимо выделить, сконцентрировать, очистить и перевести в необходимую химическую форму.

Технологический процесс переработки ОЯТ включает:

- механическую фрагментацию (рубку) ТВС и ТВЭЛов с целью вскрытия топливного материала;

- растворение;

- очистку растворов балластных примесей;

- экстракционное выделение и очистку урана, плутония и других товарных нуклидов;

- выделение диоксида плутония, диоксида нептуния, гексагидрата нитрата уранила и закиси-окиси урана;

- переработку растворов, содержащих другие радионуклиды, и их выделение.

В основе технологии выделения урана и плутония, их разделения и очистки от продуктов деления лежит процесс экстракции урана и плутония трибутилфосфатом. Он осуществляется на многоступенчатых экстракторах непрерывного действия. В результате уран и плутоний очищаются от продуктов деления в миллионы раз. Переработка ОЯТ связана с образованием небольшого объема твердых и газообразных РАО активностью около 0,22 Ки/год (предельно допустимый выброс 0,9 Ки/год) и большим количеством жидких радиоактивных отходов.

Все конструкционные материалы ТВЭЛов отличаются химической стойкостью, и растворение их представляет серьезную проблему. Кроме делящихся материалов, ТВЭЛы содержат различные накопители и покрытия, состоящие из нержавеющей стали, циркония, молибдена, кремния, графита, хрома и др. При растворении ядерного топлива эти вещества не растворяются в азотной кислоте и создают в полученном растворе большое количество взвесей и коллоидов.

Перечисленные особенности ТВЭЛов обусловили необходимость разработки новых методов вскрытия или растворения оболочек, а также осветления растворов ядерного топлива перед экстракционной переработкой.

Глубина выгорания топлива реакторов для получения плутония существенно отличается от глубины выгорания топлива энергетических реакторов. Поэтому на переработку поступает материалы с гораздо более высоким содержанием радиоактивных осколочных элементов и плутония на 1 т U. Это приводит к повышению требований к процессам очистки получаемых продуктов и к обеспечению ядерной безопасности в процессе переработки. Трудности возникают из-за необходимости переработки и захоронения большого количества жидких высокоактивных отходов.

Далее проводят выделение, разделение и очистку урана, плутония и нептуния тремя экстракционными циклами. В первом цикле осуществляют совместную очистку урана и плутония от основной массы продуктов деления, а затем проводят разделение урана и плутония. На втором и третьем циклах уран и плутоний подвергают дальнейшей раздельной очистке и концентрированию. Полученные продукты - уранилнитрат и нитрат плутония - помещают в буферные ёмкости до передачи их в конверсионные установки. В раствор нитрата плутония добавляют щавелевую кислоту, образующуюся суспензию оксалата фильтруют, осадок кальцинируют.

Порошкообразную окись плутония просеивают через сито и помещают в контейнеры. В таком виде плутоний хранят до того, как он поступит на завод по изготовлению новых ТВЭЛов.

Отделение материала оболочки ТВЭЛов от топливной оболочки - одна из наиболее сложных задач процесса регенерации ядерного топлива. Существующие методы можно разделить на две группы: методы вскрытия с разделением материалов оболочки и сердечника ТВЭЛов и методы вскрытия без отделения материалов оболочки от материала сердечника. Первая группа предусматривает снятие оболочки ТВЭЛов и удаление конструкционных материалов до растворения ядерного топлива. Водно-химические методы заключаются в растворении материалов оболочки в растворителях, не затрагивающих материалы сердечника.

Использование этих методов характерно для переработки ТВЭЛов из металлического урана в оболочках из алюминия или магния и его сплавов. Алюминий легко растворяется в едком натре или азотной кислоте, а магний - в разбавленных растворах серной кислоты при нагревании. После растворения оболочки сердечник растворяют в азотной кислоте.

Однако ТВЭЛы современных энергетических реакторов имеют оболочки из коррозионностойких, труднорастворимых материалов: циркония, сплавов циркония с оловом (циркалой) или с ниобием, нержавеющей стали. Селективное растворение этих материалов возможно только в сильно агрессивных средах. Цирконий растворяют в плавиковой кислоте, в смесях её со щавелевой или азотной кислотами или растворе NH4F. Оболочку из нержавеющей стали - в кипящей 4-6 М H2SO4. Основной недостаток химического способа снятия оболочек - образование большого количества сильно засолённых жидких радиоактивных отходов.

Чтобы уменьшить объем отходов от разрушения оболочек и получить эти отходы сразу в твёрдом состоянии, более пригодном для длительного хранения, разрабатывают процессы разрушения оболочек под воздействием неводных реагентов при повышенной температуре (пирохимические методы). Оболочку из циркония снимают безводным хлористым водородом в псевдоожиженном слое Аl2О3 при 350-800оС. Цирконий превращается при этом в летучий ZrCl4 и отделяется от материала сердечника сублимацией, а затем гидролизуется, образуя твердую двуокись циркония. Пирометаллургические методы основаны на прямом оплавлении оболочек или растворения их в расплавах других металлов. Эти методы используют различие в температурах плавления материалов оболочки и сердечника или различие их растворимости в других расплавленных металлах или солях.

Механические методы снятия оболочек включают несколько стадий. Сначала отрезают концевые детали тепловыделяющей сборки и разбирают ее на пучки ТВЭЛов и на отдельные ТВЭЛы. Затем механически снимают оболочки отдельно с каждого ТВЭЛа.

Вскрытие ТВЭЛов может проводиться без отделения материалов оболочки от материала сердечника.

При реализации водно-химических методов оболочку и сердечник растворяют в одном и том же растворителе с получением общего раствора. Совместное растворение целесообразно при переработке топлива с высоким содержанием ценных компонентов (235U и Pu) или когда на одном заводе перерабатывают разные виды ТВЭЛов, различающихся размером и конфигурацией. В случае пирохимических методов ТВЭЛ обрабатывают газообразными реагентами, которые разрушают не только оболочку, но и сердечник.

Удачной альтернативой методам вскрытия с одновременным удалением оболочки и методам совместного разрушения оболочки и сердечников оказался метод «рубка-выщелачивание». Метод пригоден для переработки ТВЭЛов в оболочках, нерастворимых в азотной кислоте. Сборки ТВЭЛов разрезают на мелкие куски, обнаружившийся сердечник ТВЭЛа становится доступным действию химических реагентов и растворяется в азотной кислоте. Нерастворившиеся оболочки отмывают от остатков задержавшегося в них раствора и удаляют в виде скрапа. Рубка ТВЭЛов имеет определенные преимущества. Образующиеся отходы - остатки оболочек - находятся в твердом состоянии, т.е. не происходит образования жидких радиоактивных отходов, как при химическом растворении оболочки; не происходит и значительных потерь ценных компонентов, как при механическом снятии оболочек, так как отрезки оболочек могут быть отмыты с большой степенью полноты; конструкция разделочных машин упрощается в сравнении с конструкцией машин для механического снятия оболочек. Недостаток метода рубки-выщелачивания - сложность оборудования для рубки ТВЭЛов и необходимость его дистанционного обслуживания. В настоящее время исследуют возможность замены механических способов рубки на электролитический и лазерный методы.

В отработанных ТВЭЛах энергетических реакторов высокой и средней глубины выгорания накапливается большое количество газообразных радиоактивных продуктов, которые представляют серьезную биологическую опасность: тритий, йод и криптон. В процессе растворения ядерного топлива они в основном выделяются и уходят с газовыми потоками, но частично остаются в растворе, а затем распределяются в большом количестве продуктов по всей цепочки переработки. Особенно опасен тритий, образующий тритированную воду НТО, которую затем трудно отделить от обычной воды Н2О. Поэтому на стадии подготовки топлива к растворению вводят дополнительные операции, позволяющие освободить топливо от основной массы радиоактивных газов, сосредоточив их в небольших объемах сбросных продуктов. Куски оксидного топлива подвергают окислительной обработке кислородом при температуре 450-470оС. При перестройке структуры решетки топлива в связи с переходом UO2-U3O8 происходит выделение газообразных продуктов деления - тритий, йод, благородных газов. Разрыхление топливного материала при выделении газообразных продуктов, а также при переходе диоксида урана в закись-окись способствует ускорению последующего растворения материалов в азотной кислоте.

Выбор метода переведения ядерного топлива в раствор зависит от химической формы топлива, способа предварительной подготовки топлива, необходимости обеспечения определенной производительности. Металлический уран растворяют в 8-11М HNO3, а диоксид урана - в 6-8М HNO3 при температуре 80-100оС.

Разрушение топливной композиции при растворении приводит к освобождению всех радиоактивных продуктов деления. При этом газообразные продукты деления попадают в систему сброса отходящих газов. Перед выбросом в атмосферу сбросные газы очищают.

Выделение и очистка целевых продуктов

Уран и плутоний, разделенные после первого цикла экстракции, подвергают дальнейшей очистке от продуктов деления, нептуния и друг от друга до уровня, отвечающего техническим условиям ЯТЦ и затем превращают в товарную форму.

Наилучших результатов по дальнейшей очистке урана достигают комбинированием разных методов, например экстракции и ионного обмена. Однако в промышленном масштабе экономичнее и технически проще использовать повторение циклов экстракции с одним и тем же растворителем - трибутилфосфатом.

Число циклов экстракции и глубина очистки урана определяются типом и выгоранием ядерного топлива, поступающего на переработку, и задачей отделения нептуния. Для удовлетворения технических условий по содержанию примесных α-излучателей в уране общий коэффициент очистки от нептуния должен быть ≥500. Уран после сорбционной очистки реэкстрагируют в водный раствор, который анализируют на чистоту, содержание урана и степень обогащения по 235U.

Завершающая стадия аффинажа урана предназначена для перевода его в оксиды урана - либо осаждением в виде перекиси уранила, оксалата уранила, уранилкарбоната аммония или ураната аммония с последующим их прокаливанием, либо прямым термическим разложением гексагидрата уранилнитрата.

Плутоний после отделения от основной массы урана подвергают дальнейшей очистке от продуктов деления, урана и других актиноидов до собственного фона по γ- и β-активности. В качестве конечного продукта на заводах стремятся получать диоксид плутония, а в дальнейшем в комплексе с химической переработкой осуществлять и производство ТВЭЛов, что позволяет избежать дорогостоящих перевозок плутония, требующих особых предосторожностей особенно при перевозке растворов нитрата плутония. Все стадии технологического процесса очистки и концентрирования плутония требуют особой надежности систем обеспечения ядерной безопасности, а также защиты персонала и предотвращения возможности загрязнения окружающей среды ввиду токсичности плутония и высокого уровня α-излучения. При разработке оборудования учитывают все факторы, которые могут вызвать возникновение критичности: массу делящегося материала, гомогенность, геометрию, отражение нейтронов, замедление и поглощение нейтронов, а также концентрацию делящегося вещества в данном процессе и др. Минимальная критическая масса водного раствора нитрата плутония равна 510 г (при наличии водяного отражателя). Ядерная безопасность при осуществлении операций в плутониевой ветви обеспечивается специальной геометрией аппаратов (их диаметр и объем) и ограничением концентрации плутония в растворе, которая постоянно контролируется в определенных точках непрерывного процесса.

Технология окончательной очистки и концентрирования плутония основывается на проведении последовательных циклов экстракции или ионного обмена и дополнительной аффинажной операции осаждения плутония с последующим термическим превращением его в двуокись.

Диоксид плутония поступает в установку кондиционирования, где её подвергают прокаливанию, дроблению, просеиванию, комплектованию партий и упаковке.

Для изготовления смешанного уран-плутониевого топлива целесообразен метод химического соосаждения урана и плутония, позволяющий достичь полной гомогенности топлива. Такой процесс не требует разделения урана и плутония при переработке отработавшего топлива. В этом случае смешанные растворы получают при частичном разделении урана и плутония вытеснительной реэкстракций. Таким способом можно получать (U, Pu)O2 для легководных ядерных реакторов на тепловых нейтронах с содержанием PuO2 3%, а также для реакторов на быстрых нейтронах с содержанием PuO2 20%.

Дискуссия о целесообразности регенерации отработавшего топлива носит не только научно-технический и экономический, но и политический характер, так как развертывание строительства заводов регенерации представляет потенциальную угрозу распространения ядерного оружия. Центральная проблема - обеспечение полной безопасности производства, т.е. обеспечение гарантий контролируемого использования плутония и экологической безопасности. Поэтому сейчас создаются эффективные системы контроля технологического процесса химической переработки ядерного топлива, обеспечивающие возможность определения количества делящихся материалов на любой стадии процесса. Обеспечению гарантий нераспространения ядерного оружия служат так же предложения так называемых альтернативных технологических процессов, например CIVEX-процесс, в котором плутоний ни на одной из стадий процесса не отделяется полностью от урана и продуктов деления, что значительно затрудняет возможность его использования во взрывных устройствах.

Для повышения экологичности переработки ОЯТ разрабатываются неводные технологические процессы, в основе которых лежат различия летучести компонентов перерабатываемой системы. Преимущества неводных процессов заключаются в их компактности, в отсутствии сильных разбавлений и образовании больших объемов жидких радиоактивных отходов, в меньшем влиянии процессов радиационного разложения. Образующиеся отходы находятся в твердой фазе и занимают значительно меньший объем.

В настоящее время прорабатывается вариант организации АЭС, при котором на станции строятся не одинаковые блоки (например, три однотипных блока на тепловых нейтронах), а разнотипные (например, два тепловых и один быстрый реактор). Сначала обогащенное по 235U топливо сжигается на тепловом реакторе (с образованием плутония), затем ОТЯ топливо перемещается в быстрый реактор, в котором за счет возникшего плутония перерабатывается 238U. После окончания цикла использования, ОЯТ подается на радиохимический завод, который расположен прямо на территории АЭС. Завод не занимается полной переработкой топлива - он ограничивается выделением из ОЯТ только урана и плутония (путем отгонки шестифтористых фторидовэтих элементов). Выделенные уран и плутоний поступают на изготовление нового смешанного топлива, а оставшееся ОЯТ идёт или на завод по выделению полезных радионуклидов, или на захоронение.

# Заключение

В настоящее время в промышленно развитых странах до 60% (во Франции, например) всей электроэнергии вырабатывается на АЭС. Это говорит о том, что, несмотря, на ряд серьезных проблем, возникающих при строительстве и эксплуатации АЭС, сегодня пока нет альтернативы их использованию.

Достоинства АЭС очевидны. Ядерная энергетика способна сгладить остроту реально надвигающегося мирового энергетического кризиса. По оценкам учёных запасов органического топлива на планете в необходимых человечеству количествах хватит примерно до середины следующего столетия. Ядерное же горючее, например, для реакторов на быстрых нейтронах, практически неисчерпаемо. Кроме того сжигание одного грамма каменного угля дает 3...7 калорий, а деление одного грамма урана-235 в три миллиона раз больше. Это почти пропорционально снижает расходы по транспортировке топлива, позволяет строить АЭС без привязки к его месторождениям, достигать большой единичной мощности блоков 1000 МВт и более. Все это обеспечивает высокую экономичность атомных станций. АЭС, в отличие от ТЭС, не загрязняют окружающую среду выбросами серы, азота, золы и целого ряда других вредных веществ. Атомные ТЭЦ (АТЭЦ) снабжают потребителей и тепловой энергией. Первая в СССР АТЭЦ работает с 1973 г. (Билибинская). Радиационная безопасность на АТЭЦ достигается за счет трехконтурной схемы. Для получения высоких параметров рабочего пара в качестве теплоносителя первого контура на АТЭЦ применяют жидкие металлы. В этом случае защитная зона составляет 30 км от крупных городов, что требует большой длины теплотрасс, влечёт за собой избыточный расход труб, потери тепла и дополнительные затраты. Проблема во многом решается строительством атомных станций теплоснабжения (АСТ), на которых ис­пользуется отработавшее топливо АЭС. Трехконтурная АСТ может располагаться на расстоянии 2...3 км от города, т.к. использует ядерное горючее пониженной активности. Таким образом, ядерная энергетика может обеспечивать потребности, как в электрической, так и в тепловой энергии.

Вместе с тем необходимы жесткие меры по предотвращению возможного радиоактивного заражения в зоне станции. Ограничен и срок эксплуатации АЭС (в настоящее время около 30 лет), после чего необходимо решать вопросы их закрытия. Потребность АЭС в больших количествах охлаждающей воды может приводить к нарушению экологического баланса водоёмов. Требуют решения проблемы захоронения радиоактивных отходов АЭС.

Объективное сопоставление достоинств и недостатков АЭС позволяет выработать оптимальную стратегию развития ядерной энергетики. Оптимальным представляется подход, предусматривающий не закрытие действующих и прекращение строительства новых АЭС, а действенные усилия по улучшению технико-экономических характеристик атомных станций и в первую очередь по обеспечению безопасности их работы.

# Список использованной литературы

1. Ананьев Е.П. Атомные установки в энергетике. М.: Атомиздат,1988.

2. Маргулова Т.Х. Атомные электрические станции. Учебник для вузов. 5-е изд., перераб. и доп. – М.: Высшая школа, 1994.

3. Стерман Л.С. Тепловые и атомные электростанции / Л.С. Стерман, В.М. Лавыгин, С.Г. Тишин. М.: Издательство МЭИ, 2004.

4. Тепловые и атомные электростанции: Справочник // Под общ. ред. А.В. Клименко и В.М. Зорина. – 3-е изд. М.: Издательство МЭИ, 2003.

5. Очкин А.В. Проблемы переработки отработавшего топлива современных энергетических реакторов // Теоретические основы химической технологии. – 2014. – Т. 48, вып. 1. – с. 37–42.

6. Ядерное топливо. [Электронный ресурс]. Режим доступа: <https://ru.wikipedia.org/wiki/Ядерное_топливо>

7. Ядерный топливный цикл. [Электронный ресурс]. Режим доступа: <https://ru.wikipedia.org/wiki/Ядерный_топливный_цикл>