

Исследовательский проект  
на тему  
«Замкнутый ядерный топливный цикл»

*Проект выполнил*

***Крутов Денис Александрович***

*Ученик 10<sup>2</sup> класса*

*МОУ «Тверской лицей»*

*Россия, г.Тверь*

*Научный руководитель:*

***Крючина Наталья Марковна***

*учитель физики*

*МОУ «Тверской лицей»*

*Россия, Тверь*

Тверь, 2024

## **Оглавление**

Введение .....	2
ГЛАВА I. ТИПЫ РЕАКТОРОВ НА СОВРЕМЕННЫХ АЭС.....	3
1.1. Контуры охлаждения реакторов.....	3
1.2. Реактор ВВЭР .....	3
1.3. Реактор РБМК.....	5
1.4. Реакторы на быстрых нейтронах .....	6
ГЛАВА II. ЗАМКНУТЫЙ ЯДЕРНЫЙ ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ.....	7
2.1. Понятие замкнутого ядерного топливного цикла.....	7
2.2. Технологии ЗЯТЦ с двумя типами реакторов.....	8
2.3. Технология ЗЯТЦ с реактором на быстрых нейтронах .....	10
2.4. Переработка отработавшего ядерного топлива. ....	10
ГЛАВА III. ЗЯТЦ В РОССИИ.....	12
3.1. Развитие технологий реакторов на быстрых нейтронах .....	12
3.2. Проект «Прорыв» .....	12
Заключение.....	14
Список литературы.....	16

## ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время человечество потребляет огромное количество ресурсов. Большая часть добываемых полезных ископаемых идут на нужды энергетики для ТЭС. С каждым годом запасы природных ресурсов истощаются все больше и больше. В поисках доступных, экологичных и неиссякаемых источников энергии еще в XX веке были разработаны технологии ветряной, солнечной и гидроэнергетики. Преимущества данных источников энергии заключаются в отсутствии выбросов в атмосферу парниковых газов и отравляющих веществ. Отсутствием выбросов также отличается ядерная энергетика, но атомные электростанции производят самый опасный вид отходов производства: радиоактивное отработанное ядерное топливо (ОЯТ). Сегодня такие отходы переводятся в форму, удобную для хранения, и просто складываются на полигонах под открытым небом. Лишь небольшое количество ОЯТ перерабатывается и снова используется в ядерных реакторах. Такая же ситуация происходит и с хвостами обогащения урана. Для работы АЭС из урановой руды концентрируют  $^{235}\text{U}$ , а оставшийся обедненный  $^{238}\text{U}$  отправляют в отходы, которые так же хранятся в бочках под открытым небом. Но есть технологии, с помощью которых можно перерабатывать ОЯТ и отходы обогащения урана в ядерных реакторах, получая новое ядерное топливо и параллельно вырабатывая энергию.

**Актуальность** моей работы заключается в том, что сегодня атомная энергетика России активно развивается, ведутся масштабные исследования в области замкнутого ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ).

**Проблема:** России требуется разработка эффективных методов переработки ядерных отходов и реализация технологии в ближайшем будущем.

**Цель проекта** – доказать необходимость замыкания ЯТЦ и разработать эффективные методы замыкания ЯТЦ.

### **Задачи проекта:**

1. рассмотреть типы реакторов на современных АЭС и выбрать наиболее оптимальные для замыкания ЯТЦ;
2. разработать методы замыкания ядерного топливного цикла.

## **ГЛАВА I. ТИПЫ РЕАКТОРОВ НА СОВРЕМЕННЫХ АЭС**

### **1.1. Контуры охлаждения реакторов**

В настоящее время в России работает 11 АЭС, на которых эксплуатируется 37 энергоблоков суммарной мощностью свыше 29,5 ГВт. Реакторы делятся на три типа по количеству контуров охлаждения:

- Реакторы с 1-контурным охлаждением.
- Реакторы с 2-контурным охлаждением.
- Реакторы с 3-контурным охлаждением.

К одноконтурным реакторам относятся РБМК-1000 и ЭГП-6. Реактор работает в блоке с двумя конденсационными турбинами и двумя генераторами. При этом кипящий реактор сам является парогенератором, но радиоактивность в этом случае распространяется на все элементы блока, что усложняет биологическую защиту.

Двухконтурная система охлаждения применяется в реакторах типа ВВЭР. В первом контуре вода, циркулирующая через активную зону при большом давлении, передает энергию во второй нерадиоактивный контур парогенератора, откуда поступает на турбины.

Трехконтурную схему применяют на АЭС с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем типа БН. Чтобы исключить контакт радиоактивного натрия с водой, сооружают второй контур с нерадиоактивным натрием. Со второго контура тепло переносится в третий контур на парогенератор.

### **1.2. Реактор ВВЭР**

Реактор ВВЭР – реактор, теплоносителем и замедлителем, в котором служит некипящая вода под давлением. Наиболее распространенный и успешный энергетический реактор, использующийся по всему миру. На

сегодняшний день насчитывается 58 реакторов ВВЭР на 20 АЭС в 11 странах мира. В России эксплуатируется 22 реактора ВВЭР разных мощностей. Разработка ВВЭР началась в СССР в 1955 году под руководством И. В. Курчатова и А. П. Александрова в ОКБ «Гидропресс», расположенном в городе Подольск. Первый промышленный реактор ВВЭР-210 был запущен в эксплуатацию в 1964 году на первом энергоблоке Нововоронежской АЭС.

В энергетических реакторах корпусного типа ВВЭР (рис. 3) в качестве замедлителя нейтронов и теплоносителя используется обычная вода. Активная зона помещается в один общий корпус, через который прокачивается вода под давлением 160 атм при температуре на выходе из реактора 325°C. В парогенераторах тепло передается воде второго контура, которая превращается в пар, подаваемый под давлением 60 атм на турбины.

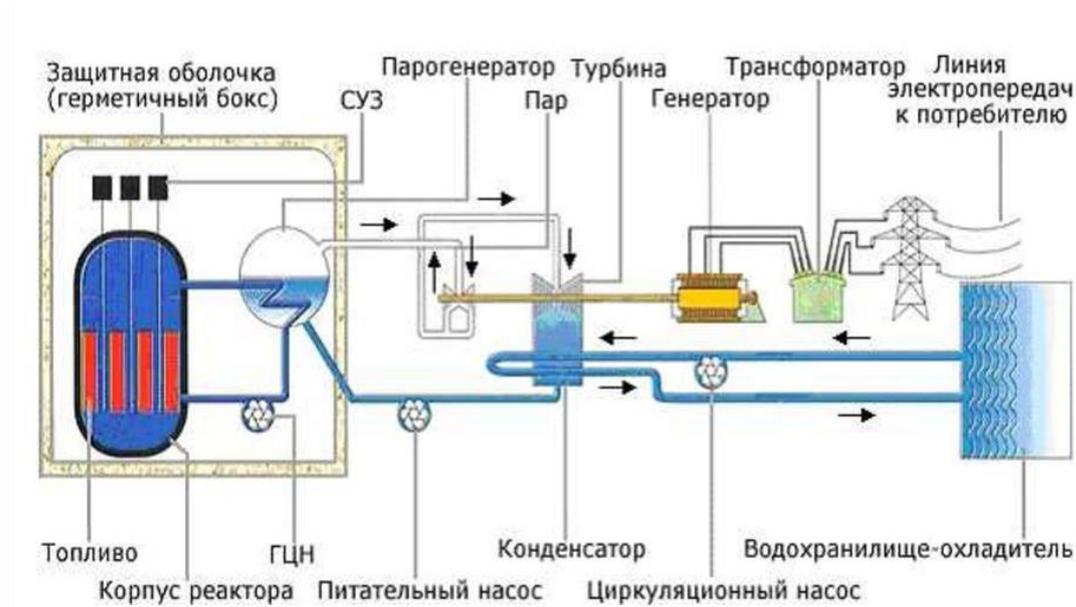


Рисунок 1 Устройство реакторной установки ВВЭР

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, так что несмотря на ее высокую температуру, ее 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, отдав часть своей энергии на вращение турбины, после чего поступает в конденсатор. Конденсатор, охлаждаемый водой циркуляционного контура, обеспечивает сбор и конденсацию отработавшего пара.

### 1.3. Реактор РБМК

Реактор РБМК – канальный уран-графитовый реактор, где в качестве теплоносителя используется кипящая вода. Реактор имеет один контур охлаждения. В 1966 Е. П. Славским было принято решение о строительстве Ленинградской АЭС с реактором РБМК-1000 близ поселка Сосновый Бор. В 1973 году был осуществлен пуск 1 энергоблока ЛАЭС. В СССР было построено 6 реакторов РБМК 1 поколения на 1,2 блоках Ленинградской, Курской и Чернобыльской АЭС.

Основу активной зоны РБМК-1000 составляет графитовый цилиндр высотой 7 м и диаметром 11,8 м, сложенный из блоков меньшего размера, который выполняет роль замедлителя. (рис. 4)

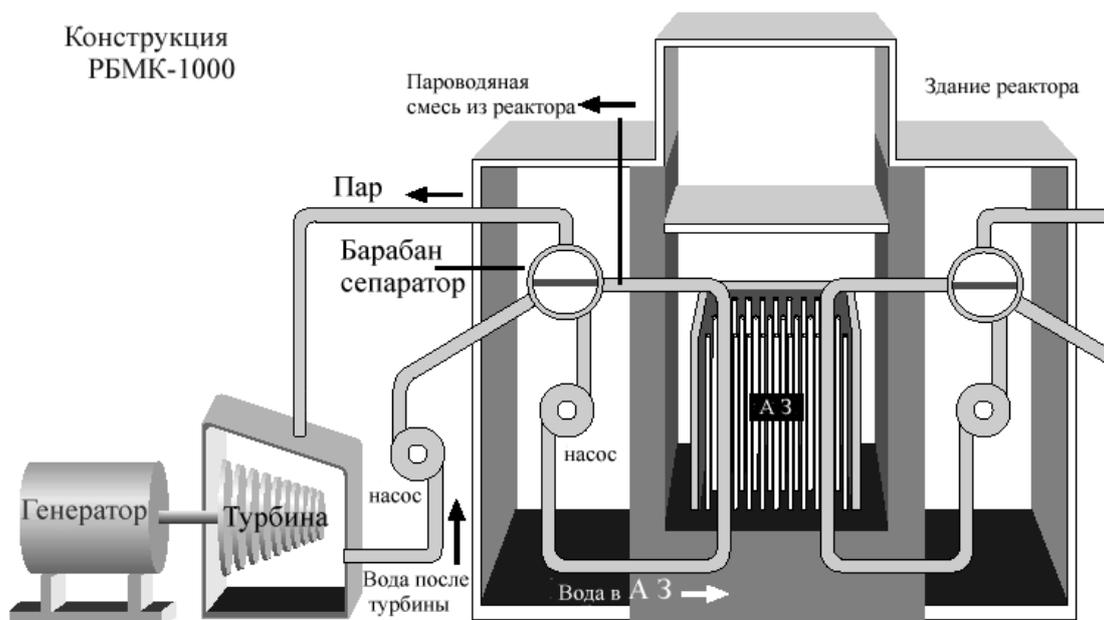


Рисунок 2 Устройство реакторной установки РБМК

Графит пронизан большим количеством вертикальных отверстий, через каждое из которых проходит труба давления, также называемая технологическим или топливным каналом (ТК). Центральная часть трубы давления, расположенная в активной зоне, изготовлена из сплава циркония с ниобием, верхние и нижние части трубы давления — из нержавеющей стали. Циркониевая и стальные части трубы давления соединены сварными переходниками

#### 1.4. Реакторы на быстрых нейтронах

Реакторы на быстрых нейтронах – ядерные реакторы, в активной зоне которых нет замедлителей нейтронов. В качестве теплоносителя в таких реакторах используются жидкие металлы: натрий, ртуть, свинец. Сегодня в мире эксплуатируется всего два энергетических реактора на быстрых нейтронах: БН-600 и БН-800. Оба находятся на Белоярской АЭС. В активной зоне реактора не должно быть эффективных замедлителей нейтронов, в первую очередь, принципиально недопустимы вещества с легкими ядрами вроде водорода. Сегодня получили развитие реакторы с натриевым, свинцово-висмутовым и свинцовым теплоносителями. (рис. 5)

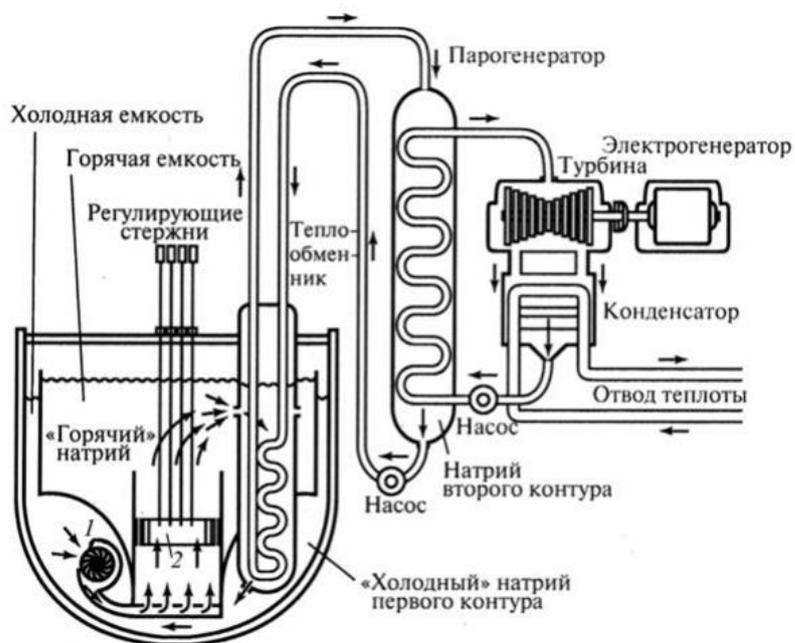


Рисунок 3 Устройство реакторной установки БН

Активная зона реактора состоит из тепловыделяющих сборок, загруженных топливом из урана-235 или плутония-239 с обогащением больше

20%. Такое высокое обогащение необходимо только для запуска реактора. Вокруг нее расположена зона воспроизводства, в которой находятся сборки из обедненного диоксида урана. В них содержание урана-235 ниже природного уровня. В зоне воспроизводства уран-238 ловит нейтроны и превращается в плутоний-239. Под действием нейтронов, вылетающих из активной зоны, здесь нарабатывается новое ядерное топливо

## ГЛАВА II. ЗАМКНУТЫЙ ЯДЕРНЫЙ ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ

### 2.1. Понятие замкнутого ядерного топливного цикла

Ядерный топливный цикл – это последовательность повторяющихся технологических процессов, начиная от добычи урановой руды и заканчивая утилизацией или переработкой отработавшего ядерного топлива. ЯТЦ может быть открытым, когда ОЯТ не перерабатывается, а захоранивается, или замкнутым, когда ядерное топливо перерабатывается и с минимальными потерями вновь идет на новое ядерное топливо. (рис. 6)

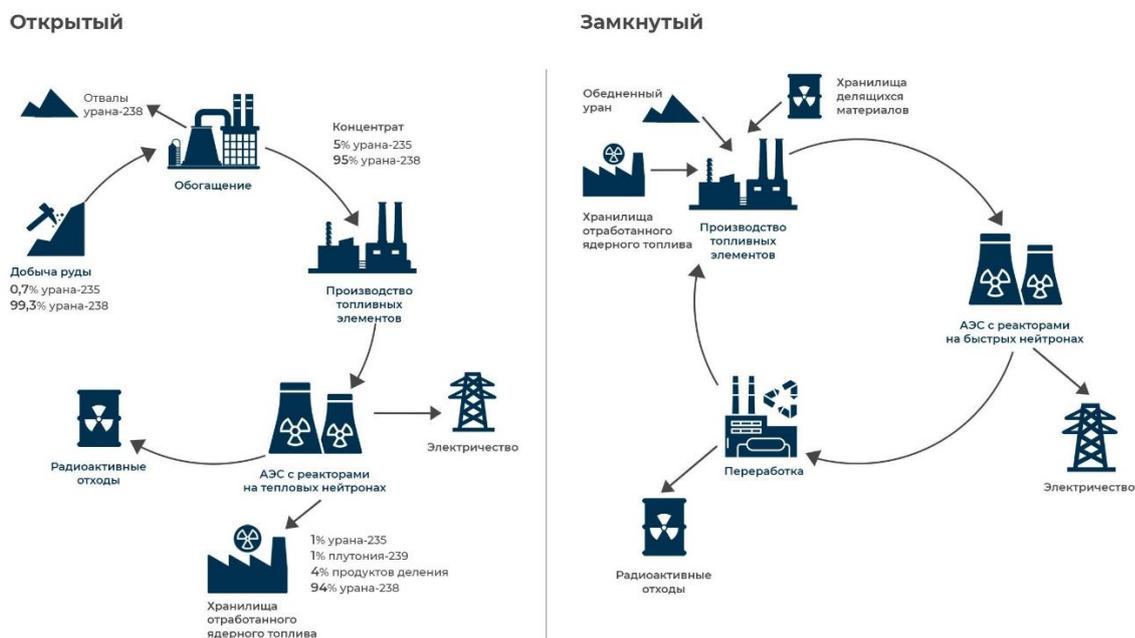


Рисунок 4 Виды ЯТЦ

Я рассматриваю замкнутый ядерный топливный цикл, так как его технология обеспечивает практически безотходный круговорот ядерного топлива. ЗЯТЦ безопасен для окружающей среды и помогает значительно сократить экономические затраты ядерной энергетики.

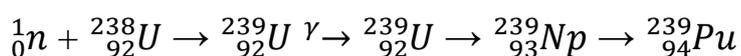
Рассмотрев процесс добычи урана, его обогащения, производства ядерного топлива, изучив типы реакторов, эксплуатирующихся на АЭС России, я сделал вывод, что необходимо осуществлять переход на безотходную ядерную энергетику и замыкать ЯТЦ. Я предлагаю такой вариант технологии его замыкания.

## 2.2. Технологии ЗЯТЦ с двумя типами реакторов

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.

В реакторах на тепловых нейтронах (ТР) делению подвергаются радиоактивные изотопы урана-235 и плутония-239. Уран-238, составляющий в исходном ядерном топливе 95%, на тепловых нейтронах не делится совсем, а поглощая нейтрон превращается, в конечном итоге, в плутоний-239.



После выгорания до количества 1% (при исходных 5%) уран-235 не способен к поддержанию стабильной цепной реакции, поэтому ОЯТ выгружают из реактора, и после выдерживания в бассейнах выдержки в течение 3-10 лет для остывания и потери радиоактивности, отправляется на хранение или на переработку. На радиохимических заводах ОЯТ сначала растворяется в азотной кислоте, образуя растворимые нитраты уранила и плутонила.

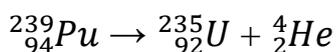


Затем плутоний в количестве ~1% отделяется от урана и отправляется на изготовление MOX-топлива. MOX-топливо (Mixed-OXide fuel) – вид ядерного

топлива, состоящий из диоксидов плутония-239 и обедненного урана-238  $\text{PuO}_2 + \text{UO}_2$ . Наиболее эффективное использование МОХ-топлива — сжигание в реакторах на быстрых нейтронах. В ходе производства в МОХ-топливо добавляется обедненный уран из реактора, «хвосты» производства ядерного топлива – гексафторид урана-238  $\text{UF}_6$  и прочие высокоактивные нуклиды, которые подлежат утилизации. После производства МОХ-топливо отправляется на АЭС с реактором на быстрых нейтронах. В БР уран-238 под действием быстрых нейтронов также поглощает быстрые нейтроны с образованием плутония-239. Интенсивность процесса воспроизводства ядерного топлива в реакторе характеризуется коэффициентом воспроизводства, который равен отношению количества вновь образовавшихся за время  $t$  ядер к числу выгоревших ядер за то же время:  $\text{КВ} = \frac{n_{\text{обр}}}{n_{\text{выг}}}$ . В БР образование из урана-238 под действием быстрых нейтронов плутония-239 происходит значительно эффективней, поэтому быстрые реакторы могут нарабатывать плутоний-239 существенно больше, чем тепловые реакторы, то есть их  $\text{КВ} > 1$ . За счет того, что реактор производит больше топлива, чем производит, БР называли реакторы – бриддеры, то есть реакторы-размножители. После того, как МОХ-топливо отработало свой ресурс и наработало достаточно плутония-239, сборки выгружаются из быстрого реактора и вновь отправляются на переработку. Теперь из ОЯТ выделяется большее количество плутония-239 и из него производится топливо для тепловых реакторов ВВЭР. Ядерное топливо вернулось на ту же стадию, с которой мы начали, значит, ядерный топливный цикл замкнулся. Данный способ замыкания ЯТЦ может быть эффективно использован, если  $\text{КВ}$  быстрого реактора значительно больше 1 и, перерабатывая ОЯТ мы сможем извлечь достаточно плутония для питания ТР ВВЭР. В реальных условиях  $\text{КВ}$  несильно может превзойти единицу, и тогда возможность использования реакторов ВВЭР маловероятна. Появляется второй тип ЗЯТЦ с использованием только самодостаточных по топливу реакторов на быстрых нейтронах

### 2.3. Технология ЗЯТЦ с реактором на быстрых нейтронах

Второй способ замыкания ЯТЦ предполагает вовлечение в цикл только реактора на быстрых нейтронах и радиохимического комбината по переработке ОЯТ. Реакторы ВВЭР тоже задействованы в цикле, но только на первой стадии для запуска цикла. В тепловом реакторе происходит деление ядер урана-235 и наработка небольшого количества плутония-239 из урана-238. После отработки ядерное топливо направляется на завод по переработке ОЯТ, где из него извлекается плутоний-239 и изготавливается МОХ-топливо. Более тепловой реактор в ЯТЦ участия принимать не будет. В реакторе на быстрых нейтронах с КВ ~1 под действием быстрых нейтронов, исходящих от цепной реакции деления плутония-239, из урана-238 образуются новые ядра плутония-239. Получается, что самодостаточный реактор практически не тратит ядерное топливо, а, сжигая старое, тут же синтезирует новое. Нужно лишь иногда удалять из топлива продукты деления плутония-239 и урана-235, образующегося в результате  $\alpha$ -распада плутония-239.



Также необходимо периодически добавлять в топливо новый обедненный уран из хранилищ ОЯТ либо с обогатительных комбинатов.

### 2.4. Переработка отработавшего ядерного топлива.

После того, как ТВС извлечены из реактора, их отправляют в бассейны выдержки, где они остывают и за несколько лет теряют большую часть радиоактивности. Далее ТВС транспортируются на заводы по переработке ОЯТ на специальных защищенных платформах по железной дороге.

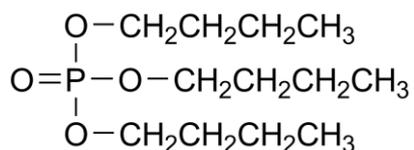
#### Основные стадии переработки:

- Растворение ТВЭЛов в азотной кислоте
- Подготовка к экстракции
- Первый цикл экстракции
- Реэкстракция
- Второй цикл экстракции

- Аффинаж

В начале ТВЭЛы растворяют в азотной кислоте, получая раствор, содержащий 250—300 г/л U, до 3 г/л Pu и до 100 мг/л Np. Исходный раствор фильтруют и направляют на стадию подготовки к экстракции.

При подготовке к экстракции плутоний переводят в степень окисления +4. В первом цикле экстракции в раствор добавляют органическое соединение трибутилфосфат (ТБФ), которое забирает в себя плутоний и уран.



После промывки экстракта азотной кислотой или раствором нитрата аммония, плутоний и уран остаются в органической фазе, а осколки деления, ядра, которые образовались в результате распада урана или плутония под действием нейтрона, удаляются с раствором. На стадии реэкстракции плутоний восстанавливается с помощью солей железа (II) или урана (IV). Затем уран и плутоний разделяются и промываются с помощью сложных технологических процессов. Задачей второго цикла экстракции является дальнейшая очистка U от продуктов деления и от остаточного плутония (до 10 мг Pu на 1 кг U). Режим второго цикла экстракции — промывки — реэкстракции плутония аналогичен режиму первого цикла. В ходе реэкстракции уран дополнительно очищается от осколочных элементов, нептуния и следов плутония. В зависимости от конкретной схемы переработки возможна реэкстракция сначала урана, а потом осколочных элементов, и наоборот. На стадии аффинажной очистки выпариванием получают концентрированный раствор плутония, содержанием до 100г/л. Затем плутоний осаждают и получают чистый диоксид плутония, который отправляется на изготовление МОХ-топлива.

Таким образом, задействовав в ядерной энергетике два типа реакторов: ТР ВВЭР и БР БН, радиохимические заводы по переработке ОЯТ и склады ОЯТ мы сможем замкнуть ядерный топливный цикл и значительно улучшить экономику и экологию ядерной энергетике. В результате замыкания ЯТЦ отходы

деятельности АЭС будут стремиться к нулю и в отходы будет идти минимальное количество радиоактивных веществ.

### **ГЛАВА III. ЗЯТЦ В РОССИИ**

На сегодняшний день Россия – единственная страна, способная замкнуть ядерный топливный цикл. Только в России отработана технология реакторов на быстрых нейтронах, и таковые успешно эксплуатируются. В России имеются большие запасы обедненного урана, который задействуется в производстве МОХ-топлива.

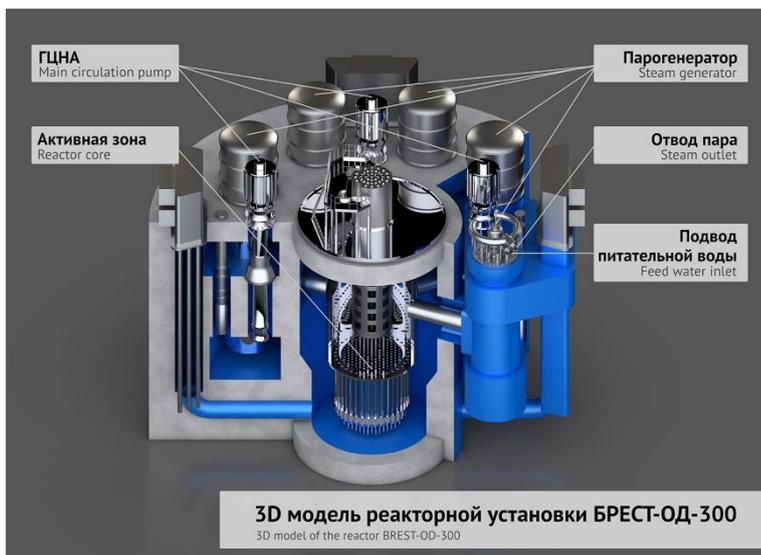
#### **3.1. Развитие технологий реакторов на быстрых нейтронах**

В рамках комплексной программы "Развитие техники, технологий и научных исследований в области использования атомной энергии в Российской Федерации до 2030 года" на Белоярской АЭС планируют ввести в строй более мощный реактор на быстрых нейтронах в настоящее время продолжают научно-исследовательские и опытно- конструкторские работы над проектом реактора большой мощности на быстрых нейтронах - БН-1200. На данном типе реактора планируется испытать и исследовать новое СНУП-топливо, которое в дальнейшем планируется применять в реакторах на быстрых нейтронах.

#### **3.2. Проект «Прорыв»**

Еще одним важным событием российской ядерной энергетики является запуск проекта «Прорыв», реализуемый Госкорпорацией «Росатом». Проект нацелен на достижение нового качества ядерной энергетики, разработку, создание и промышленную реализацию замкнутого ядерного топливного цикла на базе реакторов на быстрых нейтронах, развивающих крупномасштабную ядерную энергетику.

Новейшей разработкой является реактор на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем БРЕСТ-ОД-300 – Быстрый Реактор Естественной безопасности со Свинцовым Теплоносителем Опытный Демонстрационный



мощностью 300 МВт. Проект разрабатывался с 1999 года на основе концепции ядерной энергетики естественной безопасности, работы над которой велись с конца 1980-х годов в рамках специального конкурса, объявленного ГКНТ СССР. Расшифровка в полном

объеме раскрывает все особенности данного типа реактора. Это реактор на быстрых нейтронах, отличительной особенностью которого является концепция «Естественной безопасности» — термина, введённого в широкий обиход в научно-технических кругах В. В. Орловым и Е. О. Адамовым, разработчиками и популяризаторами проекта БРЕСТ. Под этим понятием подразумевается ядерная и радиационная безопасность за счёт последовательного отказа от любых технических решений, потенциально опасных проектными и запроектными авариями, и организации безопасности за счёт использования природных законов и свойств используемых материалов, что позволит достичь убедительно прогнозируемой безопасности. Опытно-демонстрационный комплекс, снабженный таким реактором, начал строиться 8 июня 2021 года в городе Северск Томской области, его строительство должно быть завершено в 2026 году. Пуск реактора для разогрева и расплавления теплоносителя и предварительных испытаний намечен на 2029 год. Также Вместо МОКС-топлива в проекте "Прорыв" используют смесь нитридов урана и плутония. Такое топливо более плотное, оно надежнее оксидного, легче переносит механические дефекты и температурные режимы, что гораздо безопаснее и выгоднее. В качестве теплоносителя вместо натрия, который горит при контакте с водой, — свинец. Использование в БРЕСТ-ОД-300 высококипящего (~2000 К), радиационно стойкого, слабо активируемого свинцового теплоносителя, инертного при контакте с водой и воздухом, не

требует высокого давления в контуре и исключает аварии с пожарами и взрывами. Сочетание свойств тяжелого свинцового теплоносителя и плотного теплопроводного нитридного топлива создает условия для достижения полного воспроизводства делящихся нуклидов в активной зоне и стабилизации размножающих свойств реактора, что позволяет работать при малом и стабильном запасе реактивности, исключить аварии с неконтролируемым ростом мощности, разрушением топлива и выбросом радиоактивности.

Задача проекта "Прорыв" — показать, что реакторы на быстрых нейтронах экономически могут конкурировать с тепловыми, а по безопасности даже превосходить их. Если эта "проба пера" пройдет успешно, за опытным реактором БРЕСТ-ОД-300 последует уже промышленный БР-1200, а затем, возможно, проекты такого типа появятся и в других странах.

### **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Сегодня все мировое сообщество обеспокоено проблемами экологии и нехватки природных ресурсов. В приоритет ставят экологически чистые источники энергии: ветер, вода, солнце, атом. Замыкание ядерного топливного цикла – процесс небывший и далеко не простой. Переход на безотходную ядерную энергетику будет постепенно осуществляться на протяжении десятков лет. Приведенные факты подтверждают необходимость замыкания ЯТЦ для создания в стране крупномасштабной ядерной энергетики, причем это замыкание имеет смысл лишь в сочетании с вводом в качестве базы производства электроэнергии самодостаточных по топливу быстрых реакторов. Такая система позволит на основе национальных ресурсов решить задачу топливообеспечения на длительную перспективу. В работе показано, что характеристики быстрых реакторов естественной безопасности с невысоким коэффициентом воспроизводства ( $\sim 1$ ) при использовании в качестве дополнительного топливного ресурса обогащенного урана приемлемы для ускоренного создания самодостаточной системы быстрых реакторов. Это в итоге, даст возможность перевести ядерную энергетику на новый уровень безопасности, снимающий ограничения на масштабы ее развития. Предложенная мною в работе модель

использования двух типов реакторов для замыкания ЯТЦ даст возможность существенно сократить продолжительность ЯТЦ и естественным образом реализовать сжигание долгоживущих актиноидов. Снижение количества последних откроет путь к меньшему захоронению радиоактивных отходов и переходу на возобновляемое ядерное топливо. Полный переход к ЗЯТЦ в России запланирован на начало XXII века. Но уже сегодня ученые трудятся в этом направлении и делают большие успехи в освоении новых, ранее неизученных технологий. И по мере повсеместного введения, замкнутого ядерного топливного цикла АЭС, будут становиться еще менее вредными для окружающей среды. Возможно, живущие в наше время люди застанут переход к практически безотходной энергетике, что в значительной степени повлияет на все человечество.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Абрамов М. А., Авдеев В. И., Адамов Е. О. и др. Под общей редакцией Черкашова Ю. М. Канальный ядерный энергетический реактор РБМК. — М.: ГУП НИКИЭТ, 2006. 632 с.
2. Андрушечко С. А., Афров А. М., Васильев Б. Ю., Генералов В. Н., Косоуров К. Б., Семченков Ю. М., Украинцев В. Ф. [АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта.](#) — М.: Логос, 2010. — 604 с. — 1000
3. Бартоломей Г.Г., Байбаков В.Д., Алхутов М.С., Бать Г.А. Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов. — М.: Энергоатомиздат, 1982. — 512 с
4. Зродников А.В. Перспективы развития реакторов БН / А.В. Зродников, В.М. Поплавский, Б.А. Васильев и др. // Атомная энергетика. Состояние и перспективы. Труды Третьей научной конференции Минатома России. – М., 2002. – С. 65-84.
5. Добыча урана[Электронный ресурс].- URL: <https://www.rosatom.ru/production/mining/> (25.02.2023)
6. Как работает АЭС[Электронный ресурс].- URL: <https://www.rosatom.ru/about-nuclear-industry/powerplant/> (2.03.2023)
7. Левин Н. Е. Ядерная физика и ядерные реакторы. — 4-е изд. — М.: [Атомиздат](#), 1979.
8. Обогащение урана[Электронный ресурс].- URL: [https://ru.wikipedia.org/wiki/Обогащение\\_урана](https://ru.wikipedia.org/wiki/Обогащение_урана) (28.02.2023)
9. Проект «Прорыв»[Электронный ресурс].- URL: <https://proryv2020.ru/> (12.03.2023)
10. Реактор БН-800 переведен на МОХ-топливо[Электронный ресурс].- URL: <https://t.me/rosatomru/852> (9.09.2022)
11. PUREX-процесс[Электронный источник].- URL: [http://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya\\_t63-1\\_1987/go,24](http://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya_t63-1_1987/go,24) (13.03.2023)
12. Ядерный топливный цикл[Электронный ресурс].- URL: <https://studfile.net/preview/4048898/page:26/> (15.02.2023)

