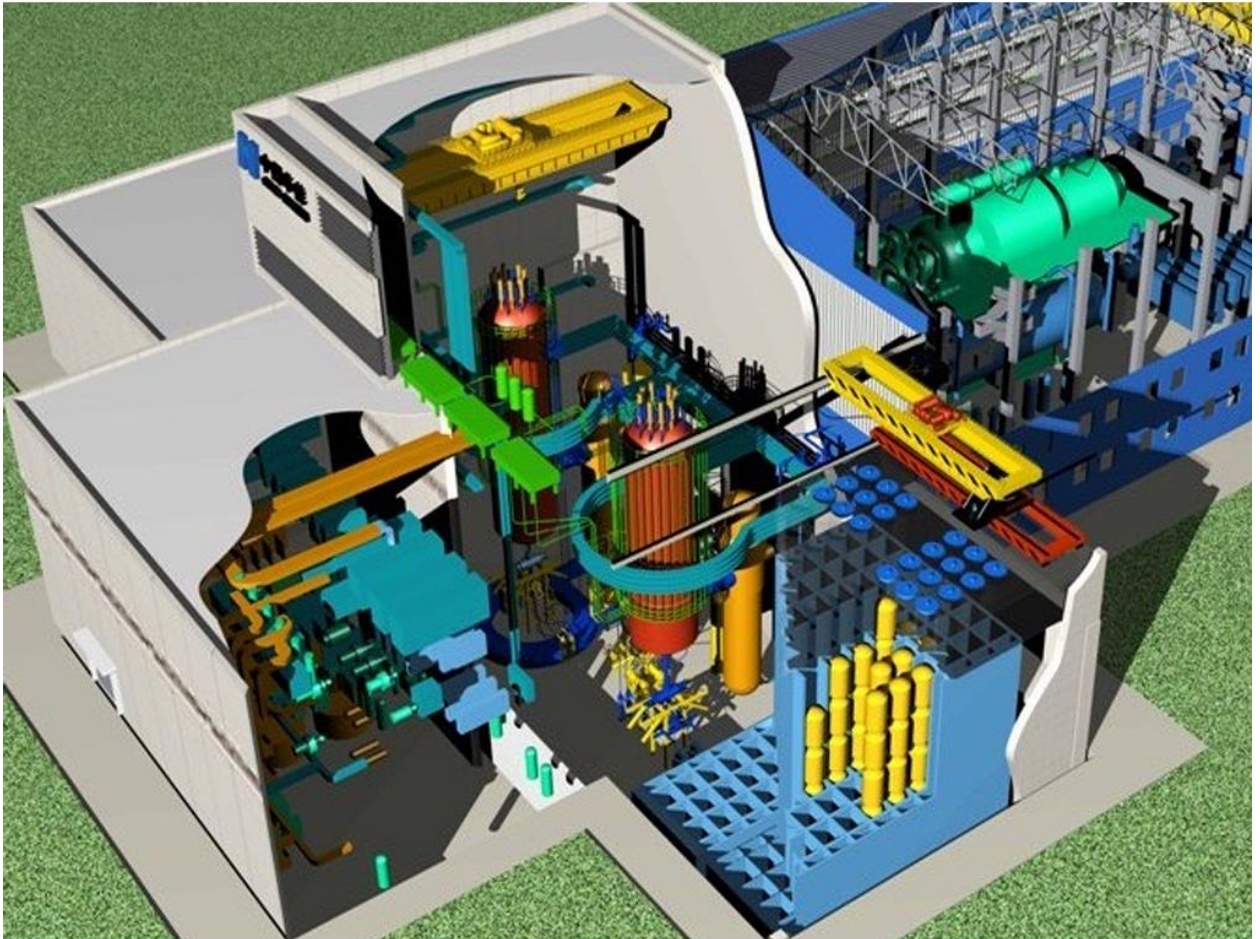


## 1.1 Анализ тенденций в разработке и внедрении высокотемпературных ядерных реакторов



Высокотемпературный газоохлаждаемый реактор (ВТГР) на основе микротоплива является одним из перспективных типов ЯЭУ, входящих в Поколение IV. В настоящее время в мире рядом стран с высоким уровнем развития ядерной энергетики ведутся разработки ВТГР малой и средней мощности модульного типа с двумя различными конструкциями активной зоны: с использованием шаровых топливных элементов и с призматическими ТВС. Реакторы такого типа обладают принципиальными преимуществами по безопасности, связанными с отсутствием плавления активной зоны при авариях с потерей теплоносителя. Кроме того, высокая температура теплоносителя на выходе из активной зоны в реакторах данного типа позволяет достигать высокого значения КПД, что в свою очередь позволяет более эффективно использовать энергоресурсы и снижать тепловое воздействие электроэнергетики на окружающую среду. Помимо высокого значения КПД, высокие температуры теплоносителя в реакторах ВТГР позволяют эффективно использовать тепло, вырабатываемое реакторами, в

технологических процессах, таких как получение водорода, металлургия, нефтепереработка, опреснение морской воды и др., расширяя при этом сферы применения атомной энергетики.

Основными направления работ являются:

- Изучение различных конструкций высокотемпературных реакторов указывает на более широкую тенденцию к инновациям в ядерных технологиях для промышленного применения.
- Интеграция ВТГР с процессами производства водорода, что подчеркивает их потенциальную роль в достижении углеродной нейтральности
- Постоянный анализ и моделирование работы реактора, что подчеркивает приверженность безопасности и эффективности производства ядерной энергии

Высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы (ВТГР) предназначены для подачи тепла при температуре свыше 900°C, что позволяет использовать их в различных тепловых целях, включая производство водорода, при соблюдении высоких стандартов безопасности. Ожидается, что они сыграют важную роль в достижении углеродной нейтральности к 2050 году. Наибольшие затраты энергии приходится на испарение питательной воды. Преимущество новых реакторов в том, что они могут быть специально спроектированы с учетом извлечения тепловой энергии для использования в промышленных процессах, таких как производство водорода на ВТГР.

Более высокотемпературные реакторы откроют новые возможности и методы для производства водорода. В нескольких странах уже ведется работа над этой возможностью. Например, в Соединенных Штатах Министерство энергетики изучало возможность разработки и лицензирования реакторов ВТГР для производства водорода в рамках проекта «Атомная станция следующего поколения».

Процесс требует тепла, которое, как правило, обеспечивается за счет сжигания дополнительного метана. Верхний температурный диапазон нагрева для этого процесса составляет от 800 до 850°C, что может быть достигнуто с помощью разрабатываемых конструкций ВТГР, что позволит сэкономить около 35% подаваемого метана и снизить аналогичный уровень выбросов CO<sub>2</sub> по сравнению с традиционным способом сжигания. Если CO<sub>2</sub>, образующийся в процессе парового риформинга метана, улавливается, это может рассматриваться как низкоуглеродный источник производства ядерного водорода. Япония является одним из государств-членов, изучающих возможность использования

высокотемпературного тепла ядерного реактора для поддержки процесса парового риформинга метана при производстве водорода. При поддержке государственных министерств (Министерства экономики, торговли и промышленности и Министерства образования, культуры, спорта, науки и технологий) Японское агентство по атомной энергии (JAEA) находится на втором году реализации 8-летнего национального проекта (на который выделено 200 млн долларов США) по строительству и подключению парового метанового реформера (с производительностью 800 (нормальных) м<sup>3</sup>/ч водорода) к существующему высокотемпературному испытательному реактору (HTTR) мощностью 30 МВт, который обеспечивает высокотемпературное тепло 750-800°C, необходимое для процесса. Цель состоит в том, чтобы продемонстрировать безопасность конструкции, лицензирования и долгосрочной стабильной работы ядерного производства водорода с помощью ВТГР.

Высокотемпературные реакторы обладают рядом конструктивных особенностей, влияющих на их нейтронно-физические характеристики:

- топливо в виде частиц с многослойным покрытием, размещенных в графитовой матрице твэлов (двойная гетерогенность размещения топлива в активной зоне);
- большое отношение высоты активной зоны к ее диаметру ( $H/D = 1,5 - 3$  м), приводящее к чувствительности высотного энергораспределения к положению регулирующих стержней;
- кольцевая активная зона, характеризующаяся высокой радиальной неравномерностью энергораспределения и др.

Перечисленные особенности определяют требования и специфику инженерных и прецизионных программ нейтронно-физического расчета ВТГР. Поэтому, в соответствии с требованиями национальных надзорных органов безопасности, необходима тщательная верификация нейтронно-физических программ, используемых для расчета перспективных ВТГР, и доказательство применимости данных программ для моделирования реального объекта.

Большая часть описанных на данный момент экспериментов и тестов, используемых для верификации и валидации программ нейтронно-физического расчета ВТГР, это описание критического состояния, которое используется для оценки погрешности расчета коэффициента размножения нейтронов, для анализа неопределенностей входных данных нейтронно-физических расчетов, а также как исходное состояние реактора при сопряженных нейтронно-физических и

теплогидравлических расчетах. Наблюдается существенная нехватка экспериментальной информации по пространственным распределениям скоростей реакций по объему реактора, а также экспериментально полученным характеристикам органов регулирования. Экспериментальная информация о кинетических параметрах реакторов данного типа практически отсутствует или представлена без описания эксперимента.

Поэтому особенного внимания заслуживают три серии экспериментов в обоснование нейтронно-физических характеристик проекта модульного высокотемпературного реактора с кольцевой активной зоной, выполненных на критическом стенде АСТРА, расположенном в НИЦ «Курчатовский институт».

Эти экспериментальные исследования охватывают более широкий круг вопросов, а именно:

- исследование критических параметров различных конфигураций сборки;
- определение эффективности поглощающих стержней и их взаимного влияния;
- измерение калибровочных характеристик одиночных поглощающих стержней;
- измерение пространственного распределения скоростей реакций деления по сборке;
- определение кинетических параметров сборки.

Нейтронно-физический расчет при заданных теплофизических параметрах является первой и определяющей составляющей полного расчета реактора, состоящего из в той или иной степени связанных между собой нейтронно-физического, теплофизического, термомеханического, прочностного, экономического и др. расчетов. Кратко задачи нейтронно-физических расчетов или решаемые при их непосредственном участии задачи можно сформулировать следующим образом:

- формирование и оптимизация топливной загрузки, определение запаса реактивности;
- стационарные расчеты с целью определения эффективного коэффициента размножения, распределения потока нейтронов и энерговыделения в различных состояниях топливной кампании;
- расчет дифференциальных и интегральных характеристик органов регулирования;

- расчет выгорания топлива и изменения нуклидного состава составляющих компонентов активной зоны (выгорание компенсирующих и управляющих стержней, активация конструкционных материалов и т.д.);
- расчет коэффициентов и эффектов реактивности;
- нестационарные расчеты переходных процессов при нормальных условиях эксплуатации, а также при протекании проектных и запроектных аварий;
- расчет переноса излучения в задачах защиты.

Основным уравнением, используемым в задачах реакторной физики, является газокинетическое уравнение Больцмана, которое наиболее точно описывает физические процессы, происходящие в реакторе, однако, ввиду, главным образом, сложной зависимости сечений от энергии численное решение можно получить, только на основе статистических методов. Также широкое применение находят и приближенные формы газокинетического уравнения, такие как многогрупповое диффузионное приближение, транспортное приближение,  $P_n$ ,  $S_n$  приближения и др., основанные на определенной степени дискретизации переменных энергии и угла.

В настоящее время разработано и продолжают разрабатываться и совершенствоваться большое число программ, основанных на различных методах. Как правило, метод, используемый программой, определяется целями и задачами ее использования. Так, для прецизионных расчетов используются программы, реализующие метод Монте-Карло, обеспечивающие высокую точность расчета благодаря возможности детального задания геометрии и использованию непрерывных по энергии нейтронных данных. Такие программы используются для решения практически всех стационарных реакторных задач в полномасштабной трехмерной геометрии, расчета выгорания топлива и изменения изотопного состава элементов реактора, а также широко применяются для задач защиты, моделирования переноса фотонов, электронов и позитронов и верификации программных средств, основанных на детерминистических методах. К известным в широких кругах программам, реализующим метод Монте-Карло, можно отнести MCNP (США), Open MC (США), Serpent (Финляндия), MCU (Россия), TD MCC (Россия), SCALE/KENO (США), GEANT-IV (CERN).

Также большинство из перечисленных программ могут быть использованы для подготовки макроконстант, включая коэффициент диффузии. Это дает возможность рассчитывать макросечения, как в бесконечной решетке и полиячейках, так и в полномасштабном реакторном расчете. При этом сложная геометрия может быть описана

точно. Подготовленные макроконстанты затем используются в реакторном расчете по диффузионной программе, результаты которого можно сравнить с результатами эталонного расчета. Сравнение результатов расчетов по диффузионной программе с результатами расчета методом Монте-Карло позволяет оценить и уменьшить погрешности таких приближений диффузионной программы, как учет окружения ячейки, учет утечки при подготовке констант, групповое разбиение, метод определения коэффициента диффузии, и др. без дополнительных погрешностей ячеечной программы.

Некоторые из программ позволяют проводить расчет переходных процессов, например, Serpent, TD MCC, TRIPOLI (Франция).

Программные средства, основанные на приближенных формах уравнения переноса, позволяют получить решение значительно быстрее, вплоть до возможности расчета изменения состояния реактора в реальном времени. Высокая скорость расчета позволяет оперативно рассчитывать большое число различных состояний активной зоны и, таким образом, оптимизировать топливные загрузки активных зон и формировать топливные циклы. Также данные программы применяются для расчётов переходных процессов. Как правило, расчет такого рода сводится к двум основным операциям:

- предварительное разбиение модели реактора на конечное число близких по форме и материальному составу областей – ячеек, например, ТВС, и подготовка макроскопических сечений для каждой такой области реактора;
- определение эффективного коэффициента размножения реактора и пространственного распределения плотности потока нейтронов, а затем и функционалов, являющихся функциями распределений нейтронов.

Расчет реакторной ячейки проводится в основном с использованием так называемых ячеечных программ, в которых реализованы методы, использующие либо предварительно подготовленные микросечения с использованием относительно большого числа энергетических групп, либо использующие микросечения из оцененных ядерных данных. По результатам ячеечного расчета получают малогрупповые константы, которые затем используются для расчета полномасштабной модели реактора в диффузионном приближении с реализацией метода конечных разностей, нодального метода или метода конечных элементов.

Примером реализации данной схемы применительно к российским реакторам можно привести двухгрупповую диффузионную программу VIPR, использующуюся для трехмерных расчетов реакторов ВВЭР, константы для которой готовятся с помощью

программы ТВС-М, использующую комбинацию диффузионных методов и метода вероятностей первых столкновений (ВПС) в двумерной геометрии. Обе программы входят в программный комплекс КАСКАД, разрабатываемый в НИЦ КИ. Другим расчетным средством, применяемым для нейтронно-физического расчета реакторов ВВЭР является программа SVC, основанная на методе поверхностных гармоник, которая вместе с спектральной программой SVL входит в комплекс SVS. Для расчетов быстрых реакторов используются диффузионные трехмерные программы JAR-FR (НИЦ КИ), TRIGEX (ФЭИ) и ГЕФЕСТ (ИБРАЭ), выполняющие расчет в 26 групповом приближении с использованием системы подготовки констант CONSYST с библиотеками БНАБ. Двухгрупповые диффузионные программы STEPAN (НИЦ КИ), POLARIS (ВНИИАЭС), ТРОУКА (ВНИИАЭС), SADCO (НИКИЭТ) используются для расчетов РБМК. Константы для данных программ могут готовиться с помощью различных ячеечных программ, например, GETERA, основанной на методе ВПС или WIMS, в которой могут быть реализованы различные методы расчета: ВПС,  $S_n$ , метод характеристик и метод Монте-Карло.

Для расчетов реакторов за рубежом используется аналогичная схема расчета. Так в США для расчета легководных реакторов используются двухгрупповые диффузионные программы DIF-3D, PARCS, TORT, NESTL, константы для которых готовят CASMO, PHOENIX-P, TGBLA, WIMS, DRAGON, в которых применяются различные методы, но в основном  $S_n$  и ВПС. Во Франции используются программы CRONOS, SAPHYR, SCIENCE, CASSIOPEE с константами, подготовленными с помощью программы APOLLO, в которой могут быть реализованы метод ВПС, метод характеристик,  $S_n$  и  $P_n$  методы. В Японии для расчета BWR и PWR используются SIMULATE, ANC, SHARP, TGBLA, константы для которых готовят CASMO, LOGOS, NULIF, PHOENIX.

Также существует множество отечественных и зарубежных программ, основанных на тех же методах, которые находят применение в научных задачах. Одной из таких программ является интеллектуальная программная система SHIPR. SHIPR – интегрированная среда разработки прикладных программ на языке Фортран с автоматической генерацией головных программ на основе цепочки вычислительных модулей, реализующих основные этапы нейтронно-физического расчёта реакторов. Достоинством данной системы является открытость кодов, соответственно, удобство в модернизации нейтронно-физического расчета под конкретные задачи. В системе SHIPR есть набор модулей, обеспечивающих решение трехмерных стационарных и нестационарных задач в многогрупповом диффузионном приближении. Данная

программа показала хорошие результаты при расчете как тестовых задач, так и расчетного анализа экспериментов на действующих реакторах, поэтому она является подходящим выбором для моделирования перспективных систем ВТГР, используя многогрупповое диффузионное приближение. Среди программ, реализующих метод Монте Карло для прецизионных расчетов были выбраны программа MCU и Serpent. С помощью данных программ созданы расчетные модели критического стенда АСТРА и проведена валидация данных моделей на экспериментах, выполненных на данном стенде в обоснование нейтронно-физических характеристик перспективного ВТГР с кольцевой активной зоной, с использованием современных средств и методов с сопутствующей разработкой необходимых методик, учитывающих особенности данных реакторов и повышающих точность их нейтронно-физических расчетов.

В ряде опубликованных в открытых источниках результатах расчетов как стационарных, так и нестационарных экспериментов критического стенда АСТРА с использованием многогрупповых диффузионных программ наблюдается заметное расхождение с экспериментом, при этом в расчетах тех же экспериментов с помощью программы расчета методом Монте-Карло MCU-HTR, погрешность расчета практически во всех случаях меньше. Учитывая этот факт, а также то, что точность нейтронно-физического расчета с помощью многогруппового диффузионного приближения во многом определяется используемыми групповыми макроконстантами, была поставлена задача разработать методику подготовки констант с помощью программ расчета методом Монте-Карло для повышения точности диффузионных расчетов.

Помимо программы MCU-HTR, результаты которой показывают хорошее согласие с экспериментом, для данной задачи была выбрана программа расчета методом Монте-Карло Serpent, которая изначально разрабатывалась как программа для подготовки макроконстант. В данных программах реализованы различные способы учета особенностей реакторов типа ВТГР, поэтому для выявления вклада отдельных приближений в расхождение между ними необходима кросс-верификация данных программ применительно к расчетам систем ВТГР.

Для большинства типов реакторов при расчете с использованием прецизионных программ принято считать, что погрешность определяется в основном погрешностью ядерных данных, однако в случае систем типа ВТГР это не совсем так, потому что используются различные способы моделирования как шаровых топливных элементов, так и учета топливных микрочастиц. Кроме того, уточнение микроскопических сечений и законов рассеяния в более современных библиотеках с целью повышения точности



нейтронно-физических расчетов ставит задачу исследования зависимости результатов расчетов от используемых библиотек ядерных данных. Задача исследования влияния различных способов генерации активной зоны из шаровых топливных элементов на примере различных систем подробно рассмотрена в. В настоящей работе поставлены следующие задачи кросс-верификации, определяемые физическими особенностями ВТГР:

- сравнение моделей учета топливных частиц;
- сравнение моделей термализации нейтронов;
- сравнение расчетов с разными библиотеками констант.

#### **Использованные источники:**

1. Japan Atomic Energy Agency, Tokai, Ibaraki (Japan) (2024). Technology information on High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR) (JAEA-Technology--2023-019). Japan
2. Sakaba, Nariaki, Sato, Hiroyuki, & Ohashi, Hirofumi (2024). Current status and future plan of HTGR development Development of HTGR for contributing to carbon neutrality. *Nippon Genshiryoku Gakkai-Shi (Atomos)*, 66(7), 342-346.
3. Salyaev, A.V., Usynina, S.G., & Kalinina, V.P. (2024). Assessment of design approximation impact on neutronic characteristics of a high-temperature gas-cooled reactor fuel assembly. *Izvestiya Vysshikh Uchebnykh Zavedenij Yadernaya Energetika*, (1), 159-169.
4. International Atomic Energy Agency, Developing a Roadmap for the Commercial Deployment of Nuclear Hydrogen Production, IAEA Nuclear Energy Series No.NR-G-4.1 [IAEA Preprint] (2024), [https://preprint.iaea.org/search.aspx?orig\\_q=RN:55049169](https://preprint.iaea.org/search.aspx?orig_q=RN:55049169)
5. Aziz, Moustafa. "Analysis of initial core and time dependent fuel burnup for high temperature testing reactors (HTTRs)" *\_Kerntechnik\_*, vol. 89, no. 4, 2024, pp. 411-425. [<https://doi.org/10.1515/kern-2024-0006>](<https://doi.org/10.1515/kern-2024-0006>)
6. Kolali, A., Naghavi Dizaji, D., Ramezani, I., & Vosoughi, N. (2024). Calculations of fuel burn up for HTR-10 graphite-gas reactor with UO<sub>2</sub> fuel and ThO<sub>2</sub>-PuO<sub>2</sub> combined fuel. *Journal of Nuclear Science, Engineering and Technology*, 45(2), 31-37.