

УДК 621.039.5

**АНАЛИЗ ПЕРСПЕКТИВНЫХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ
ANALYSIS OF PROSPECTIVE NUCLEAR REACTORS**

Е. А. Шман, К. В. Атрощенко, С. А. Зинчук

Научный руководитель – Е. П. Корсак, старший преподаватель

Белорусский национальный технический университет,

г. Минск, Республика Беларусь

E. Shman, K. Atroschenko, S. Zinchuk

Supervisor – E. Korsak, Senior Lecturer

Belarusian national technical university, Minsk, Belarus

Аннотация: в работе проведен анализ перспективных направлений развития ядерных реакторов с точки зрения соответствия основным требованиям, сформулированным в уставе международного форума (GIF). Рассмотрены исторические этапы развития, текущее положение, а также оценены перспективы внедрения реакторов поколения IV в мировую энергетику.

Abstract: the paper analyzes promising areas for the development of nuclear reactors in terms of compliance with the basic requirements set out in the charter of the International Forum (GIF). The historical stages of development, the current situation, and the prospects for introducing generation IV reactors into the global energy sector are considered.

Ключевые слова: ядерные реакторы, реакторы поколения IV, Международный форум «Поколение IV», замкнутый топливный цикл, реакторы на быстрых нейтронах, ядерная безопасность.

Kew words: nuclear reactors, generation IV reactors, Generation IV International Forum (GIF), closed fuel cycle, fast neutron reactors, nuclear safety.

Введение

Атомная энергетика играет существенную роль в мировом энергобалансе, обеспечивая около 10 % глобального производства электроэнергии. В условиях энергетического перехода и необходимости сокращения потребления углеродного топлива, ядерная энергетика рассматривается как один из наиболее ключевых элементов будущих низкоуглеродных энергетических систем.

Первые реакторные установки, относящиеся к поколению I (1950–1965 гг.), представляли собой экспериментальные пилотные и лабораторные образцы малой мощности. Их главная задача заключалась в отработке базовых технологий деления и теплоотвода, приобретении персоналом и учеными первого профессионального опыта эксплуатации, а также разработке методик обеспечения безопасности. К типичным представителям этого этапа относятся АЭС «Шиппингпорт» в США (первый промышленный PWR мощностью 60 МВт эл.), опытные установки «Дрезден-1» (BWR, США) и тяжеловодные Magnox в Великобритании [1]. В СССР к этому

классу можно отнести опытно-промышленный реактор Ф-1 под Москвой и маломощные учебные ВВЭР (ВЭС-1, В-2, ВВЭР-3М).

Во втором поколении (1965–1990 гг.) произошел переход к серийному промышленному развертыванию ядерной энергетики: появились энергоблоки мощностью от 300 до 1 000 МВт эл., для которых были разработаны единая стандартизированная конструкция и отлажены массовые технологии производства. Основными достижениями стали повышение экономической эффективности, надежности и долговечности энергоблоков, а также внедрение усовершенствованных систем активной безопасности. Наиболее распространенными типами стали PWR (в СССР – ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 на Балаковской, Кольской и Нововоронежской АЭС), BWR в Японии и США и канадские тяжеловодные CANDU-6.

Третье поколение реакторов (1990–2010 гг.) сосредоточило усилия на дальнейшем повышении уровня безопасности и экономической рентабельности. Были внедрены усиленные пассивные системы охлаждения, способные обеспечивать отвод тепла без внешних источников энергии, увеличен срок службы активной зоны до 60 лет, а также применен модульный подход, позволивший сократить сроки строительства энергоблоков. Среди характерных образцов этого поколения – модернизированная канадская конструкция CANDU 6, американская система System 80+ с пассивными системами аварийного охлаждения и малый реактор AP600 от Westinghouse [1]. В российской практике к решениям третьего поколения можно отнести модернизацию энергоблоков ВВЭР-1000 на Нововоронежской АЭС, опытный энергоблок ВВЭР-1500 и высокоавтоматизированный БН-600 на Белоярской АЭС, где в проект были заложены элементы пассивной безопасности. БН-600, не смотря на дату своего создания, является передовым и сегодня, т. к. это быстрый натриевый реактор, то есть пример той самой технологии, которая может стать основой реакторов поколения IV.

Наконец, поколение III+ (с 2010 г. – н. в.) представляет собой эволюционное продолжение проверенных концепций с еще более развитой пассивной безопасностью, улучшенной противоаварийной защитой и оптимизированной компоновкой оборудования. К числу типовых зарубежных проектов этого этапа относятся усовершенствованные кипящие реакторы ABWR и ESBWR, тяжеловодный ACR-1000, серийные PWR AP1000 и европейский EPR с высоким уровнем защиты от внешних воздействий [1]. В России к этой волне развития относят проект ВВЭР-1200 («АЭС-2006»), вводимый на Нововоронежской-2 и Ленинградской-2 АЭС. Данный реактор и запущенная на нем НВАЭС-2 стали отправной точкой нового поколения – поколения III+. К ним также можно отнести малый модульный реактор, расположенный на атомном ледоколе «Арктика» и «Сибирь» (первый серийный ледокол) с реакторами РИТМ-200, оборудованные расширенным набором пассивных механизмов для аварийного охлаждения. Так же есть план, который постепенно приближается к практической плоскости: построить

ледокол «Лидер», оснащенный реакторами РИТМ-400 и способный обеспечить круглогодичную навигацию на Северном морском пути.

Основная часть

Несмотря на значительные достижения в сфере атомной энергетики, в определенный момент начал наблюдаться некий застой: основой атомной электрогенерации все еще служили реакторы второго и третьего поколений, а разработки, ушедшие далеко вперед, не получали значительной экономической поддержки и массовой производственной употребимости. Сложившаяся обстановка заставила стран-участниц «ядерного энергетического клуба» объединиться и организовать в 2001 году Международный форум «Поколение IV», главной целью которого стало изучение реакторов поколения IV и скорейшее их внедрение в промышленные процессы государств. На сегодняшний день, данный форум, а также другой немаловажный проект – проект по инновационным ядерным реакторам и топливным циклам (ИНПРО) под эгидой МАГАТЭ – относят к IV поколению шесть технологий:

- реакторы на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем (SFR);
- реакторы на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем (LFR);
- высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы (HTGR);
- сверхкритические водоохлаждаемые реакторы (SCWR);
- газоохлаждаемые реакторы на быстрых нейтронах (GFR);
- реакторы на расплавленных солях (MSR).

Остановимся на каждой из этих технологий поподробнее:

Реакторы на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем (SFR)

Системы SFR используют жидкий натрий в качестве теплоносителя и работают в спектре быстрых нейтронов, что обеспечивает высокую плотность мощности при низком объеме хладагента и низком давлении. За более чем 400 реакторо-лет эксплуатации накоплен обширный опыт, повышающий надежность и безопасность этих установок. Для замкнутого топливного цикла предусмотрены как «бассейновые» проекты, так и компактные контурные схемы. Мощность рассматриваемых модульных реакторов варьируется от 50 до 150 МВт эл., а крупных – от 300 до 1500 МВт эл.

Реакторы на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем (LFR)

Системы LFR охлаждаются жидким свинцом или свинцово-висмутовым сплавом и работают в быстром спектре при атмосферном давлении и высоких температурах. Свинец обладает очень высокой точкой кипения (~1743 °C), благоприятными нейтронными и экранирующими свойствами, а также мягким взаимодействием с водой и воздухом, что упрощает требования к противопожарной защите и конструкции систем.

Высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы (VHTR)

VHTR – это эволюция HTGR: графит-замедленный и гелий-охлаждаемый реактор с тепловым спектром нейтронов. Диапазон рабочих выходных температур составляет 700–950 °C, с перспективой превышения до 1000 °C,

что делает возможным производство значительного количества тепла для промышленных нужд и водородной энергетики.

Сверхкритические водоохлаждаемые реакторы (SCWR)

SCWR – это водоохлаждаемые реакторы, работающие при температурах и давлениях выше критической точки воды (374 °C, 22,1 МПа). Они могут иметь тепловой, быстрый или смешанный спектр нейтронов и разрабатываются в двух конфигурациях: корпусного типа (аналогично PWR/BWR) и трубного типа (аналогично CANDU).

Газоохлаждаемые реакторы на быстрых нейтронах (GFR)

GFR – это высокотемпературные реакторы с гелиевым теплоносителем и быстрым нейтронным спектром. Они сочетают преимущества быстрых систем (устойчивое использование урана и минимизация отходов за счет многократной переработки топлива и деления долгоживущих актинидов) и высокотемпературных систем (высокий КПД цикла и применение процессного тепла, например, для производства водорода).

Реакторы на расплавленных солях (MSR)

MSR – класс реакторов, в которых расплавленные соли используются в качестве топлива, теплоносителя и/или замедлителя. Эти установки работают при атмосферном давлении и значительно более высоких температурах по сравнению с традиционными водоохлаждаемыми реакторами.

Важно отметить, что на сегодняшний день физическую модель имеют только пара установок, максимально приближенных к четвертому поколению, но по мнению их же создателей, все еще недостигших этой планки: российские проекты БН-600, БН-800 – реакторы на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем (SFR), а также китайская «Шидаовань» на двух высокотемпературных газоохлаждаемых реакторах (HTGR). В перспективе есть проект, который в соответствии с актуализированной в 2021 году Генеральной схемой размещения объектов электроэнергетики предполагает сооружение энергоблока № 5 с реактором БН-1200М. Его установка предусматривается на Белоярской АЭС с вводом в эксплуатацию в период 2031–2035 гг. Также необходимо сказать, что поколение IV концентрируется не только на проектировании новых реакторов, но и в целом на создании революционных энергетических систем с замкнутым ядерным циклом. На сегодняшний день наиболее перспективным с этой точки зрения (хотя и в целом) является российский проект «Прорыв», результатом которого уже сегодня становится строящийся Опытно-демонстрационный энергокомплекс (ОДЭК) – площадка, где впервые в мире будут построены одновременно АЭС с быстрым реактором и пристанционный замкнутый ядерный топливный цикл (ЗЯТЦ). Туда относятся модуль по производству уран-плутониевого ядерного топлива, энергоблок с инновационным быстрым реактором IV поколения со свинцовым теплоносителем (LFR) БРЕСТ-ОД-300 и модуль по переработке облученного топлива. Облученное топливо после переработки будет направляться на рефабрикацию с многократным рециклом делящихся

материалов. То есть, система со временем станет автономной и независимой от внешних поставок энергоресурсов. Почему же это так важно? Стоит вспомнить, что сегодня реакторы в основе своей работают на реакторном топливе, использующем уран, обогащенный до 5 % по изотопу уран-235, содержание которого в природной руде – около 0,7 %. Реактор БРЕСТ-ОД-300 будет обеспечивать сам себя основным энергетическим компонентом – плутонием-239, воспроизводя его из изотопа урана-238, которого в природной урановой руде содержится более 99 %. А если обратить внимание на то, что доля природного урана в мировых запасах энергетических ресурсов составляет около 86 % (уголь – 8 %, нефть – 3 %, газ – 3 %), то вывод напрашивается сам. В ближайшее время мы сможем решить наиболее значимые проблемы атомной энергетики, которые останавливают ее от массового использования: первая – переработка отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), а вторая – максимально полное использование доступного урана. Решение этих вопросов позволит в будущем максимально приблизиться к достижению целей, поставленных на Международном форуме «Поколение IV»: обеспечение стабильного производства энергии с минимальным количеством отходов; себестоимость производимой энергии должна быть ниже по сравнению с другими видами генерации на всем жизненном цикле; уровень безопасности должен исключать запроектные аварии; гарантировать нераспространение. ЗЯТЦ позволит снизить до минимума производственные отходы, что позитивно скажется на экологии и тогда уже точно можно будет сказать, что атомная энергетика – самая экологичная. В данном контексте обязательно нужно упомянуть и о экономической составляющей этой перспективы: автоматизация цикла сможет минимизировать расходы на транзит ядерного топлива, его утилизацию и хранение; доступ к значительной ресурсной базе снизит издержки производства; использование свинца в качестве основного теплоносителя избавит от проблем, существующих сегодня в реакторах с водяным охлаждением (невысокий КПД; высокое давление в первом контуре, что потенциально опасно; использование теплового спектра нейтронов, то есть лишь небольшой части энергетического потенциала природного урана), а также значительно улучшит показатели безопасности всей системы.

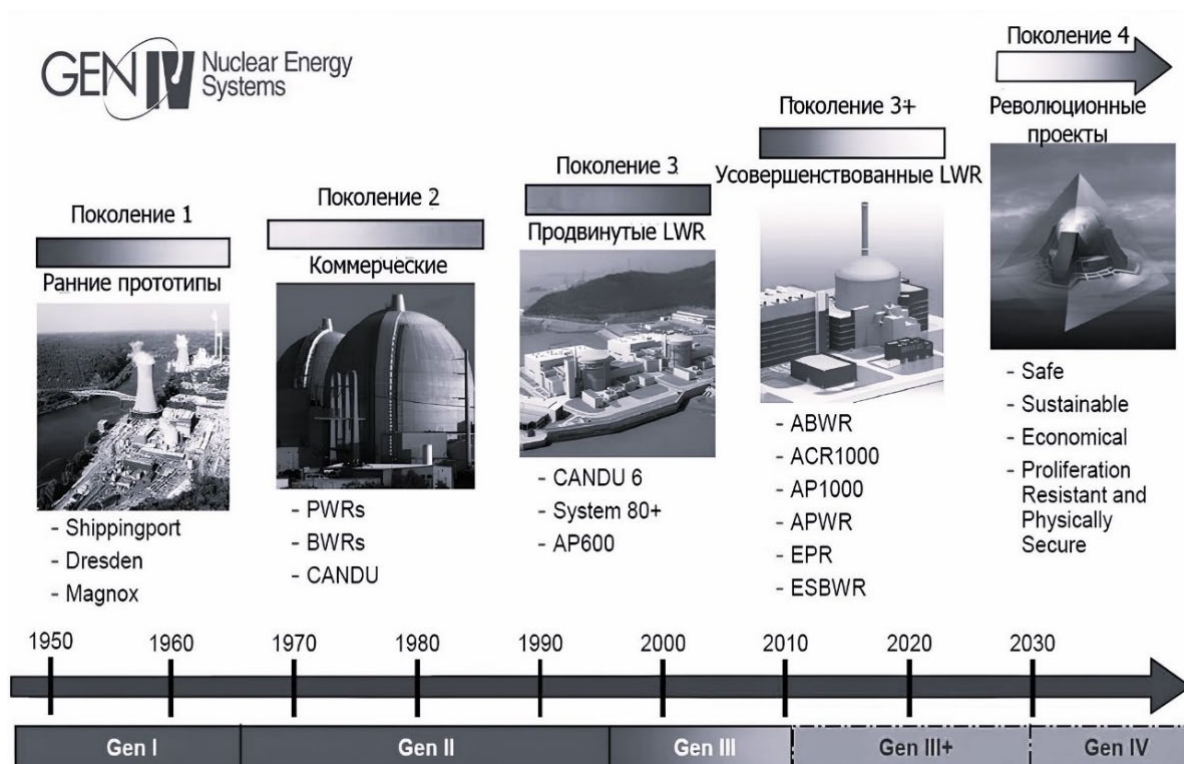


Рисунок 1 – Хронология развития реакторов: поколения I–IV

Таким образом, шесть технологий IV поколения – натриевые и свинцовые быстрые реакторы, высокотемпературные газоохлаждаемые установки, сверхкритические водоохлаждаемые системы, газоохлаждаемые быстрые реакторы и расплав-солевые реакторы – ориентированы на замкнутый ядерный топливный цикл, максимальное извлечение энергии из урана, снижение объемов и токсичности отходов, а также на принцип «исключения аварий» за счет развитых пассивных систем безопасности. Быстрые натриевые и свинцовые реакторы демонстрируют устойчивую работу при высоких температурах и низком давлении, графит-гелиевые установки VHTR открывают доступ к тепловым режимам свыше 900 °C для водородной энергетики и промышленных процессов, а сверхкритические водоохлаждаемые реакторы поднимают эффективность цикла за счет работы выше критической точки воды. Газоохлаждаемые быстрые реакторы сочетают преимущества переработки актинидов с высокотемпературным теплом, а расплав-солевые реакторы, использующие топливо и теплоноситель в одной среде, обещают минимизацию давлений и простоту контура. Несмотря на сходство целей, каждая из этих систем обладает своими техническими особенностями и историей разработок, что делает международное сотрудничество по их доведению до промышленной зрелости особенно важным.

Заключение

Сегодня атомная энергетика активно развивается по всему миру: вводятся новые энергоблоки поколений III и III+ с улучшенной пассивной безопасностью, реализуются демонстрационные проекты технологий IV поколения. В России в опытно-промышленной эксплуатации уже

успешно функционируют быстрые реакторы БН-600 и БН-800, а в Китае запускаются высокотемпературные газоохлаждаемые установки. Реальный пример выхода на стадию строительства занимает площадку проекта «Прорыв» с быстрым реактором БРЕСТ-ОД-300 и замкнутым топливным циклом. Несмотря на всю сложность внедрения сложнейших инноваций – от новых материалов до отработки процедур обращения с топливом и обеспечения высочайшей безопасности – мы уже видим, как отдельные технологии переходят из чертежей и испытательных стендов в стройные ряды мировых АЭС. Это позволяет с оптимизмом смотреть в будущее ядерной энергетики, где IV поколение станет не просто научной мечтой, а надежным фундаментом низкоуглеродного энергоперехода.

Литература

1. International Generation IV Forum: [сайт]. – URL: <https://www.gen4.org/> (дата обращения: 20.04.2025).
2. Атомная техника за рубежом: [сайт]. – URL: https://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-tehnika-za-rubezhom_2013_v5/p21/ (дата обращения: 20.04.2025).
3. Strana Rosatom: [сайт]. – 2024. – URL: <https://strana-rosatom.ru/2024/03/14/chetvertaya-vysota-kak-proishodit-smen/> (дата обращения: 20.04.2025).
4. Rosatom Newsletter: [сайт]. – 2024. – URL: <https://rosatomnewsletter.com/ru/2024/04/25/generation-iv/> (дата обращения: 20.04.2025).
5. BiblioAtom: Core Systems–Nuclear Reactors–RITM-200: [сайт]. – URL: <https://www.biblioatom.ru/core-systems/nuclear-reactors/ritm-200/> (дата обращения: 20.04.2025).
6. Rosatom MediaCenter: [сайт]. – 2019. – URL: <https://rosatommd.ru/mediacenter/publishing/intervyu/intervyu-2019/reaktornaya-ustanovka-dlya-atomoxoda-lider.-kakoj-ona-budet.html> (дата обращения: 20.04.2025).