

# Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики

Обзор докладов VI Международной  
научно-технической конференции

**Андрей КАПЛИЕНКО**

**Борис ГАБАРАЕВ**

**В** середине ноября 2023 г. АО «Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежала» (НИКИЭТ) при поддержке:

- Госкорпорации «Росатом»;
- Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ);
- Российского ядерного общества

провёл в Москве VI Международную научно-техническую конференцию «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики» (МНТК НИКИЭТ-2023).

В работе конференции приняли участие учёные только из четырёх стран (Российской Федерации, Республики Беларусь, Республики Казахстан и Китайской Народной Республики), тогда как раньше на международных научно-технических конференциях, проводимые НИКИЭТ, приезжали представители 10–15 стран.

---

**КАПЛИЕНКО Андрей Владимирович** – доктор технических наук, генеральный директор – генеральный конструктор АО «НИКИЭТ». *E-mail:* avkaplienko@nikiet.ru

**ГАБАРАЕВ Борис Арсентьевич** – доктор технических наук, профессор НИУ МЭИ, Заслуженный энергетик РФ, научный руководитель по научно-технической информации АО «НИКИЭТ». *E-mail:* boris-gabaraev@yandex.ru

**Ключевые слова:** ядерная энергетика, реакторы, жидкометаллический теплоноситель, замкнутый ядерный топливный цикл, атомные станции малой мощности, ядерное топливо, радиоактивные отходы, термоядерные технологии.

В состав Программного комитета МНТК НИКИЭТ-2023 входили учёные не только из упомянутых четырёх государств, но также представители Италии, Канады, Чехии, США и Бразилии.

Таким образом, конференция состоялась именно в статусе Международного форума не только из-за участия учёных Белоруссии, Казахстана и Китая, но и за счёт поддержки МАГАТЭ, представитель которого огласил приветствие от её руководства и прочитал доклад на актуальную тематику атомных станций малой мощности (АСММ).

Очно в работе конференции участвовали более 300 чел., представивших 184 доклада.

Один из китайских учёных сделал доклад по видеоконференционной связи.

Следует отметить, что впервые в практике конференций МНТК НИКИЭТ была организована видеотрансляция по Интернету, к которой подключились более 400 чел., в том числе 42 из США.

## Основные направления и темы докладов

Одним из главных достоинств конференции является традиционно широкий спектр рассматриваемых вопросов.

Работа конференции была организована по следующим секциям:

- инновационные проекты ядерных установок различного назначения (энергетические, исследовательские, жидкосолевые и т. д.);

- ядерное топливо, теплоносители и новые материалы, в том числе применение аддитивных технологий;

- технологии замкнутого топливного цикла, обращение с отходами ядерного топлива (ОЯТ) и радиоактивными отходами (РАО), технологическое решение проблем нераспространения ядерных оружейных материалов;

- малая энергетика (стационарные, транспортабельные, плавучие, транспортные, космические установки);

- новые алгоритмы и программы для обоснования проектов и без-

опасной эксплуатации. Результаты расчётных и экспериментальных обоснований инновационных проектов;

- термоядерная технология (управляемый термоядерный синтез, термоядерный реактор и т. д.).

В последний день конференции состоялся традиционный круглый стол «Развитие мировой ядерной энергетики и вызовы современности», на котором обсуждалась потенциальная роль ядерной энергетики в борьбе с парниковым эффектом выбросов CO<sub>2</sub>, рассматриваемым в качестве основного виновника глобального потепления нижних слоёв земной атмосферы.

Авторы хотели бы обратить внимание читателей журнала на те доклады, которые посвящены более или менее широким вопросам, понимание которых не требует каких-либо узкоспециализированных технических знаний (табл.).

**Приоритетная тематика докладов МНТК НИКИЭТ-2023**

Название доклада	Авторы	Страна
1. Преимущества двухкомпонентной ядерной энергетики по критерию обеспечения радиологической защиты	В.К. Иванов Е.О. Адамов А.В. Лопаткин	Россия (АО «Прорыв»)
2. Перспективы развития технологии ВВЭР* в двухкомпонентной ЯЭС России	В.Г. Асмолов	Россия (ГК «Росатом»)
3. Современное состояние проекта РУ БРЕСТ-ОД-300, преемственность решений для разработки коммерческих РУ со свинцовым теплоносителем	В.А. Лемехов А.В. Моисеев А.А. Бажанов М.К.С аркулов	Россия (АО «НИКИЭТ»)
4. Разработка проекта РУ БН-1200	А.В. Керекеша	Россия (АО «ОКБМ Африкантов»)
5. Состояние проектирования и НИОКР китайских свинцовых реакторов	Ицань У Юньцин Бай	Китай (IANS**)
6. Состояние разработок малых модульных реакторов в МАГАТЭ	В.В. Артисюк	МАГАТЭ
7. Научно-технические аспекты создания инновационной РУ РИТМ-200Р для АСММ	С.А. Фатеев В.В. Петрунин Д.В. Щекин	Россия (АО «ОКБМ Африкантов»)
8. Концептуальная проработка высокотемпературного газоохлаждаемого реактора малой мощности с кольцевой активной зоной из микротвэлов	С.Н. Сикорин С.Г. Мандик А.П. Ахрамович В.П. Колос	Белоруссия (ГНУ «ОИЭЯИ – Сосны»)
9. МБИР – исследовательский реактор для обоснования технических решений инновационных проектов	И.Т. Третьяков Д.А. Клинов	Россия (АО «НИКИЭТ», АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»)
10. Разработка и исследование стабильных высокоинтенсивных источников нейтронов	Шао Лю	Китай (IANS)
11. Инженерно-физический облик реакторной установки с исследовательским жидкосольевым реактором	А.В. Горячих И.В. Зайко Д.С. Клименко И.А. Ларионов	Россия (АО «НИКИЭТ»)
12. О текущем состоянии разработок нового типа безаварийного (толерантного) ядерного топлива	Л.А. Карпюк	Россия (АО «ВНИИНМ»)
13. Смешанное уран-плутониевое топливо для реакторов на быстрых нейтронах	М.В. Скупов	Россия (АО «ВНИИНМ»)
14. О выжигании америция в реакторе типа БН-1200М	А.В. Гулевич О.С. Гурская В.М. Декусар	Россия (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»)
15. Проблемы обращения с радиоактивными отходами в Республике Казахстан. Как повысить общественную приемлемость	И.Л. Тажибаева А.Х. Клепиков О.Г. Романенко А.П. Блынский	Казахстан (НЯЦ РК)
16. ITER и TRT – технологические платформы управляемого термоядерного синтеза	А.В. Красильников	Россия (ЧУ «ИТЭР-Центр»)
17. Исследования в области управляемого термоядерного синтеза в Республике Казахстан	Батырбеков Э.Г Тажибаева И.Л. Бакланов В.В.	Казахстан (НЯЦ РК)

\* ВВЭР – водо-водяной энергетический ядерный реактор.

\*\* IANS – International Academy of Nuclear Science.

**Двухкомпонентная структура ядерной энергетики с замыканием ядерного топливного цикла.**

Первые четыре доклада посвящены перспективам российской ядерной энергетики в XXI в. Ожидается, что в этот период будут в основном реакторы на тепловых и быстрых нейтронах. Синергетический принцип развития двух технологий позволит решить системные проблемы современной ядерной энергетики, а именно:

- сократить накопление отработавшего ядерного топлива и снизить объёмы радиоактивных отходов;
- повысить эффективность использования урана;
- повысить экологические показатели ядерной энергетики и её экономическую конкурентоспособность;
- усилить технологическую поддержку режима нераспространения ядерных материалов.

Реализация принципов естественной безопасности и радиологически эквивалентного (по отношению к природному урановому сырью) окончательного захоронения радиоактивных отходов позволит обеспечить ядерную безопасность и радиологическую защиту современного и будущих поколений людей и окружающей среды.

Подразумевается дальнейшее развитие реакторной технологии ВВЭР, генерирующей существенно больше половины ядерной электроэнергии России.

Например, совершенствуется проект АЭС с реактором ВВЭР-ТОИ, разрабатываются новые проекты ВВЭР-С БМ (большой мощности) и

ВВЭР-с СМ (средней мощности), которые позволяют:

- отказаться от циркониевых сплавов в активной зоне, исключив тем самым возможность тяжёлой аварии с парциальноциркониевой реакцией;
- повысить коэффициент полезного действия и коэффициент воспроизводства ядерного топлива.

Очень важно отметить, что развитие технологии ВВЭР хеджирует возможные отставания темпов или масштаба ввода АЭС с РБН\*.

Несколько стран активно разрабатывают реакторы на быстрых нейтронах, использующие в качестве жидкометаллического теплоносителя натрий или свинец.

В России оба направления развиваются в рамках проектного направления «Прорыв», причём конкуренция между ними отсутствует благодаря оптимальности этапов реализации замыкания ядерного топливного цикла. С натрием можно решить большую часть задач ядерной энергетики будущего, но сохраняются такие его недостатки, как низкая температура кипения и активное взаимодействие с воздухом и водой (пожаро- и взрывобезопасность). Поэтому «Прорыв» направлен на реализацию как значительного накопленного потенциала разработок для быстрых реакторов с натриевым теплоносителем, так и перспектив реакторов со свинцовым теплоносителем. По масштабу и организации «Прорыв» сопоставляют с первым советским атомным проектом по созданию атомного оружия.

Следует отметить, что до недавнего времени Россия была единственной страной с действующими

\* РБН – реакторы на быстрых нейтронах.

быстрыми энергетическими реакторами. В этих реакторах в качестве теплоносителя используется натриевый теплоноситель.

История отечественных быстрых натриевых реакторов начинается с первого в Европе экспериментального проекта БР-5/БР-10 мощностью 5/10 МВт. Были исследовательские и энергетические реакторы БОР-60, БН-350, БН-600 и БН-800, уже строится исследовательский реактор МБИР и на Белоярской АЭС рекомендовано сооружение энергоблока № 5 с реактором БН-1200М мощностью 1200 МВт (эл) с физическим пуском в 2031 г.

В реакторе БН-1200М с повышенным назначенным сроком службы 60 лет предусмотрено интегрирование в бак реактора всего оборудования и систем, содержащих радиоактивный натрий.

Существенно снижена вероятность тяжёлого повреждения активной зоны для внутренних событий при работе на мощности. Детерминистический анализ тяжёлых запроектных аварий с масштабным повреждением активной зоны реактора показал, что даже в случае отказа всех активных и пассивных систем аварийной остановки исключена необходимость эвакуации или отселения населения.

Что касается быстрых реакторов со свинцовым теплоносителем, то первые проработки реакторов этого типа были сделаны ещё в 50-е годы, но их практическая реализация так и не состоялась из-за очень агрессивного воздействия жидкого свинца на сталь. К концепции этих реакторов вернулись в 80-х годах, а реально активная работа началась в 1998–2001 гг. благодаря энергичной

позиции тогдашнего министра атомной энергии России Е.О. Адамова, одного из главных разработчиков концепции реактора БРЕСТ.

В настоящее время опытно-демонстрационный энергоблок БРЕСТ-ОД-300 и коммерческий энергоблок БР-1200 разрабатывают, как отмечено выше, в рамках проектного направления «Прорыв».

На площадке Сибирского химического комбината (г. Северск) полным ходом уже идёт строительство опытно-демонстрационного комплекса (ОДЭК) с реактором БРЕСТ-ОД-300. Его эксплуатацию планируют начать в 2027 г., которая должна подтвердить на практике расчётное обоснование естественной безопасности этой технологии, заключающееся в том, что полностью исключён такой запас реактивности, при котором сохраняется возможность разгона реактора на мгновенных нейтронах (Чернобыльская авария), т. е. при любой аварии исключена необходимость эвакуации или отселения людей.

**Атомные станции малой мощности.** Следующие четыре доклада (5–8-й) посвящены тематике реакторов малой мощности, интерес к которым резко усилился в последнее десятилетие.

Как отмечено в докладе МАГАТЭ, ядерная энергетика будет по-прежнему играть ключевую роль в переходе к «зелёной» экономике за счёт внедрения малых модульных реакторов (ММР) в качестве новой парадигмы в секторе «зелёной» (безуглеродной) энергетики.

В издании МАГАТЭ от 2022 г. представлены технические описания 83 конструкций ММР на различных стадиях разработки.

Китай приступил к разработке быстрых реакторов *CLEAR* с теплоносителем на базе свинца (расплав свинцово-висмутовой эвтектики) в 1986 г.

В докладе представлено несколько концепций: *CLEAR-M*, *CLEAR-400* и *CLEAR-A*.

Первый реактор (*CLEAR-M*) с периодом между перегрузками топлива 10–20 лет имеет электрическую мощность 14 МВт, относится к микрореакторам и предназначен только для обеспечения электроэнергией. Он обладает внутренне присущей безопасностью (естественная циркуляция теплоносителя), прост в транспортировке и монтаже, пригоден для удалённых регионов, морских установок, автономных промышленных парков и т. д.

Второй реактор (*CLEAR-400*) с периодом между перегрузками топлива 5–10 лет имеет электрическую мощность 150 МВт и предназначен для замены устаревающих электростанций на ископаемом топливе, обладает внутренне присущей безопасностью (пассивный отвод остаточного тепловыделения) и высокой конкурентоспособностью (модульная концепция и низкая стоимость строительства).

Третий реактор (*CLEAR-A*) с периодом между перегрузками топлива более 10 лет предназначен для работы в подкритическом режиме при наличии ускорителя в качестве внешнего источника нейтронов и тоже обладает внутренне присущей безопасностью (эксплуатация в подкритическом режиме и свинец в качестве теплоносителя). Такая гибридная система обеспечивает рациональное потребление ресурсов благодаря использованию обеднённого

урана или тория в качестве топлива, уменьшает количество радиоактивных отходов за счёт сжигания долгоживущих трансурановых элементов и удаления из отработавшего топлива только продуктов деления.

Пример Китая впечатляет масштабом государственной поддержки проектов быстрых реакторов с теплоносителем на базе свинца. Создано несколько фундаментальных исследовательских платформ и связанных с ними НИОКР, включая многофункциональную свинцово-висмутовую экспериментальную петлю (*KYLIN-II*) и различные экспериментальные испытания.

Кроме того, в 2017 г. были построены и введены в эксплуатацию три испытательные установки для комплексных испытаний *CLEAR-S*, *CLEAR-0* и *CLEAR-V*. В 2021 г. введена в эксплуатацию интегральная установка бассейнового типа с электрическим нагревом и охлаждением свинцово-висмутовой эвтектикой.

В России разработке атомных станций малой мощности тоже уделяется много внимания. Начиная с 22 мая 2022 г. в порту г. Певек на Чукотке работает первый и пока ещё единственный в мире плавучий энергоблок «Академик Ломоносов» с двумя реакторными установками КЛТ-40С тепловой мощностью по 150 МВт и электрической мощностью по 30 МВт.

Как отмечено в седьмом докладе, на основе опыта создания и совершенствования судовых и корабельных реакторов АО «ОКБМ Африкантов» разработало ряд проектов инновационных реакторных установок для автономных атомных энергоисточников малой мощности в диапазоне от 6 до 55 МВт-эл: АБВ-6Э,

КЛТ-40С, РИТМ-200, РИТМ-200Н, РИТМ-200М, РИТМ-400.

В частности, реакторная установка РИТМ-200Н является модификацией судовой (ледокольной) реакторной установки РИТМ-200 и разрабатывается для применения в составе наземной атомной станции малой мощности, предназначенной для удалённых северных регионов с неразвитой сетевой инфраструктурой и позволяющей обеспечить их энергонезависимость. Увеличен срок службы незаменимого оборудования с 40 до 60 лет, а при аварии с обесточиванием обеспечивается сохранение непрерывной работы установки без необходимости вмешательства персонала станции в течение 72 час.

Восьмой доклад таблицы свидетельствует о том, что атомные станции малой мощности интересуют и Белоруссию, несмотря на успешное строительство атомной станции с реакторами большой мощности.

Ещё в 60-х годах, во времена СССР, в Белоруссии разрабатывали проекты передвижных (транспортибельных) атомных станций малой мощности, в том числе с микрореакторами, использующими в качестве теплоносителя воду или газ. В докладе показано, что реакторы с микротвэлами вполне отвечают современной тенденции развития реакторостроения, а наиболее перспективной конструкцией активной зоны с микротвэлами является кольцевая активная зона с радиальным течением теплоносителя.

**Исследовательские ядерные реакторы (9–11-й доклады).** Это тип

ядерных реакторов, сооружением которых начинают освоение ядерной энергетики практически все страны.

9-й доклад «МБИР – исследовательский реактор для обоснования технических решений инновационных проектов» описывает исследовательский реактор МБИР\* для обоснования инновационных проектов, который сооружают в г. Дмитровграде с планируемым началом опытной эксплуатации в конце 2027 г.

Тепловая мощность МБИР составляет 150 МВт, в качестве теплоносителя используется натрий.

Госкорпорация «Росатом» создаёт консорциум «Международный Центр исследований на базе реактора МБИР».

Основные задачи реактора МБИР:

- изучение перспективных видов ядерного топлива и поглощающих материалов;
- испытание тепловыделяющих элементов и сборок в переходных, циклических и аварийных режимах работы в различных видах теплоносителя;
- реакторные испытания и исследования проблем замкнутого топливного цикла, утилизации актинидов и выжигания долгоживущих продуктов деления;
- радиационные испытания перспективных конструкционных материалов;
- изучение новых и модифицированных жидкометаллических теплоносителей, средств их контроля и управления качеством;
- производство радиоизотопной продукции различного назначения, наработка модифицированных материалов.

\* МБИР – многоцелевой быстрый исследовательский реактор.

По своим потребительским характеристикам МБИР выгодно отличается от исследовательского реактора *VTR*, проектируемого в США, и обеспечит атомную отрасль исследовательской инфраструктурой на ближайшие 50 лет.

В 10-м докладе «Разработка и исследование стабильных высокоинтенсивных источников нейтронов» приведена информация о разработке в Китае высокоинтенсивных постоянных источников нейтронов (*High Intensity Steady Neutron Sources, HINEG*), предназначенных для решения различных задач, в том числе при расчётном обосновании нейтронно-физических характеристик, облучательных испытаниях материалов и элементов оборудования, сжигании ядерных отходов, использовании ядерных технологий и т. д.

Проект *HINEG* осуществляется тремя этапами с созданием следующих источников нейтронов: *HINEG-I*, *HINEG-II* и *HINEG-III*.

С использованием источника нейтронов *HINEG-I*, совмещённого с критическим/подкритическим свинцовым реактором нулевой мощности *CLEAR-0 (Lead-based Zero Power Critical/Subcritical Reactor)*, получены термоядерные нейтроны с максимальным выходом  $6,4 \times 10^{12}$  н/с, а также проведены эксперименты по обоснованию нейтронно-физических характеристик, изучению физических характеристик активной зоны усовершенствованных реакторов, нейтронной радиографии, калибровке детекторов нейтронов, биологическому воздействию нейтронного облучения, радиационному упрочнению при облучении нейтронами и т. д.

Строительство *HINEG-II* близко к завершению, тогда как *HINEG-III* находится на стадии проектирования.

11-й доклад «Инженерно-физический облик реакторной установки с исследовательским жидкосольевым реактором» освещает разработку реакторной установки с исследовательским реактором ИЖСР с циркулирующим топливом на основе расплава фторидов металлов для трансмутации долгоживущих актинидов.

В 2021–2022 гг. в составе эскизного проекта разработаны реактор, контур теплоотвода (в том числе аварийного) и оборудование контуров теплоотвода. Тепловая мощность ИЖСР составит не более 10 МВт, а в качестве топлива выбран тетрафторид из переработанного топлива реакторов ВВЭР, растворённый в смеси фторида и бериллия, в которую также добавляются минорные актиниды для их выжигания.

**Инновационное топливо для ядерных реакторов.** Как известно, выбор топлива существенно влияет на конструкцию и безопасность ядерного реактора.

Этому вопросу посвящены 12-й и 13-й доклады. В докладе «О текущем состоянии разработки нового типа безаварийного (толерантного) ядерного топлива» приведена информация о разработке так называемого толерантного топлива для водоохлаждаемых реакторов типа ВВЭР, для которых одним из наиболее опасных аварийных рисков является парциркониевая реакция (водяной пар + контакт с циркониевой оболочкой твэла + температура примерно выше 900 °С), происходящая с образованием водорода и выделением большого количества тепла.

Для снижения риска возникновения парациркониевой реакции можно применить как физический барьер, так и термодинамический. *Физический барьер* подразумевает исключение контакта воды с цирконием. *Термодинамический барьер* – исключение возможности начала реакции за счёт снижения запасённого тепла внутри топливной таблетки.

Разработчики топлива занялись обоими направлениями, уже провели комплекс дореакторных и реакторных испытаний разработанных материалов.

13-й доклад «Смешанное уран-плутониевое топливо для реакторов на быстрых нейтронах» описывает состояние разработки смешанного уран-плутониевого топлива (СНУП-топливо), предназначенного для инновационных реакторов на быстрых нейтронах с натриевым и свинцовым теплоносителем. Преимущества СНУП-топлива:

- для его производства можно использовать уран-238, которого в природе примерно в 100 раз больше, чем урана-235;

- высокая плотность обеспечивает высокие значения топливоёмкости и коэффициента воспроизводства топлива, благодаря чему реактор можно сделать более компактным;

- высокая теплопроводность позволяет повысить эксплуатационный предел температуры до 700 °С;

- хорошая совместимость с натриевым или свинцовым теплоносителем;

- меньшая коррозия оболочки тепловыделяющего элемента из-за меньшего выхода агрессивных продуктов деления, чем из традиционного оксидного топлива.

Для тепловыделяющего элемента реактора БРЕСТ-ОД-300, которому предстоит первому принимать загрузку СНУП-топливом, уже выпущен технический проект с экспериментальным обоснованием. В проекте предусмотрено введение усовершенствованного жидкометаллического свинцово-натриевого подслоя для снижения механического воздействия топлива на оболочку тепловыделяющего элемента и применение жаропрочных дисперсно-упрочнённых материалов оболочки с целью достижения глубины выгорания 12% тяжёлых атомов.

### **Обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами.**

Этой ключевой проблеме ядерной энергетики посвящены 14-й и 15-й доклады. В 14-м докладе «О выжигании америдия в реакторе типа БН-1200М» представлена информация о проблемах обращения с радиоактивными отходами в Казахстане.

В соответствии с законодательством Казахстана все радиоактивные отходы, образующиеся на территории страны, должны быть захоронены при условии обеспечения радиационной защиты населения и окружающей среды на весь период времени, в течение которого они могут представлять потенциальную опасность.

На территории Казахстана накоплено и продолжает образовываться огромное количество радиоактивных отходов различного происхождения. Необходимо разработать и реализовать долгосрочную стратегию обращения с радиоактивными отходами.

В докладе отмечено, что захоронение радиоактивных отходов более

не является вопросом, касающимся только учёных и технологов, работников атомной отрасли, а требуется их сотрудничество с политиками, контролирующими органами и широкими слоями населения.

Примером такой кооперации может служить единая политика и комплексная программа обращения с РАО в рамках Комиссии АТОМ-СНГ.

15-й доклад «Проблемы обращения с радиоактивными отходами в Республике Казахстан. Как повысить общественную приемлемость» посвящён актуальному вопросу выжигания америция в реакторе типа БН-200М.

Америций относят к наиболее опасным минорным актинидам, он имеет период полураспада 432 года, характеризуется высокой радиоактивностью и заметным тепловыделением. В результате всестороннего анализа сделан вывод, что следует отдать предпочтение комбинированному варианту с «равновесным» выжиганием собственного америция в активной зоне БН-1200М и гетерогенным выжиганием внешнего америция (из отработавшего ядерного топлива реакторов на тепловых нейтронах) в облучательных устройствах с замедлителем, размещаемых в боковом экране реактора.

**Термоядерная технология.** Данной многообещающей энерготехнологии посвящены 16-й и 17-й доклады.

Как отмечено в 16-м докладе «ITER и TRT – технологические платформы управляемого термоядерного синтеза», в рамках Международного проекта ИТЭР на базе достижений развития токамаков, прежде всего в Советском Союзе, а также в США (*TFTR*) и Европейском союзе (*JET*) создаётся

технологическая платформа термоядерного реактора в уже формируемой мировой термоядерной промышленности. Однако в проект ИТЭР включены не все требуемые этому реактору термоядерные технологии. Проектным центром ИТЭР в кооперации с ведущими российскими научными центрами – участниками проекта ИТЭР разрабатывается токамак с реакторными технологиями (*TRT*).

Концептуальный проект *TRT* уже опубликован в специальных номерах журнала «Физика плазмы» в 2021–2022 гг.

*TRT* разрабатывается в качестве как плазменного прототипа чистого термоядерного реактора, так и термоядерного источника нейтронов для гибридного (синтез – деление) реактора.

17-й доклад «Исследования в области управляемого термоядерного синтеза в Республике Казахстан» содержит подобное описание работ, выполненных в Казахстане в области управляемого термоядерного синтеза. Основными направлениями работ в настоящее время являются:

- исследования в области физики плазмы на токамаке КТМ, совершенствование методов диагностики плазмы и системы управления сбором и обработкой экспериментальных данных;

- имитационное исследование взаимодействия плазмы со стенкой с использованием плазменно-пучковой установки (ППУ);

- изучение свойств литийсодержащих материалов для blankets термоядерного реактора и продвижение литиевых технологий для защиты материалов, контактирующих с плазмой;

– исследования в поддержку проекта ИТЭР.

В Казахстане был создан совместно с российскими специалистами экспериментальный комплекс на базе материаловедческого токамака КТМ – специализированного токамака, предназначенного для испытаний и прогнозирования поведения материалов и конструкций будущих реакторов термоядерного синтеза.

В декабре 2019 г. был завершён физический пуск токамака КТМ и состоялся его ввод в эксплу-

тацию, что явилось одним из самых важных событий последних лет для научного термоядерного сообщества СНГ.

Помимо экспериментов на КТМ проведено имитационное исследование взаимодействия плазмы со стенкой с использованием плазменно-пучковой установки (ППУ). В поддержку проекта ИТЭР исследована остаточная активность образцов бетона методом гамма-спектрометрии после нейтронного облучения.

Практически все представленные доклады рассматривают широкий круг вопросов атомной энергетики, в частности:

- двухкомпонентной структуре ядерной энергетики с замыканием ядерного топливного цикла;
- атомным станциям малой мощности;
- исследовательским ядерным реакторам;
- инновационному топливу для ядерных реакторов;
- обращению с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами;
- термоядерной технологии.

Как показала дискуссия на круглом столе «Развитие мировой ядерной энергетики и вызовы современности», для устойчивости безуглеродной электроэнергетической системы необходимо иметь помимо возобновляемых источников энергии (ВИЭ) другой источник электроэнергии, который бы не зависел от событий, вызывающих массовый отказ ВИЭ. Из реально освоенных на сегодня источников электроэнергии на эту роль может претендовать, с учётом требования о безуглеродности, только ядерная энергетика. Таким образом, для ядерной энергетики сохраняется и, возможно, даже расширяется «окно возможностей».

Общий взгляд на представленные в докладах результаты разработок в области быстрых реакторов с жидкотеплоносителем и атомных станций малой мощности свидетельствует о том, что Россия и Китай уверенно лидируют в этих сферах.

Статья поступила в редакцию 11 марта 2024 г.