

АНАЛИТИЧЕСКИЕ ОБЗОРЫ

IV МЕЖДУНАРОДНАЯ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ «ИННОВАЦИОННЫЕ ПРОЕКТЫ И ТЕХНОЛОГИИ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ» (МНТК НИКИЭТ-2016)

27—30 сентября 2016 г. в АО «НИКИЭТ» состоялась IV Международная научно-техническая конференция «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики» (МНТК НИКИЭТ-2016). В ее работе приняли участие более 300 специалистов из России, Германии, Беларуси, Ирана, Италии, Казахстана, Великобритании, Китая, Нидерландов, Словакии, Франции, Республики Корея и Японии, а также международных организаций и проектов — МАГАТЭ, Агентства по атомной энергии при Организации экономического сотрудничества и развития (NEA/OECD) и др. Участники конференции представили более 150 докладов по шести направлениям. Завершил конференцию традиционный «круглый стол» на тему «Развитие мировой ядерной энергетики и вызовы современности».

Труды МНТК НИКИЭТ-2016 в виде электронного издания представлены на web-сайте конференции <http://istc-2016.nikiet.ru> и web-сайте АО «НИКИЭТ» <http://www.nikiet.ru>.

Одновременно с конференцией в АО «НИКИЭТ» 30 сентября 2016 г. состоялась первая в стране рабочая встреча Управляющего комитета Международного проекта Поколение IV по системе «Быстрый реактор со свинцовым теплоносителем», 3—4 октября прошел семинар «Разработка быстрого реактора со свинцовым охлаждением», материалы которых также вошли в предлагаемый обзор.

ИННОВАЦИОННЫЕ ПРОЕКТЫ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК

Российская Федерация. Накопленный опыт обеспечивает лидирующие позиции нашей страны в области быстрых реакторов. В рамках проектного направления «Прорыв» разрабатываются энергоблоки с быстрыми реакторами

БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200. Одной из задач создания БРЕСТ-ОД-300 является подтверждение основных технических решений реакторной установки со свинцовым теплоносителем, работающей в замкнутом ядерном топливном цикле (ЗЯТЦ). Воспроизводство топлива в активной зоне, а также постоянный малый запас реактивности, не допускающий разгона на мгновенных нейтронах при работе реактора, обеспечены применением плотного смешанного уран-плутониевого нитридного топлива. В качестве оболочек твэлов применена малораспухающая ферритно-мартенситная сталь. Для подтверждения работоспособности топлива проводятся радиационные испытания твэлов в БН-600 и БОР-60. Работоспособность конструкции ТВС проверена на полномасштабных макетах. Расчеты показали, что вероятность повреждения активной зоны (без плавления топлива) не превышает $8,65 \cdot 10^{-9}$ 1/год, что позволяет обеспечить приемлемый уровень безопасности при развитии широкомасштабной энергетики на реакторных установках подобного типа. Разработанный технический проект БРЕСТ-ОД-300 соответствует основным параметрам, указанным в техническом задании, и уже может проходить в составе проекта энергоблока процедуру лицензирования.

Экспертиза проекта БН-1200 подтвердила выводы о его соответствии требованиям технических заданий, технико-экономические характеристики сопоставимы с ВВЭР. Для принятия решения о сооружении энергоблока с БН-1200 необходима комплексная системная оценка его функционирования в двухкомпонентной системе ядерной энергетики (ВВЭР—БН), включая оценки капитальных затрат на объекты ЯТЦ и топливную составляющую эксплуатационных затрат.

Внутренне заложенные возможности быстрых реакторов по воспроизводству топлива и утилизации регенерированных плутония и урана, а также экономические показатели энергоблока с БН-1200 позволяют реализовать сбалансированную и экономически привлекательную ядерную энергетическую систему АЭС с замыканием ЯТЦ.

Европейский Союз (Евратом). В Европе текущие разработки охлаждаемых свинцом реакторов LFR сконцентрированы на проектах ALFRED и MYRRHA.

ALFRED — демонстрационный быстрый реактор имеет следующие характеристики:

Мощность, МВт:	
электрическая . . .	125
тепловая . . .	300
Топливо . . .	Смешанное уран-плутониевое
Обогащение Pu, %:	
в центральной части активной зоны . . .	21,7
периферийной . . .	27,8
Число шестигранных ТВС:	
в центральной части активной зоны . . .	57
периферийной . . .	114
Корпус реактора:	
высота, м . . .	10,13
внутренний диаметр, м . . .	8
толщина стенок, мм . . .	50
материал . . .	Сталь 316L
температура, °С . . .	400

Для расхолаживания реактора предназначена активная система в составе второго контура, при ее отказе включается пассивная система DHR1, в случае крайне маловероятного отказа и этой системы — DHR2.

Основная деятельность бельгийского ядерного центра SCK направлена на разработку проекта MYRRH, который представляет собой управляемую ускорителем ADS-систему, и является экспериментальной установкой. В проекте предусмотрено использование смешанного уран-плутониевого топлива. Температура теплоносителя на входе в активную зону составляет 270 °С, скорость теплоносителя в активной зоне 2 м/с, максимальная тепловая мощность — 100 МВт.

Для Евратома проект MYRRHA имеет высокий приоритет. В последнее время для него в качестве основной задачи определено создание ускорителя (начало работы 2024 г.).

Республика Корея. В настоящее время разработкой технологий LFR в Южной Корее занимаются восемь университетов. В университетах запрещено создавать экспериментальные установки с натрием из-за возможности возгорания, пожаров и проблем безопасного обращения с натрием. В то же время на создание свинцовых, свинцово-висмутовых стенов и установок нет подобных ограничений.

В качестве теплоносителя для LFR — проект URANUS рассматривается свинцово-висмутовая эвтектика. Разработчики осознают ограничения теплоносителя (полониевая активность, дороговизна висмута) и считают, что свинец—висмут — решение временное, конечная цель — свинцовый теплоноситель. Но для этого нужно освоить новые конструкционные материалы и более высокую температуру.

Основные цели программы разработки LFR в Южной Корее — трансмутация долгоживущих актиноидов и создание «реакторов-батареек» с длительным сроком эксплуатации без перегрузки топлива.

Одна из основных разработок в Южной Корее — быстрый реактор PEACER-550 тепловой мощностью 1560 и PEACER-300 тепловой мощностью 850 МВт со свинцово-висмутовым теплоносителем. Реактор предназначен для производства энергии и трансмутации, в нем предполагается использование металлического уран-плутоний-циркониевого топлива. Рабочая температура свинцово-висмутового теплоносителя низкая ~300—400 °С для обеспечения коррозионной защиты и длительного срока эксплуатации.

Проект PASCAR основан на технологии PEACER и представляет собой реактор тепловой мощностью 100 МВт, к.п.д. 35%, обеспечивающий нераспространение ядерных материалов. Теплоноситель — свинец—висмут с естественной циркуляцией. Топливо — U—TRU—Zr, на начальном этапе может рассматриваться обогащенный диоксид урана. По проекту предполагается 20-летняя работа без перегрузки топлива на площадке размещения. Предполагается замена отработавшей активной зоны в специализированных международных центрах.

В конструкции PASCAR применяется активная зона с твэлами из сплава U—TRU—Zr в открытой квадратной решетке, а также встроенные парогенераторы без применения насосов.

Позднее конструкция активной зоны была изменена для использования твэлов из обогащенного диоксида урана в шестигранной конфигурации.

Южная Корея ускоряет исследования за счет активизации международного сотрудничества.

Китай. В докладах представлена разработка системы экспериментально-демонстрационных установок типа ADS (ускоритель—мишень—бланкет). Свинец и свинцовые сплавы будут использованы как материалы мишени, размножитель нейтронов, теплоноситель, а также, возможно, и как размножающий материал в бланкете термоядерного реактора.

Начиная с 2009 г. ведется разработка ADS-системы, включающей ускоритель и реактор со свинцово-висмутовым теплоносителем. Завершен концептуальный проект ADS-системы для сжигания трансурановых актиноидов, в поддержку проекта была запущена первая свинцово-висмутовая петля.

В 2011 г. Китайская академия наук запустила приоритетную стратегическую исследовательскую программу, направленную на строительство ADS-системы, включая разработку реакторов CLEAR с теплоносителем из свинцового сплава. В проекте CLEAR-I тепловой мощностью 10 МВт принята бассейновая компоновка, не предусмотрено производство электроэнергии. Топливом является диоксид урана обогащением ~20% по ^{235}U , низконапряженная активная зона, теплоноситель — свинец—висмут с естественной циркуляцией, второй контур — вода.

Изготовлено и проходит испытания основное полномасштабное прототипное оборудование реактора (корпус, система перегрузки топлива, макет ТВС, СУЗ, теплообменники, циркуляционный насос для тяжелого жидкометаллического теплоносителя). В промышленном масштабе реализовано производство малоактивируемой мартенситной стали.

США. Приоритетной в США является разработка модульного реактора малой мощности, деятельность по охлаждаемым свинцом реакторам является ее малой частью и ограничена поддержкой материаловедческих исследований в национальных лабораториях и университетах.

SSTAR — малый транспортабельный автономный быстрый реактор электрической мощностью 20, тепловой 45 МВт, который может

быть масштабирован до мощности 180 МВт и 400 МВт соответственно. Теплоноситель — свинец с естественной циркуляцией, температура на входе в активную зону 420, на выходе 567 °С, максимальная температура оболочек твэлов 650 °С (уровень температуры близок к принятым в проекте БРЕСТ). Преобразование энергии — S—CO₂, цикл Брайтона. Активная зона надежно изолирована в корпусе от доступа извне, рассчитана на длительную кампанию 30 лет. Топливо — трансурановое нитридное с обогащением ^{15}N . Длительный срок службы активной зоны без перегрузки топлива (~30 лет), по-видимому, должен обеспечиваться коррозионно-стойкими конструкционными материалами. Получены расчетно-экспериментальные, по-видимому, экстраполированные результаты, позволяющие рассчитывать на применение материалов в следующих условиях: максимальная температура 700 °С, максимальная скорость теплоносителя 6 м/с.

Компания Gen4 Energy завершила концептуальный проект модульного реактора Gen4 Module электрической мощностью 25 МВт, 10-летней кампанией без перегрузки, урановым нитридным топливом обогащением 19,75%, теплоносителем на основе свинцово-висмутовой эвтектики, конструкционными материалами на основе коррозионно-стойкой стали HT-9 и T-91.

Компания «Вестингауз электрик» отмечает, что 40-летние усилия по разработке быстрых реакторов с натриевым теплоносителем и высокотемпературных газоохлаждаемых пока не привели к коммерциализации этих технологий.

Таким образом, зарубежные разработчики инновационных реакторных технологий на быстрых нейтронах проявляют повышенный интерес к применению свинцового теплоносителя, но в качестве временного решения нередко пока используют свинец—висмут. Для перехода к свинцовому теплоносителю нужно освоить новые конструкционные материалы и более высокую температуру.

ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО И НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ

По практической проработанности представленных результатов выделяются доклады от проектного направления «Прорыв»: разработка коррозионно-стойкой стали для ядерной установки со свинцовым теплоносителем, модели

коррозионного поведения стали в свинцовом теплоносителе, испытания нитридного топлива в составе экспериментальной ТВС БН-600.

Рассмотрены материалы и способы регулирования нейтронного потока в быстрых реакторах, в которых из-за невысокого сечения поглощения в быстром спектре нейтронов обычные поглотители на основе ^{10}B не являются эффективными. В рамках проекта Поколение IV по обоснованию конструкций поглощающих элементов разрабатываются подходы, которые смягчают исходный нейтронный спектр и тем самым повышают эффективность борного поглотителя. В отечественных разработках предложено для повышения эффективности использования нейтронов применять тяжелые замедлители нейтронов, обладающие малым замедлением и тем самым позволяющие повысить вероятность резонансного поглощения нейтронов, например, сырьевыми материалами.

Представлена информация о поисковых работах применительно к инновационной платформе микросферического топлива, материалам для трансмутации америция и нанотехнологии изготовления металлокерамического топлива. Подтверждена безопасность транспортировки топлива при возникновении всех регламентированных нормами аварийных ситуациях.

ТЕХНОЛОГИИ ЗАМКНУТОГО ЯТЦ, ОБРАЩЕНИЕ С ОТРАБОТАВШИМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ И РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ, НЕРАСПРОСТРАНЕНИЕ

Рассмотрено замыкание топливного цикла в рамках двухкомпонентной ядерной энергетики (сосуществование тепловых и быстрых реакторов). По результатам сопоставления открытого и замкнутого ядерных топливных циклов делается вывод: преимущества открытого ЯТЦ носят краткосрочный характер, недостатки замкнутого ЯТЦ — устранимы. Успехи нашей страны в развитии технологий, строительства и эксплуатации быстрых реакторов создали реальную основу для замыкания ЯТЦ, в других странах есть готовность обсуждать варианты международного сотрудничества.

Показана необходимость выполнения разработчиком ядерных энергетических систем оценок объектов использования атомной энергии и процессов на соответствие основным тре-

бованиям безопасности, экономики, радиоактивных отходов, экологии и нераспространения ядерных материалов с использованием методологии ИНПРО. Предложена технология поддержания чистоты натриевого теплоносителя при эксплуатации перспективных АЭС вакуумированием водорода через специальные мембраны или использованием малогабаритных холодных ловушек, предназначенных для удаления водорода в стояночных режимах. Приведена информация о разработке, изготовлении и подтверждении эффективности технологии установок для ультразвуковой дезактивации с возможностью создания универсального промышленного комплекса для дезактивации металлических радиоактивных отходов с использованием ультразвука и электрохимии. Показано, что термический отжиг отработавших ТВС перед загрузкой в чехол при 700—750 °С в течение 1—10 ч при давлении среды, равном давлению внутритвэльной атмосферы при температуре отжига, снижает скорость коррозии ферритно-мартенситной 12%-ной хромистой стали в 4—5 раз.

Представлен проект многофункциональной установки извлечения трития из тяжелой воды исследовательского реактора ПИК (Гатчина). Предложены имитационные динамические модели проектного анализа замкнутого ядерного топливного цикла ядерной энергетики, направленные на обеспечение устойчивого развития и управления инновационными проектами. Рассмотрены проблемы, связанные с хранением, переработкой и транспортировкой радиоактивных отходов и отработавшего топлива. Этим проблемам посвящены сообщения Агентства NEA/OECD и специалистов нашей страны.

МАЛАЯ ЭНЕРГЕТИКА

Свидетельством ее востребованности является повышенный интерес к атомным станциям малой мощности в зарубежных странах: CAREM-25 в Аргентине, mPower, NuScale в США, SMART в Южной Корее и CLEAR в Китае.

В нашей стране разработана реакторная установка повышенной мощности РИТМ-400 для атомного ледокола «Лидер». В докладе изложены подходы к нормативному и правовому обеспечению строящейся плавучей АТЭС «Ака-

демик Ломоносов». Рассмотрены проблемы расширения создаваемой нормативной базы на наземное и подводное исполнение ядерных энергетических источников.

Особенностью унифицированной установки «Шельф» разработки АО «НИКИЭТ» является возможность ее применения в качестве паропроизводящей установки в составе широкого диапазона энергетических комплексов подводного и наземного исполнения. Водоохлаждаемая интегральная реакторная установка «УниTERM» в составе атомной станции малой мощности обеспечивает повышенный уровень безопасности и рассчитана на штатную эксплуатацию без обслуживающего персонала.

Институт атомной энергии Республики Казахстан представил концепцию теплового энергетического реактора малой мощности с высоким воспроизводством.

Технико-экономические оценки по АТЭЦ «КАРАТ» разработки АО «НИКИЭТ» свидетельствуют, что экономические показатели двухблочной атомной станции малой мощности конкурентоспособны с мощными водо-водяными энергетическими реакторами при условии расположения в непосредственной близости от потребителей и использовании когенерационной схемы производства электроэнергии и тепла. Показано, что в некоторых регионах арктической зоны себестоимость электроэнергии атомной теплоэлектростанции на базе реакторной установки АБВ-6Э разработки АО «ОКБМ Африкантов» как минимум на 15% ниже себестоимости энергии, производимой дизельными электростанциями аналогичной мощности. Другие их преимущества — меньшее воздействие на окружающую среду и длительная эксплуатация в автономном режиме.

Можно отметить высокий уровень готовности отечественных предприятий-разработчиков к реализации проектов реакторных установок для энергетических источников малой мощности различного назначения. Приведены результаты экспериментально-испытательных работ по агрегатам, сборкам и модулю космической термоэмиссионной ЯЭУ по литий-ниобиевой технологии. Проанализированы параметры газоохлаждаемых реакторов космического назначения с разной компоновкой активной зоны и системами компенсации водородного эффекта

реактивности. Приведена информация о состоянии разработок малых ядерных установок с прямым преобразованием энергии, включая создание, опытную отработку и серийный выпуск термоэлектрических генераторных модулей.

ИНТЕГРАЛЬНЫЕ КОДЫ ДЛЯ АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ ЯЭУ И ЯТЦ

Представлена информация о разработке и применении кодов ЕВКЛИД/V1, интегральная расчетная математическая модель ОДЭК, RELAP5/MOD 3.4, ПУЧОК-ЖМТ, UZOR 1.0, КОРСАР/BR, RELAP/SCDAPSIM/MOD3.4, STAR-CCM+, ATHLET, DYN3D и SIMMER III. Программа UZOR 1.0 предназначена для расчета напряженно-деформированного состояния ТВС в нелинейной постановке. Приведена информация об экспериментальном и численном с помощью кода SIMMER III моделировании истечения водяного теплоносителя второго контура в тяжелый жидкометаллический теплоноситель первого контура.

В исследовательском центре Brasimone Агентства ENEA (Италия) проведены эксперименты для парогенераторов реакторов MYRRHA и ELFR. Исследована возможность зависящего разрыва трубок парогенератора, а также показана надежность компьютерного кода SIMMER III при моделировании этого явления. Эти экспериментальные данные могут представлять интерес для проекта БРЕСТ-ОД-300.

УПРАВЛЯЕМЫЙ ТЕРМОЯДЕРНЫЙ СИНТЕЗ

Представлена информация о международном проекте ИТЭР и гибридном термоядерном источнике нейтронов ДЕМО-ТИН с магнитным удержанием. По тематике ИТЭР рассмотрены отработка технологий изготовления и аттестационные испытания в подтверждение принятых конструкторско-технологических решений. Расчетное обоснование изделий ИТЭР выполняется с использованием программных продуктов и кодов, рекомендованных Международной организацией ИТЭР.

Разработанные технологии будут востребованы при реализации национальной программы по управляемому термоядерному синтезу и, в частности, при разработке отечественного ги-

бридного термоядерного источника нейтронов ДЕМО-ТИН.

Важно отметить, что акцент в создании гибридных систем с магнитным удержанием на современном этапе в первую очередь направлен на умеренную мощность (<100 МВт) термоядерного источника нейтронов с функцией трансмутации выделенных в отдельную фракцию долгоживущих актиноидов, размещаемых в подкритическом blankets.

В настоящее время в НИЦ «Курчатовский институт» сооружается токамак Т-15МД и ведется модернизация технологических систем.

Республика Казахстан принимает участие в программах по УТС совместно с нашей страной, Евратомом и Японией. Основные направления исследований — материаловедение, взаимодействие плазма—стенка, физика токамаков. Для обеспечения этой программы в НЯЦ РК создается материаловедческий токамак КТМ, физический пуск которого запланирован на конец 2017 г.

Отмечено, что вклад в развитие ядерной энергетики и неэнергетического приложения со стороны компактных устройств с DD- и DT-синтезом в системах с магнитным удержанием плазмы важен и может оказаться сопоставимым с вкладом систем на основе ускорителей и ядерных реакторов.

Препятствиями на пути внедрения технологий ядерного синтеза являются низкий уровень подготовки решений о внедрении технологий синтеза, несовершенство законодательства, регулирования и лицензирования, а также стратегическая линия в термоядерном сообществе на развитие систем чистого синтеза по пути ИТЭР—ДЕМО, хотя физика плазмы с горением станет понятна только после DT-экспериментов на ИТЭР.

Драгунов Ю.Г., Габараев Б.А., Джалавян А.В., Лопаткин А.В., Пименов А.О., Стребков Ю.С., Лемехов В.В., Моисеев А.В., Черепнин Ю.С., Архипов О.П., Европин С.В., Ряснянский С.Г., Куликов Д.Г., Афремов Д.А., Данилов И.В.
(АО «НИКИЭТ», г. Москва)

Рефераты статей

Продолжение. Начало см. на с. 114

УДК 621.039.546:621.039.542.34

Кулаков Г.В., Ватулин А.В., Коновалов Ю.В., Косауров А.А., Перегуд М.М., Коротченко Е.А., Шишин В.Ю., Шельдяков А.А. **Анализ влияния напряженно-деформированного состояния облученных оболочек твэлов из циркониевых сплавов на ориентацию гидридов.** — Атомная энергия, 2017, т. 122, вып. 2, с. 73—77.

Проведен анализ влияния распределения напряжений на характер распределения гидридов в циркониевых оболочках твэлов с дисперсионным топливом. Показано, что в оболочках твэлов под воздействием растягивающих напряжений может происходить переориентация гидридов циркония, что может приводить к появлению радиально ориентированных гидридов и снижению пластичности оболочки при расхолаживании твэлов. Определены пороговые растягивающие напряжения в оболочках в необлученном и облученном состояниях, при которых происходит переориентация гидридов с тангенциальной на радиальную. Рис. 8, табл. 1, список лит. 10 назв.

УДК 538.951:539.4.01:539.67:539.219.2:539.422.22

Чернов В.М., Мороз К.А. **Влияние повреждающего облучения на низкотемпературное охрупчивание металлов.** — Атомная энергия, 2017, т. 122, вып. 2, с. 78—83.

В рамках ранее предложенной модели исследовано влияние низкотемпературного повреждающего облучения

на низкотемпературное охрупчивание (хладноломкость) в металлах. В процессе облучения состояние хладноломкости с возможностью хрупкого разрушения в металлах не формируется из-за возникающих радиационных динамических процессов. Рис. 2, список лит. 27 назв.

УДК 661.845

Николаевский В.Б., Коцарь М.Л., Матясова В.Е. **Мембранный электролиз в технологии получения гидроксида бериллия.** — Атомная энергия, 2017, т. 122, вып. 2, с. 83—88.

Изложены экспериментальные исследования электрохимической нейтрализации щелочного раствора для получения гидроксида бериллия с одновременной регенерацией NaOH. Изучена кинетика и определены основные технологические параметры: плотность тока, напряжение, продолжительность и удельный расход электроэнергии.

Использование мембраны МФ-4СК вместо МК-40 при нейтрализации щелочи в две стадии позволяет сократить продолжительность процесса примерно в 2 раза. При этом концентрация регенерируемого раствора достигает 450 г/дм³, необходимых для автоклавного вскрытия.

Показана принципиальная возможность мембранного электролиза для нейтрализации и параллельной регенерации щелочи в процессе переработки растворов после автоклавного вскрытия сырья. Предложена технологическая схема получения гидроксида бериллия с использованием мембранного электролиза. Рис. 6, табл. 2, список лит. 9 назв.