Развитие в ННЦ ХФТИ исследований в обоснование безопасности реакторов ВВЭР – нынешние достижения, задачи и перспективы.

В.И. Лапшин, В.С. Красноруцкий, В.В. Квасильчук, В.Р. Татаринов

Харьковский физико-технический институт в послевоенный период истории по предложению И.В. Курчатова был сориентирован на решение задач, связанных с развитием атомной энергетики. Работы в области реакторного материаловедения и разработки узлов активных зон ядерных реакторов занимали и до настоящего времени занимают важнейшее место в его тематике.

Одним из основных направлений деятельности специалистов ННЦ ХФТИ в области атомной энергетики являются работы по созданию ядерного топлива, обеспечивающего надежную и безопасную работу реакторов АЭС.

Подходы к проектированию топлива для реакторов типа ВВЭР

Если рассматривать безопасность реакторов любого типа, в том числе и реакторов типа ВВЭР при проектных условиях (режимы нормальной эксплуатации и аварийные ситуации), то безопасность реактора и АЭС в целом определяется, главным образом, сохранением герметичности оболочки твэлов. Фактически первым барьером, препятствующим выходу радиоактивных продуктов из ядерного топлива, является непосредственно сам материал топлива. Поэтому, при разработке стремятся материал топливного элемента (топливная таблетка, стержень и пр.) сделать таким, чтобы во время эксплуатации сам материал удерживал большую часть радиоактивных продуктов деления. Однако, при работе происходит деградация исходных свойств материала и образование макродефектов в топливе, что обуславливает на практике большой выход радиоактивных продуктов деления из материалов топлива, особенно при длительных сроках эксплуатации и аварийных условиях, сопровождающихся повышением температуры топлива до значений, близких к температуре плавления материала.

Приступая к разработке топлива для легководных реакторов, специалисты ХФТИ выработали новый на тот период подход к конструированию твэлов. Обычно в существовавших на то время конструкциях твэлов легководных реакторов применялись различные варианты контейнерного исполнения твэлов, в которых топливо в виде таблеток двуокиси урана загружается в оболочку с зазором, и, кроме того, предусматривается компенсационный объем для сбора газовых продуктов деления. При работе в реакторе двуокись урана со временем теряет способность удерживать газовые продукты деления и большая их часть скапливается под оболочкой твэла. Естественно, что при такой конструкции твэла, в случае потери герметичности оболочки твэла, газовые продукты деления имеют возможность выхода в первый контур реактора, а теплоноситель может получить прямой контакт с топливным материалом. Поэтому специалисты ХФТИ, в первую очередь, поставили задачу получения топливных материалов, способных удерживать в себе газовые продукты деления и, во–вторых, создать такую конструкцию твэла, в которой, в случае потери герметичности оболочки, контакт теплоносителя с топливной композицией максимально ограничивался; в-третьих, по возможности, максимально увеличить коррозионную стойкость топливного материала в теплоносителе. Естественно, не были оставлены без внимания и традиционные направления повышения работоспособности конструкций твэлов, такие как: разработка и применение новых конструкционных материалов для оболочек твэлов и ТВС, разработка новых элементов конструкций твэлов и ТВС, направленных на повышение надежности и безопасности эксплуатации топлива.

Поскольку для энергетических реакторов, кроме безопасности, имеет огромное значение экономический фактор, то большое внимание в разработках было уделено созданию и применению конструкций твэлов с топливными материалами, имеющими большее содержание урана в единице объема по сравнению с двуокисью урана. Исследованы и проработаны в конструкциях такие материалы, как: карбид урана, нитрид урана, карбонитриды урана, силициды урана, металлический уран и сплавы на его основе. Полученные на сегодня результаты в достаточной мере обосновывают возможность применения перечисленных материалов в конструкциях твэлов для реакторов водо-водяного типа. Поскольку настоящий форум посвящен рассмотрению проблем безопасности реакторов ВВЭР, в данной статье мы не будем рассматривать результат по материалам, а

остановимся на рассмотрении конструкций твэлов, обеспечивающих повышение надежности и безопасности работы реакторов типа ВВЭР.

Твэлы с топливом повышенной плотности

В заданиях на разработку твэлов и ТВС с топливом повышенной плотности для реакторов ВВЭР-1000, РБМК-1500 предусматривались, в основном, стержневые конструкции твэлов. Принципиальные подходы к разработке такого типа твэлов, на первых этапах разработки - для варианта «прямой» замены двуокисного топлива топливом повышенной плотности, были приняты общими для обоих типов реакторов: твэл должен иметь в топливе компенсационные объемы для предотвращения распухания твэла, топливная композиция должна быть прочно сцеплена с оболочкой твэла, в сердечнике количество урана должно быть таким же, как и в базовой конструкции твэла с топливом из двуокиси урана. Наибольшая степень надежности была заложена в конструкции твэла с секционным сердечником, выполненным из секций, каждая из которых имеет полость-компенсатор распухания и внешнюю защитную оболочку, причем, все секции собраны в общей защитной оболочке и прочно соединены между собой и с защитной оболочкой. Рис. 1.

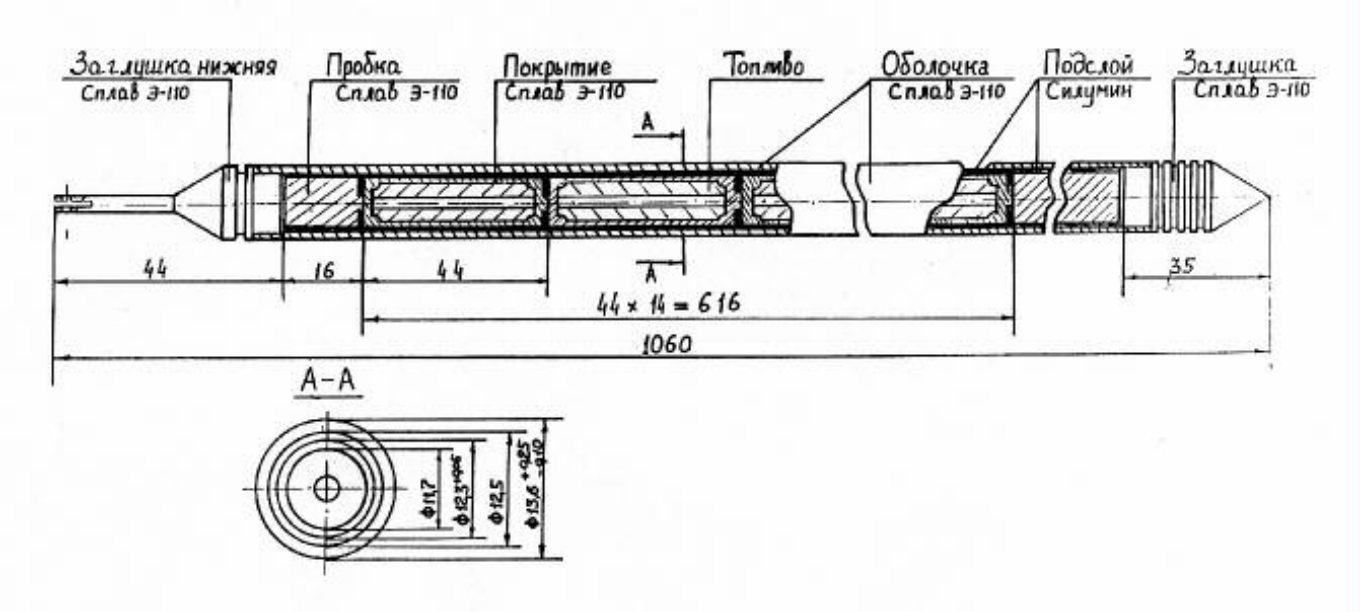

Рис. 1. Конструкция экспериментального твэла секционного типа с топливным материалом повышенной плотности.

Поскольку для разработчиков самой серьезной проблемой оставалась низкая коррозионная стойкость большинства топливных материалов в воде и паре, наибольшее внимание было уделено определению конструкции твэла исходя из условий обеспечения безопасности эксплуатации реактора в случае нарушения герметичности оболочки твэла.

Для РБМК-1500 разрабатывали, как основной вариант, твэл с оболочкой из сплава циркония, с сердечником из сплавов урана, легированных до 10 мас.% Zr, Mo, Nb. Такие сплавы, обладая повышенной, по сравнению с металлическим ураном, коррозионной стойкостью в воде и паре, обеспечивают, в случае потери герметичности оболочки, малое вымывание материала сердечника твэла и сохранение геометрической формы твэла на время, достаточное для извлечения ТВС из канала реактора разгрузочно-погрузочной машиной (около 7 часов).

В связи с тем, что в реакторах типа ВВЭР нет возможности извлечения негерметичного твэла на работающем реакторе, для реакторов этого типа была принята концепция многоуровневой защиты топлива от контакта с теплоносителем и разделения топливного сердечника на секции такой величины, при разгерметизации и вымывании всего топлива из которой, не происходило бы загрязнение теплоносителя и всего первого контура реактора выше допустимых пределов. За основу была принята конструкция твэла с тремя уровнями защиты: внешняя несущая оболочка из циркониевого сплава, барьерный слой из пластичного при рабочей температуре сплава силумина или никеля, внутренняя защитная оболочка на элементарной ячейке топлива (секции сердечника) из сплава

циркония.

Для реализации технологических процессов изготовления разработанных конструкций твэлов были созданы новые конструкции технологического оборудования: стыко-сварочные машины для сварки стержней и труб, закалочные и рихтовочные машины для обработки стержней, уникальные лабораторные установки по изготовлению урановых полых шариков из трубчатых заготовок методами периодической прокатки в клиновых ручьевых досках и методами периодической прокатки в трехвалковой клети, установки центробежного литья урана и его сплавов в металлических циркониевых формах, установки зонного электролитического осаждения никелевых покрытий на урановые и циркониевые стержни.

В процессе разработки конструкций твэлов для ВВЭР и РБМК различных вариантов исполнения специалистами ХФТИ разработан комплекс уникальных технологий:

- новые технологии непрерывного прессования урановых труб последовательным вакуумным прессованием нескольких заготовок через матрицу язычкового типа;
- центробежное литье топливного сердечника в циркониевой ампуле с формированием полости в сердечнике и с обеспечением сцепления между сердечником и стенками ампулы;
- контактная стыковая сварка оболочек секций с заглушками;
- электролитическое зонное осаждение подслоя никеля на урановые и циркониевые стержни;
- контактно-реактивная пайка циркониевых секций между собой по торцам и с оболочкой твэла по всей поверхности через слой никеля и силумина;
- контактно-реактивная пайка через слой никеля уранового сердечника с циркониевой оболочкой;
- электронно-лучевая сварка концевых элементов с секционным твэлом;
- комплекс операций неразрушающего контроля (контроля качества сцепления оболочек и секций между собой, контроля наличия пористости в секциях, контроля герметичности сварных соединений);
- заполнение щелевого зазора между оболочками и между секциями силумином в установке запивки с предварительной откачкой атмосферного воздуха.

Испытания разработанных конструкций твэлов в петле реактора АМ Первой в мире АЭС (г. Обнинск) до выгораний 22000 МВТсут/т урана (2% т.а.) подтвердили основные принципы принятых в разработках конструктивных решений.

Твэлы дисперсионного типа

Дисперсионное топливо и твэлы с ним, как правило, разрабатываются и применяются для работы в особо тяжелых условиях. В мировой практике известно множество примеров применения твэлов такого типа.

В ННЦ ХФТИ при разработках твэлов с дисперсионным топливом для водо-водяных реакторов реализовали две концепции создания дисперсионного топлива. Первая – дисперсионное топливо получали компактированием смесей порошков конструкционных и топливных материалов. Созданные таким образом твэлы различных типов с дисперсионными композициями с применением таких материалов, как цирконий, сплавы на его основе, двуокись урана, обладают более высокими характеристиками надежности и работоспособности по сравнению с твэлами контейнерного типа, содержащими таблеточное топливо из двуокиси урана. Однако, в таких композициях еще наблюдается наличие цепочек контактирующих друг с другом топливных частиц, что обуславливает возможность повышенной миграции газовых радиоактивных продуктов деления в материале, их скопление в отдельных местах и образование газовых пузырей. В результате при разгерметизации оболочки возможен выброс из твэла значительного количества газовых продуктов деления и непосредственный контакт теплоносителя с большим количеством топливных частиц. При этом не исключается вынос в контур реактора твердых топливных частиц и продуктов взаимодействия топлива с теплоносителем.

Одним из наиболее привлекательных решений по изоляции топлива от контакта с теплоносителем является создание так называемого « матричного топлива », в котором каждая частичка топлива заключена в коррозионно-устойчивую оболочку (микротвэлы), и все эти микротвэлы скомпактированы при высоких температурах и давлении в виде стержней или таблеток (блочков). Изготовленные по такой схеме блочки матричного топлива помещаются в защитную оболочку твэла, чем в конечном итоге обеспечивается тройная защита топлива от контакта с теплоносителем (оболочка каждого зерна, оболочка блочка, оболочка твэла). Эти

решения были реализованы на блочках с диспергированными в матрицы из циркония, хрома, нержавеющей стали микросферами из двуокиси урана, а также и с микросферами из металлического урана.

Разработанная технологическая схема изготовления дисперсионного топлива заключается в следующем:

- изготовление из делящегося материала микросферических топливных частиц;
- нанесение на поверхность частиц покрытий из требуемого конструкционного материала;
- компактирование засыпок микросферических частиц с покрытиями при высокой температуре в виде заготовок; обработка заготовок в виде стержней для помещения в оболочку твэла.

Требование повышенной надежности и безопасности применения матричного дисперсионного топлива может быть выполнено при следующих условиях:

- конструкционный материал матрицы, совместно с оболочкой твэлов должен сдерживать в заданных пределах формоизменение топливного материала в процессе работы в реакторе;
- конструкционный материал матрицы должен обладать высокой коррозионной стойкостью в теплоносителе, быть газонепроницаемым и совместимым с ядерным топливным материалом;
- механические характеристики материала матрицы должны обеспечивать целостность прослоек между топливными частицами в условиях работы в реакторе;
- материал матрицы должен обладать высокой радиационной стойкостью (должен быть стабилен при облучении в реакторе);
- матричный материал должен обладать высокой теплопроводностью;
- топливные частицы должны обладать достаточно высокими механическими характеристиками, чтобы сдерживать газовое распухание;
- состав и распределение пористости в топливных частицах должно быть таковым, чтобы компенсировать твердое и газовое распухание.

Учитывая эти требования, в ННЦ ХФТИ разработан для применения в водо-водяных реакторах, дисперсионный матричный материал в виде частиц двуокиси урана, расположенных в матрице из сплавов циркония. Характерная структура матричного материала представлена на рис. 2.

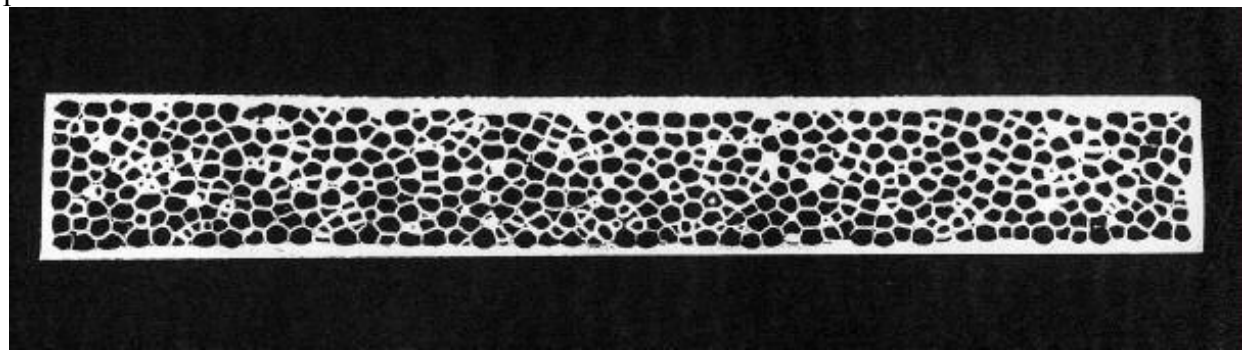

Рис.2. Дисперсионный матричный материал на основе микротвэлов (двуокись урана в циркониевой матрице).

Разработанная технология изготовления позволяет, в зависимости от требований к ресурсу работы твэлов, задавать различное, объемное соотношение матричного и топливного материалов, начиная от 20% содержания матрицы и выше, исходя из требования обеспечения непрерывности матрицы и исключения контактов топливных частиц между собой. Качество матричного материала обеспечивается ионно-плазменными технологиями нанесения металлических покрытий циркониевых сплавов заданного состава на поверхность микросферических топливных частиц.

Микросферические топливные частицы в исходном состоянии имеют плотность ниже, чем в конечном состоянии после компактирования материала. Параметры высокотемпературного компактирования засыпок микросфер с покрытиями подобраны таким образом, чтобы в результате создавалась непрерывная матричная структура с матрицей теоретической плотности и микросферы с заданной пористостью. Созданные материалы позволяют создавать твэлы сцепленного типа для реакторов ВВЭР. Таково типа твэлы по экономичности изготовления конечно, уступают обычным твэлам контейнерного типа, но значительно надежнее и их применение может обеспечить высокую безопасность реакторов ВВЭР, особенно реактор ВВЭР-440.

Всесторонние испытания модельных твэлов с оболочками из циркония, хрома, нержавеющей стали, позволили выбрать наиболее работоспособную конструкцию твэла для реакторов типа ВВЭР с сердечником из матричной композиции UO_2+Zr в оболочке из циркониевого сплава (на каждом блочке), прочно сцепленной с матрицей сердечника.

Твэлы и ТВС с микротвэлами

Технологические достижения по созданию микросферических топливных частиц в сочетании с достижениями по нанесению на них покрытий из различных металлических материалов и композиций на основе графита, обладающих высокими характеристиками газоплотности, коррозионной стойкости в агрессивных средах, прочности и радиационной стойкости, позволили разработать предложения по новым конструкциям твэлов и ТВС с использованием засыпок микротвэлов. Рис. 3.

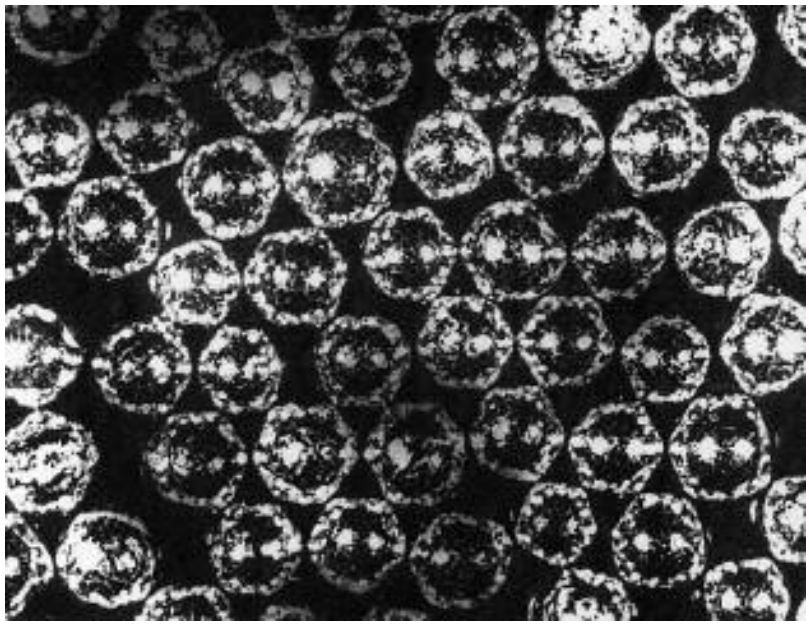

Рис. 3. Внешний вид микротвэлов.

Вариант твэлов стержневого типа с наполнением оболочек микротвэлами с покрытиями из пироуглерода рассматривается физиками как перспективный вариант твэлов для реакторов ВВЭР.

Поглощающие элементы

В ННЦ ХФТИ наработан богатый опыт по созданию конструкций поглощающих элементов с применением различных материалов, в том числе: сложных соединений типа моноалюмината гадолиния, карбида бора, металлического гафния. Созданы лабораторные участки для изготовления, внереакторных испытаний и исследований экспериментальных и опытных твэлов и пэлов.

В настоящее время по заданию Минтопэнерго идут интенсивные материаловедческие и технологические разработки в обоснование создания конструкций пэлов с гафнием для реакторов ВВЭР. На конструкцию поглощающего стержневого элемента ядерного реактора (варианты) получен патент Украины на полезную модель № 738 от 15.03.2001.

Работы ННЦ ХФТИ на задачи ЯТЦ Украины

Опыт конструирования, расчетных обоснований, технологических разработок не утрачен и позволяет ННЦ ХФТИ активно участвовать в Украинских программах. На базе подразделений Харьковского физико-технического института, в соответствии с Указом Президента Украины «О неотложных мерах по развитию атомной энергетики и формирования ядерно-топливного цикла в Украине» от 23.02.1994г. №64/94, был создан научно-технический комплекс «Ядерный топливный цикл». Деятельность НТК «ЯТЦ» сконцентрирована на вопросах организации, координации и проведения научно-исследовательских и конструкторско-технологических работ по данному направлению в качестве Головной организации департамента ядерной энергетики Министерства топлива и энергетики Украины.

Основными направлениями деятельности НТК «ЯТЦ» как конструктора-технолога ядерного топлива являются:

- разработка концепций и программ работ по созданию ядерного топливного цикла атомной энергетики Украины;
- научное сопровождение топлива АЭС Украины в обеспечение безопасности, надежности и экономичности эксплуатации по всем стадиям ЯТЦ, в том числе на этапах обращения с ОЯТ;
- создание исследовательских, технологических и испытательных баз для проведения работ по ЯТЦ;
- осуществление исследований и конструкторско-технологических проработок по твэлам, пэлам, ТВС для создания в Украине промышленной базы по изготовлению топлива для АЭС;
- разработка новых топливных, поглощающих и конструкционных материалов для создания твэлов и ТВС повышенной надежности, работоспособности и экономичности;
- разработка программ и проектирование активных зон реакторов для повышения экономичности топливоиспользования и альтернативных видов топлива;
- работы в обоснование лицензирования новых видов топлива и топливных циклов;
- разработка методик, моделирование и расчетное обоснование работоспособности элементов активных зон реакторов;
- материаловедческие исследования и испытания в части ядерного топлива в обеспечение создания ядерных реакторов повышенной безопасности;
- участие в разработке программ конверсий и других государственных программ;
- оказание научно-технической помощи промышленным предприятиям и вузам во внедрении передовых научных достижений и подготовке высококвалифицированных специалистов;
- проведение совместно с отечественными и зарубежными научными лабораториями и фирмами научно-исследовательских работ и технологических разработок в области ядерного топливного цикла.

Создание и деятельность ЦПАЗ по Проекту квалификации ядерного топлива для Украины

Структурным подразделением научно-технического комплекса «Ядерный топливный цикл» является Центр проектирования ядерного топлива и активных зон (ЦПАЗ). Он создан на основании Решения уполномоченной комиссии по выбору базовой организации для создания в Украине Центра по проектированию топлива и активных зон реакторных установок, Протокол от 14.10.99г. (Во исполнение соглашения между Украиной и США о сотрудничестве в области использования атомной энергии, на основании согласованных Департаментом энергетики США и Министерством энергетики Украины процедур и в соответствии с приказом Министерства энергетики Украины от 28.07.99г.)

В рамках действующих «Программы реализации Проекта квалификации ядерного топлива для Украины» и «Программы научного, конструкторско-технологического и проектного сопровождения ядерного топливного цикла Украины» запланировано выполнение следующих работ:

Сбор, подготовка и контроль исходных данных по топливу, реакторной установке и системам безопасности, необходимых для проектирования альтернативного ядерного топлива и для выполнения расчетных анализов по обоснованию безопасности реакторных установок.

Разработка технических заданий, технических условий на проектируемое и изготавливаемое ядерное топливо.

Разработка системы качества и Программы обеспечения качества проектирования ядерных установок в подразделениях ННЦ ХФТИ; разработка Программы лицензирования и признания соответствия альтернативного ядерного топлива для Украинских ВВЭР.

Освоение технологии проектирования ядерного топлива и активных зон реакторных установок с помощью компьютерных кодов. Участие в проектировании альтернативного топлива для ВВЭР-1000 (прочностные, теплогидравлические и нейтронно-физические расчеты топлива и АЗ).

Разработка материалов, конструкций и технологических процессов для создания новых модификаций твэлов, пэлов, СВП, ТВС.

Разработка нормативно-технической документации (стандартов, норм и правил, методик, инструкций по контролю и т.п.) по конструированию, технологиям изготовления, контролю и испытаниям материалов активной зоны.

Участие во внереакторных и реакторных испытаниях и исследованиях материалов, конструкций ТВС и их элементов в обоснование безопасности разрабатываемого топлива и в подготовке отчетов по анализу безопасности.

Создание Центра проектирования топлива и активных зон ядерных реакторов замыкает логическую цепочку в структуре ННЦ ХФТИ в плане возможностей выполнения работ , направленных на решение задач создания ядерного топливного цикла в Украине. С завершением обучения в США группы специалистов ЦПАЗ технологиям компьютерного проектирования топлива, разработанным компанией Вестингауз, в ХФТИ появилась возможность механического, тепло-гидравлического и нейтронно-физического проектирования топлива и активной зоны реакторов типа ВВЭР, проверки и анализа проектных решений по топливу и активной зоне в целом, с обратной связью на проектантов-разработчиков топлива. Ближайшей задачей ЦПАЗ является закрепление этих возможностей путем получения лицензии ГКАЯР на «Проектирование ядерных установок», что даст возможность ХФТИ не только выполнить те или иные проектные задания, но и выполнять работы по анализу безопасности эксплуатации новых видов топлива в конкретной реакторной установке. В случае обнаруженных каких-либо несоответствий проектных решений требованиям безопасности, мы сможем активно влиять на изменение проектных решений с рекомендациями по их корректировке.

В настоящее время специалисты ЦПАЗ совместно с украинскими и американскими организациями-участниками Проекта квалификации ядерного топлива для Украины завершают согласование Технического задания на альтернативное топливо компании Вестингауз для реактора ВВЭР-1000, приступили к разработке Технических условий на ТВС-W, подготавливают пакет документов по обоснованию безопасной эксплуатации опытных ТВС и ТВС перегрузочной партии для энергоблока №3 ЮУ АЭС. В плане подготовки ЦПАЗ к получению лицензии на проектирование ядерных установок разработана система качества подразделения (ЦПАЗ) в соответствии с требованиями стандарта ISO-9001-94, включающая Руководство по качеству ЦПАЗ и комплект методических и рабочих инструкций на каждый элемент системы качества, проведено обучение специалистов по требованиям к системам качества, по проведению аудитов систем качества, по нормам и правилам безопасности, действующим в атомной энергетике.

Заключение

Таким образом, основные перспективные направления работ, развиваемые ННЦ ХФТИ в области атомной энергетики, следующие:

-работы по научно-техническому сопровождению создания в Украине собственного ядерного топливного цикла и созданию украинских производств комплектующих твэлов и ТВС из материалов украинского производства;

-разработки новых перспективных технологических процессов и оборудования для производства твэлов, пэлов и ТВС;

-работы по квалификации и обоснованию безопасности применения альтернативных видов ядерного топлива для реакторов типа ВВЭР Украины;

-работы по созданию альтернативных видов топлива для ВВЭР на основе разработок дисперсионных видов топлива и применения микротвэлов;

-работы по созданию новых конструкций поглощающих элементов на основе комплектующих из материалов украинского производства и создание технологической базы для их производства;

-работы по поверке и обоснованию проектных решений по сухому хранению отработавшего ядерного топлива.

Список иллюстраций

Рис. 1. Конструкция экспериментального твэла секционного типа с топливным материалом повышенной плотности.
Рис .2. Дисперсионный матричный материал на основе микротвэлов (двуокись урана в циркониевой матрице).
Рис. 3. Внешний вид микротвэлов.