

Волков Борис Юрьевич

**ИЗМЕНЕНИЕ ХАРАКТЕРИСТИК ТОПЛИВА ВВЭР И PWR ПРИ
СОВМЕСТНЫХ ИСПЫТАНИЯХ В РЕАКТОРЕ НВWR**

Специальность 05.14.03

«Ядерные энергетические установки, включая проектирование,
эксплуатацию и вывод из эксплуатации»

АВТОРЕФЕРАТ

диссертации на соискание ученой степени
кандидата технических наук

Москва - 2012

Работа выполнена в Национальном Исследовательском Центре «Курчатовский институт» в рамках международной кооперации с исследовательским центром Халденский Реакторный Проект (Halden Reactor Project) при финансовой поддержке ОАО «ТВЭЛ» и научном руководстве Института Материалов и Реакторных Технологий НИЦ «Курчатовский Институт» при содействии ОАО «Государственный научный центр - Научно-исследовательский институт атомных реакторов»

Научный руководитель: доктор технических наук, профессор
Калыгин Владимир Валентинович
ОАО «ГНЦ НИИАР»

Официальные оппоненты: доктор технических наук, профессор
Грачев Алексей Фролович

доктор технических наук, профессор
Красноселов Василий Аркадьевич
Дмитровградский инженерно-
технологический институт
(филиал НИЯУ «МИФИ»)

Ведущая организация: Открытое акционерное общество
«Высокотехнологический научно-
исследовательский институт неорганических
материалов имени академика А.А. Бочвара»,
г. Москва.

Защита состоится «__» _____ 2013 на заседании диссертационного совета Д 520.009.06 при Национальном Исследовательском Центре «Курчатовский институт», 123182, г. Москва, пл. Курчатова 1.

С диссертацией можно ознакомиться в библиотеке Национального Исследовательского Центра «Курчатовский институт».

Автореферат разослан «__» _____ 2013

Ученый секретарь
диссертационного совета

Мадеев В.Г.

Общая характеристика работы

Актуальность работы.

Главные энергетические мощности современной мировой атомной энергетики базируются на реакторах корпусного типа, охлаждаемых водой под давлением, ВВЭР в России и PWR в западных странах. В результате политических и экономических реформ в России появились возможности более тесного сотрудничества между Востоком и Западом в освоении ядерных технологий в целях совместного повышения безопасности использования ядерной энергии в мирных целях. Аварии на ядерных энергоблоках в США (Three Mile Island, PWR) и России (Чернобыль, РБМК) также привели к пониманию того, что нельзя построить безопасную атомную энергетику в отдельно взятой стране, и не существует государственных границ для последствий таких аварий. Последние события в Японии на АЭС Фукусима-1 в 2011 году еще раз подтвердили тот факт, что любые инциденты и аварии на АЭС в одной стране могут существенно повлиять на развитие атомной энергетики во всем мире. Одним из направлений, повышающих эффективность, надежность и безопасность эксплуатации, является взаимопроникновение технологий, направленное на производство качественного топлива для ядерных энергетических реакторов, что, несомненно, способствует дальнейшему развитию мировой ядерной энергетики. Экономические реформы в России, наряду с развитием ядерной энергетики, создали более благоприятные условия для выхода на мировой рынок ядерных технологий, в частности, на рынок ядерного топлива, где конкуренция заставляет топливные компании, с одной стороны, повышать эффективность использования ядерного топлива для АЭС, а с другой стороны, обеспечивать надежность и высокий уровень безопасности.

Стратегия развития ядерных технологий в России на период до 2020 года обусловлена распоряжением Правительства Российской Федерации от 28 августа 2003 г № 1234-р, в котором предусмотрено «...увеличение экспортного потенциала ядерных технологий России и продвижение продукции российских организаций ядерного топливного цикла на мировые рынки, также переход к строительству и эксплуатации атомных электростанций за пределами территории Российской Федерации». В рамках этой стратегии топливная компания Росатома "ТВЭЛ", занимающая к 2012 году более 17% мирового рынка поставок топлива для 76 энергетических реакторов в России и 15 государствах Европы и Азии, разрабатывает перспективные планы по созданию топлива для реакторов PWR, что позволит расширить экспортный потенциал компании.

Реализация стратегии и планов выхода на мировой рынок основывается на уверенности, что ядерные технологии, разработанные в России для реакторов ВВЭР, не

уступают аналогичным технологиям, принятым для реакторов PWR. Основой для такой уверенности являются многочисленные расчетно-экспериментальные работы, проводимые с целью исследования поведения ядерного топлива в обоснование его надежности в различных режимах эксплуатации.

Интенсивное исследование поведения материалов топлива и оболочек ТВЭЛов энергетических реакторов с целью повышения надежности и работоспособности ТВЭЛов до глубоких выгораний началось в 70-80 годы прошлого столетия. Экстенсивный путь исследований на первом этапе был связан с длительными ресурсными испытаниями, которые за счет своей низкой, как экономической, так и научно-технической эффективности стали постепенно вытесняться более совершенными внутриреакторными методами исследования. Одними из первых в России, такие работы начали проводить в НИЦ «Курчатовский Институт», на реакторе МР, которые получили развитие при выполнении программы СОФИТ, проводимой совместно с финской компанией Imatran Voima Oy (IVO). Эксперименты были направлены на исследование параметров ТВЭЛов ВВЭР-440 под облучением с использованием внутриреакторных ТВЭльных детекторов. К сожалению, работы были прерваны в связи с решением о полной остановке реактора МР в начале 90-х годов.

Анализ современного состояния экспериментальных работ по исследованию изменения базовых характеристик уран-оксидного топлива под облучением показал необходимость проведения внутриреакторных экспериментов в обоснование работоспособности и надежности ТВЭЛов энергетических реакторов, с целью повышения выгорания топлива. В то же время, отсутствие систематизированных внутриреакторных исследований топлива ВВЭР заставляло российских производителей ориентироваться на результаты, полученные для топлива PWR, которое имеет обширную базу данных, полученную на основании многочисленных внутриреакторных исследований. Поэтому, прямое сравнение базовых характеристик типовых видов топлива ВВЭР и PWR под облучением при проведении совместных внутриреакторных экспериментов представляется достаточно актуальной и заслуживающей внимания задачей. В дополнение к этому, прямое участие в международных исследовательских программах и использование технологических и экспериментальных возможностей зарубежных исследовательских центров позволяет не только значительно расширить базу данных исследований топлива ВВЭР, но и выйти на другой качественный уровень получаемых данных.

Одним из таких центров, в международных программах которого участвуют российские организации, является Халденский Реакторный Проект (Норвегия), где на высоком технологическом уровне проводится практически весь комплекс исследований топлива и материалов энергетических реакторов PWR и BWR. Проект был создан в 1958 году Организацией Экономического Сотрудничества и Развития (ОЭСР) для проведения

исследований, направленных на эффективное и безопасное использование атомной энергии в мирных целях. В 1990-х гг. к Проекту присоединились некоторые страны восточной Европы (Чехия, Словакия, Венгрия), которые эксплуатируют российские АЭС с ВВЭР, а в 1995 году – Россия (в лице НИЦ «Курчатовский институт») также стала ассоциированным членом Проекта. Таким образом, российские организации не только получили доступ к базе данных по исследованию топлива PWR, но и не упустили время и возможность продолжения собственных исследований, начатых в НИЦ «Курчатовский институт» на реакторе МР, в реакторе HBWR (г. Халден) на качественно новом уровне. Кроме этого, участие в Проекте дало возможность проводить экспериментальные работы, направленные на усовершенствование топлива ВВЭР с элементами независимой международной экспертизы российских разработок топливных и оболочечных материалов.

По соглашению между всеми членами Проекта в исследовательском реакторе HBWR был запланирован ряд экспериментов по исследованию внутриреакторных характеристик топлива ВВЭР (изготовленного в ОАО «МСЗ» г. Электросталь) в прямом сравнении с типовым топливом PWR (изготовленным по типовой спецификации). Эксперименты должны были ответить на главный вопрос, насколько топливо энергетических реакторов ВВЭР соответствует эксплуатационным нормам безопасности для топлива, принятым для реакторов PWR.

Первый эксперимент предлагалось провести со стандартным топливом ВВЭР-440 в прямом сравнении с топливом PWR, используя хорошо и надежно инструментированные твэлы. Это позволило бы получить представительные данные о поведении стандартного топлива ВВЭР в процессе длительного облучения в сравнении с типичным топливом PWR.

На основании результатов первого эксперимента, во втором эксперименте предлагалось исследовать влияние структурно-технологических параметров топлива ВВЭР на терморadiационную стабильность топливной матрицы. В результате предполагалось исследовать внутриреакторные характеристики модифицированных видов топлива ВВЭР и определить топливо с наиболее стабильной микроструктурой в сравнении с топливом PWR.

В процессе проведения работы предполагалось провести дополнительные микроструктурные исследования опытных видов топлива и выдать рекомендации по оптимизации структурно-технологических параметров производства топлива ВВЭР в целях повышения его радиационной стабильности.

Цель работы заключается в экспериментальном исследовании влияния исходных структурно-технологических параметров на терморadiационную стабильность и изменение характеристик опытных видов топлива ВВЭР и PWR при одновременных совместных испытаниях в реакторе HBWR.

Для достижения цели автор решал следующие задачи:

- разработка матрицы экспериментов и программы испытаний для получения наиболее полных характеристик опытных видов топлива под облучением;
- освоение и усовершенствование методов обработки внутриреакторных измерений при проведении экспериментов на реакторе HBWR;
- исследование исходной микроструктуры опытных видов топлива, в частности, распределения объемной пористости по размерам пор и сопоставление полученных результатов с внутриреакторными данными.

Научная новизна результатов работы заключается в следующем:

- впервые проведены совместные прямые экспериментальные исследования характеристик топлива ВВЭР и типового топлива PWR;
- впервые получены надежные значения, базовых характеристик топлива ВВЭР в процессе длительного (в течение нескольких лет) облучения и проведен детальный сравнительный анализ особенностей поведения различных видов топлива ВВЭР и PWR в одинаковых условиях облучения.
- получены прямые количественные оценки влияния структурно-технологических параметров нескольких видов топлива ВВЭР и типового топлива PWR на их терморadiационную стабильность под облучением, основанные на данных внутриреакторных экспериментов и микроструктурных исследований.

Практическая значимость работы:

- Существенно расширена база данных характеристик топлива ВВЭР под облучением для верификации термомеханических компьютерных расчетных кодов, используемых для обоснования работоспособности твэлов.
- Получены количественные соотношения объемного распределения пор по размерам для различных видов топлива ВВЭР в сопоставлении с внутриреакторными данными испытаний опытных видов топлива под облучением;
- Выработаны практические рекомендации по улучшению микроструктуры топлива ВВЭР с целью повышения его терморadiационной стабильности.
- В результате выполненной работы показано, что модернизированное уран-оксидное топливо ВВЭР по своим основным термомеханическим характеристикам не уступает топливу PWR, что может быть использовано в качестве базы для обоснования экспортных возможностей топлива российского производства для реакторов PWR.

• **Достоверность полученных результатов.**

Достоверность и надежность полученных результатов подтверждена многочисленными сопоставимыми испытаниями, выполненными в реакторе HBWR многими исследовательскими организациями, участвующими в Халденском Проекте, а также данными до- и послереакторных исследований с использованием современных достижений в области экспериментального изучения параметров ТВЭЛов энергетических реакторов под облучением.

• **Апробация работы.**

Основные положения и результаты работы представлялись и обсуждались на следующих международных конференциях: Халденского Проекта (Enlarge Halden Program Group meetings, 1999-2006), «International Topical Meeting on LWR Fuel Performance» (Park City, Utah, April 10-13, 2000), и «WWER Fuel Performance, Modeling and Experimental Support» (Bulgaria, 1999, 2001, 2003, 2005), а также на техническом комитете МАГАТЭ «IAEA Technical Committee on Nuclear Fuel Behaviour Modelling at High Burnup» (19-23 June 2000, Lake Windermere, UK).

Личный вклад автора.

Лично автором и при его непосредственном участии:

- разработана матрица экспериментов и программа сравнительных испытаний опытных видов модифицированного топлива ВВЭР и типового топлива PWR в реакторе HBWR;
- обеспечены условия проведения экспериментальных исследований, необходимые для исследования наиболее полных характеристик внутриреакторного поведения топлива ВВЭР;
- разработаны усовершенствованные методы анализа стандартных внутриреакторных измерений параметров таблеточного топлива под облучением;
- проведен детальный анализ результатов внутриреакторных измерений, характеризующих влияние выгорания топлива и тепловой нагрузки на ТВЭЛы, а также формы опытного таблеточного топлива (с центральным отверстием ВВЭР и без центрального отверстия (типа PWR)) на поведение под облучением;
- инициировано проведение микроструктурных исследований и выполнен анализ распределения объемной пористости по размерам пор для опытных видов топлива ВВЭР и PWR с использованием методов микроструктурной стереологии;
- выполнено сопоставление микроструктурных исследований, внутриреакторных и послереакторных данных, а также корреляционный анализ влияния исходной микроструктуры (пористости) топлива на терморadiационную стабильность исследованных видов топлива ВВЭР и PWR.

Основные положения, выносимые на защиту:

1. Результаты анализа прямых внутриреакторных исследований характеристик топлива ВВЭР и PWR и их изменения от выгорания и тепловой нагрузки в условиях продолжительного стационарного эксперимента.
2. Усовершенствование методов анализа внутриреакторных данных, основанных на стандартных измерениях параметров опытных ТВЭЛов под облучением.
3. Количественный анализ исходной пористости нескольких опытных видов топлива ВВЭР в сравнении с типовым топливом PWR.
4. Корреляционный анализ данных микроструктурных исследований опытных видов топлива ВВЭР и PWR с данными внутриреакторных измерений.

Публикации.

По теме диссертации опубликовано 20 печатных работ, в том числе 3 в ведущих рецензируемых научных журналах и изданиях.

Объем и структура диссертации.

Работа состоит из введения, четырех глав, заключения, списка литературы из 102 наименований, изложена на 131 странице, содержит 76 рисунков и 25 таблиц.

Содержание работы

Во введении обосновывается актуальность работы, сформулированы цели, показана важность полученных результатов, которая обусловлена стремлением российских поставщиков производить ядерное топливо, не уступающее по своим характеристикам западным аналогам, и связанной с этим стратегией продвижения российских технологий на мировые рынки. Приведен краткий обзор состояния работ по внутриреакторному исследованию топлива ВВЭР в сравнении с аналогичными исследованиями топлива PWR.

В первой главе приведена краткая характеристика реактора HBWR, где проводились исследования опытных видов топлива ВВЭР, его экспериментальных возможностей, а также обзор экспериментальных устройств, детекторов, систем и методов по исследованию топлива и материалов в реакторе HBWR в рамках Халденского Реакторного Проекта.

Реактор является кипящим, корпусного типа, с естественной циркуляцией тяжеловодного теплоносителя (он же замедлитель) при рабочем давлении 3,0 -3,4 МПа и температуре насыщения 230-240 °С. Основные характеристики реактора приведены в Таб. 1. Применение тяжелой воды в качестве замедлителя позволило увеличить размеры активной зоны при установленной проектной мощности реактора и дало возможность одновременно использовать

порядка 30 ячеек для экспериментов, проводимых как в самом реакторе, так и в каналах петлевых установок.

Таблица 1. Основные характеристики реактора HBWR

Мощность	~20 МВт
Полное число ячеек	300
Число экспериментальных ячеек	30
Высота топлива рабочих кассет	0,8 м
Обогащение топлива	6%
Топливо	UO ₂
Диаметр таблеток топлива	10,5 мм
Материал оболочек твэлов	Циркониевые сплавы
Средний поток тепловых нейтронов	3-5 10 ¹³ н/см ² сек
Средний поток быстрых нейтронов	5-7 10 ¹³ н/см ² сек

Экспериментальные каналы реактора также охлаждаются за счет естественной циркуляции теплоносителя, но при необходимости может быть использована система принудительной конвекции дополнительного циркуляционного контура. Приведено краткое описание экспериментальных систем, датчиков внутриреакторного контроля и методов исследования твэлов и материалов в реакторе HBWR. Отмечается надежность датчиков, позволяющих проводить измерения параметров твэлов под облучением в течение длительного времени (нескольких лет), что важно для проведения экспериментов с топливом ВВЭР с целью изучения базовых характеристик топлива при облучении.

Во второй главе приведены данные освидетельствования опытных видов топлива ВВЭР и PWR, описание конструкции экспериментального канала реактора, использованного для испытаний, описаны условия проведения экспериментов, а также подробная характеристика опытных твэлов перед облучением. Обсуждается формирование матриц экспериментов, которое сопряжено с оснащением твэлов датчиками внутриреакторного контроля в опытных сборках IFA-503.1 и IFA-503.2. Обосновывается программа проведения совместных испытаний топлива ВВЭР и PWR для получения наиболее полных радиационных характеристик поведения топлива под облучением, а также приведен расчет мощности опытных твэлов в различных термогидравлических режимах испытаний.

Освидетельствование опытных видов топлива. Все опытные виды топлива ВВЭР были изготовлены ОАО «МСЗ» (г. Электросталь) с некоторым варьированием структурно-технологических параметров. Аттестация экспериментальных таблеток ВВЭР была проведена

ОАО «МСЗ» в соответствии с требованиями к изготовителю топлива. Таблетки топлива PWR были изготовлены в Институте Энерготехнологий (IFE, Норвегия) по типовой спецификации для этого вида топлива.

Все виды топлива характеризуются средней величиной зерна, плотностью таблеток, стехиометрией, а также такими технологическими параметрами, как температура и время спекания спрессованных таблеток. Кроме этого, для различных видов топлива ВВЭР приведены данные теста на доспекание, которые определяют качество изготовления таблеток и его радиационную стабильность (Таблица 2).

ТАБЛИЦА 2. Характеристики опытных видов топлива

Параметр	ВВЭР	PWR-1	ВВЭР-1	ВВЭР-2	ВВЭР-0	PWR-2
Средний размер зерна, $\mu\text{м}$	7	10	11	10	7	9
Плотность топлива, % ТД	97.1	95.3	96.1	96.1	96.4	95.1
Температура и время спекания, $^{\circ}\text{C}$ / час	1650/1	1700/3	1700/3	1700/3	1650/1	1700/3
O/U	2.004	2.0	2.004	2.002	2.001	2.00
Тест на доспекание, $\Delta D/D$, %						
минимум	-0.38		-0.12	-0.20	-0.21	
средний	-0.48	-	-0.19	-0.27	-0.28	-
максимум	-0.60		0.21	-0.33	-0.34	

Все таблетки топлива имели обогащение 4,4 %.

В дополнение к указанным стандартным характеристикам топлива были проведены микроструктурные исследования, представленные в отдельной главе в сопоставлении с данными внутриреакторных измерений.

Конструкция экспериментального канала и условия проведения экспериментов.

Конструкция экспериментального канала, используемого для экспериментов в реакторе HBWR, достаточно гибкая и позволяет перезагружать опытные твэлы. Это позволило провести два эксперимента с различными твэлами ВВЭР и PWR (IFA-503.1 и IFA-503.2), размещенными по высоте в двух кластерах (пучках), в каждом из которых находилось по 6 твэлов.

Несмотря на то, что облучение твэлов в канале осуществляется в термогидравлических условиях реактора HBWR, параметры которого отличаются от реальных ВВЭР и PWR, такие экспериментальные условия достаточно эффективны для изучения базовых характеристик собственно топливной матрицы и, особенно, для проведения сравнительных экспериментов с различными видами топлива. Это связано с тем, что создаются стабильные экспериментальные

граничные условия, определяемые температурой насыщения теплоносителя по длине твэла при низком давлении ($< 3,4$ МПа), что в совокупности с аналогичным давлением газа-наполнителя в твэле приводит к незначительному перепаду давления на оболочке. Последнее дает возможность пренебречь влиянием деформации оболочки твэла и создает более благоприятные условия для исследования характеристик топливных композиций.

Для изучения параметров топлива под облучением, опытные твэлы в общей сложности были оснащены 14 термометрами расширения (ЕТ) для измерения средней температуры в центре топливного сердечника, 10 датчиками удлинения топливного столба (ЕF) и 9 датчиками газового давления (РF). Высокая чувствительность и надежность датчиков, изготавливаемых в Институте Энерготехнологий (Норвегия), позволили провести два длительных эксперимента с контролем соответствующих параметров.

Формирование матрицы экспериментов и конструкции опытных твэлов. В первую экспериментальную сборку (IFA-503.1) были загружены 6 опытных твэлов со стандартным топливом ВВЭР, изготовленным в ОАО «МСЗ» и 6 твэлов с топливом РWR, изготовленным в соответствии со спецификацией в лаборатории Института Энерготехнологий. Во вторую экспериментальную сборку (IFA-503.2) были загружены 10 твэлов с тремя видами модифицированного топлива ВВЭР и два твэла с топливом РWR. Все опытные твэлы были оснащены датчиками и распределены между кластерами сборок, как показано на Рис. 1.

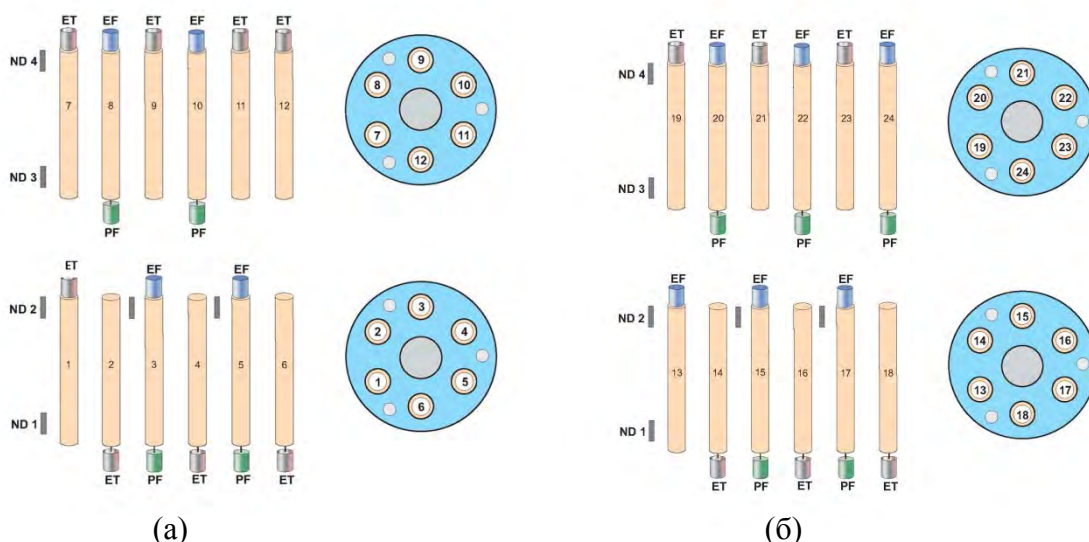


Рис. 1 Расположение твэлов в экспериментальных сборках IFA-503.1 (а):

1,2,5,7,8,11 топливо ВВЭР, 3,4,6,9,10,12 топливо РWR-1; и IFA-503.2 (б): 13,14 топливо РWR-2; 15,16 – ВВЭР-2; 17,18,19,20,21,22 – ВВЭР-; 23,24 – ВВЭР0; ND1-ND4 – ДПЗ;

EF – датчик удлинения; ET - термометр расширения; PF - датчик давления.

В первом эксперименте, где испытывалось два вида топлива, расположение опытных твэлов в обоих кластерах по типу топлива и оснащение датчиками было симметричным с

элементами дублирования и не вызывало затруднений в формировании сборки и оснащении опытных твэлов датчиками для получения полного набора характеристик. В процессе подготовки второго эксперимента пришлось решать задачу оптимизации матрицы эксперимента для исследования четырех видов топлива. Целью эксперимента было, с одной стороны, исследовать и сравнить все основные характеристики модифицированных видов топлива ВВЭР, а с другой стороны, подробно изучить один вид модифицированного, наиболее перспективного топлива в сравнении с топливом PWR. Для достижения поставленной цели было решено испытать наиболее перспективное модифицированное топливо ВВЭР-1 в твэлах с двумя калиброванными зазорами между топливом и оболочкой (0,21 и 0,27 мм) и разместить их в одном кластере. Твэлы с этим видом топлива и одинаковым зазором были также размещены в обоих кластерах, что позволило исследовать влияние температуры и нагрузки (плотности делений) на терморadiационную стабильность этого вида топлива. Особенность экспериментов заключалась в том, что оболочки опытных твэлов были изготовлены из стандартных для ВВЭР трубок (сплав Э110), поэтому диаметр топливных таблеток PWR соответствовал диаметру таблеток топлива ВВЭР. Кроме этого, таблетки топлива PWR в твэлах, оснащенных термометрами расширения, были изготовлены с центральным отверстием, подобно твэлам ВВЭР (1,8 мм), а твэлы, оснащенные датчиками удлинения топливного столба и датчиками давления, были загружены сплошными таблетками топлива PWR без лунок. Такая конструкция твэлов давала возможность сравнить термомеханические характеристики матриц топлива в зависимости от выгорания, тепловой нагрузки, и температуры. В то же время, отсутствие лунок в таблетках топлива PWR позволяло исследовать изменение характеристик матрицы топлива в центральной, горячей зоне таблеток в сравнении со стандартной формой таблеток топлива ВВЭР-440.

Была разработана программа облучения, которая позволяла максимально исследовать радиационные процессы в топливе. В первом эксперименте было запланировано изучение газовыделения в топливе при выгорании ~ 20 МВт.сут/кг U. Для этого в начале эксперимента необходимо было обеспечить нагрузку опытных твэлов, которая не позволяла бы превысить температурный порог газовыделения. Кроме этого, при разработке программы облучения было учтено, что термическая составляющая терморadiационного уплотнения топлива играет роль при температурах топлива, превышающих 1000 °C, что также ограничивало верхний предел нагрузки твэлов на ранней стадии облучения.

В третьей главе приведены основные результаты следующих внутриреакторных измерений параметров твэлов с различными видами топлива ВВЭР и PWR под облучением:

- удлинения топливного столба;
- внутреннего газового давления в твэлах;

- средней температуры топливного сердечника.

Анализ результатов этих измерений дал возможность исследовать и оценить изменение следующих ключевых параметров опытных видов топлива ВВЭР и PWR под облучением:

- теплового состояния опытных ТВЭЛов в зависимости от нагрузки для топлива с различной формой таблеток;
- деградации теплопроводности топлива в зависимости от выгорания;
- терморadiационной стабильности (уплотнения и распухания) в зависимости от выгорания;
- давления в опытных ТВЭлах в зависимости от нагрузки, выгорания и формы таблеток;
- выход газообразных продуктов деления с определением температурного порога газовой выделения.

Для более детального анализа были предложены усовершенствованные методы, которые позволили:

- оценить количество гелия (газа-наполнителя), который, возможно, абсорбируется в топливной матрице уран-оксидного топлива на ранней стадии облучения. Для этого был проведен перекрестный анализ данных по уплотнению и распуханию топлива, полученных на основании двух типов измерений – изменения длины топливного сердечника и изменения давления в ТВЭлах в процессе облучения;
- оценить осевую деформацию топливных таблеток за счет терморadiационной ползучести, которая может иметь место на первом этапе облучения топлива в центре топливного столба за счет осевых сил в месте контакта изначально плоских таблеток топлива. Такая оценка была сделана по данным измерения удлинения топливного столба в зависимости от нагрузки в первый период облучения и получены сравнительные характеристики релаксации напряжений в опытных таблетках топлива ВВЭР и PWR.

Изменение теплового состояния топлива в зависимости от тепловой нагрузки и формы таблетки. Одной из важнейших характеристик, определяющей многие процессы в топливе и влияющей на пределы безопасности, является температура, которая позволяет оценить тепловое состояние топлива и его изменение в зависимости от нагрузки и выгорания. При анализе экспериментальных данных, использованы прямые измерения температуры топлива ВВЭР и PWR в зависимости от нагрузки в начале облучения. Измеренные температуры оказались близкими для обоих видов топлива и зависели практически только от величины зазора между топливом и оболочкой. Полученные данные дали возможность оценить влияние центрального отверстия и величины зазора между топливом и оболочкой на тепловое состояние опытных ТВЭЛов и использовать эти данные для более детального анализа, как теплового состояния, так и других характеристик опытных видов топлива и ТВЭЛов под облучением. Для

верификации измерений были использованы аналогичные данные из экспериментов на реакторе МР (НИЦ «Курчатовский институт») и МИР (НИИАР), которые вместе с экспериментами в реакторе HBWR составляют базу данных по исследованию теплового состояния ТВЭЛов ВВЭР. Результаты измерений в сопоставлении с расчетами по компьютерным кодам для топлива ВВЭР (с центральным отверстием) и PWR (сплошные таблетки) также послужили доказательной базой достоверности не только внутрореакторных измерений, но и правильного распределения энерговыделения в сборках.

Особенности изменения газового давления в ТВЭЛх с различной геометрией топливных таблеток. Как известно, газовое

давление оказывает существенное влияние на термомеханическое поведение ТВЭЛов в процессе облучения. В связи с этим большой интерес вызывает анализ результатов измерения газового давления в ТВЭЛх в зависимости от тепловой нагрузки и от выгорания, в особенности, для изучения кинетики выделения газовых продуктов деления. Результаты измерения давления при первом выходе на мощность и выгорании 20 МВт.сут/кг (рис. 2) показали, что при нулевой нагрузке давление в ТВЭЛх с топливом ВВЭР несколько ниже по сравнению с ТВЭЛами PWR. Однако, с ростом нагрузки, давление в ТВЭЛх ВВЭР росло быстрее, чем в ТВЭЛх PWR за счет

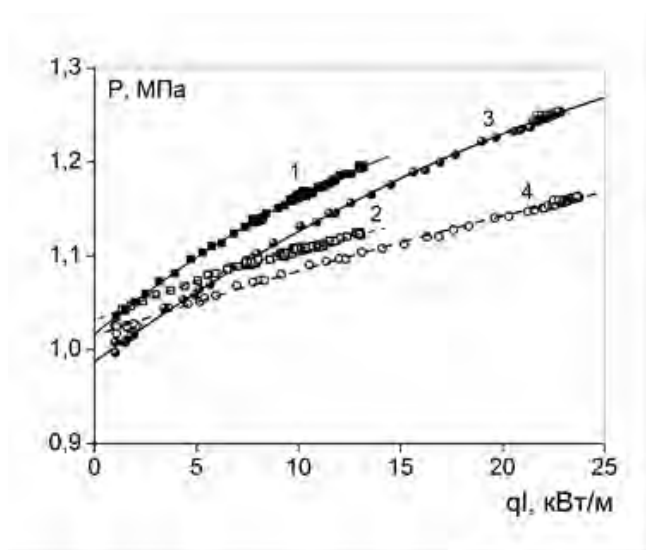


Рис. 2. Зависимость газового давления под оболочками ТВЭЛов от линейной тепловой нагрузки: 1 и 3 – топливо ВВЭР (ТВЭЛ 5); 2 и 4 – топливо PWR (ТВЭЛ 3); 1 и 2 – начало облучения; 3 и 4 – при выгорании 20 МВт.сут/кг.

более быстрого роста средней температуры газа, находящегося в зоне центрального отверстия. Это доказывает, что конструкция таблеток топлива и его формоизменение с выгоранием также могут оказывать существенное влияние на изменение газового давления в зависимости от тепловой нагрузки. Анализ экспериментальных результатов показал, что уменьшение свободного объема опытных ТВЭЛов с топливом PWR (без центрального отверстия) оказывает менее существенное влияние на изменение давления под оболочками ТВЭЛов с ростом мощности, чем температура газа в центральной отверстии таблеток ТВЭЛов с топливом ВВЭР.

Особенности удлинения топливного сердечника в ТВЭЛх с различной геометрией топливных таблеток. Анализ относительного удлинения топливных сердечников со сплошными таблетками (типа PWR) и таблетками с центральным отверстием (ВВЭР) показал,

что отсутствие лунок в таблетках PWR приводит практически к одинаковому относительному удлинению топливного сердечника в зависимости от нагрузки при первом выходе на мощность.

Однако, в процессе дальнейшего облучения, удлинение топлива со сплошными таблетками (типа PWR, но без лунок), отклоняется от первоначальной зависимости несколько сильнее, чем в случае топлива ВВЭР (рис.3). Более детально этот процесс был исследован с использованием перекрестного анализа удлинения и температуры в центре топливных сердечников, измеренных для твэлов с аналогичными видами таблеточного топлива. Относительное удлинение топливного сердечника отклоняется от теоретического термического расширения топлива, рассчитанного по измеренной температуре в центре топливного столба, более значительно для сплошных таблеток PWR (без лунок), чем для таблеток ВВЭР с центральным отверстием. Это отклонение свидетельствует о дополнительной осевой

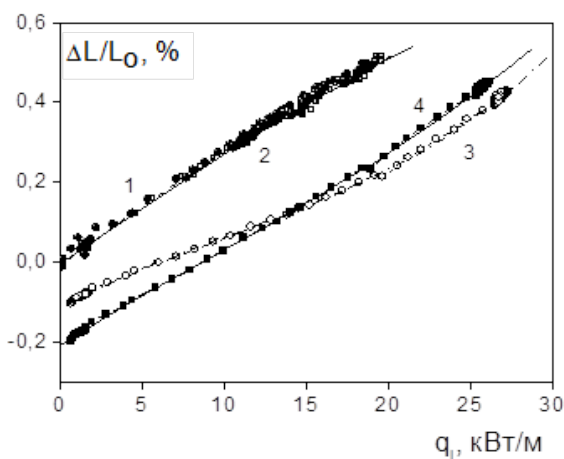


Рис. 3 Удлинение топливного сердечника в зависимости от линейной нагрузки в топливе типа PWR (2,3) и ВВЭР (1,4):

1 и 2 при первом выходе на мощность;

3 и 4- при выгорании ~ 4 МВт.сут/кг U

деформации в зоне контакта торцов таблеток, площадь которой изменяется в начале испытаний за счет контактной терморadiационной ползучести топлива изначально плоских торцов таблеток, но при нагрузке принимающих выпуклую форму за счет радиального распределения температуры. Осевые напряжения в топливе могут создаваться, как за счет пружины поджатия, так и за счет механического взаимодействия между топливом и оболочкой по механизму «храповика» в период аккомодации таблеток в твэлах в первый период облучения.

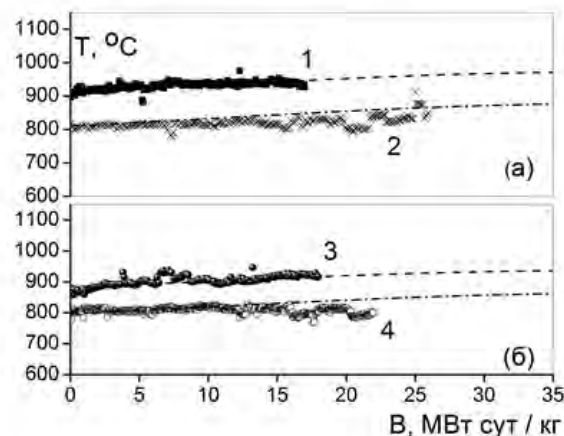
Эти напряжения достаточно быстро релаксируют за счет ползучести топлива в центральной зоне таблеток, что приводит к образованию так называемых «реакторных лунок». Специально проведенный анализ показал, что величина напряжений и их релаксация более интенсивно проходит в твэлах со сплошными таблетками (типа PWR), чем для таблеток с центральным отверстием (типа ВВЭР). Вероятно, деформация в результате такой контактной ползучести может приводить к изменению формы таблеток, которая при более высоких выгораниях может существенно повлиять на взаимодействие топлива и оболочки. По-видимому, форма стандартных таблеток PWR (с

лунками и фасками) была разработана не только, чтобы уменьшить осевое термическое расширение топливного столба ТВЭЛ, но и уменьшить этот эффект.

Изменение температуры топливного сердечника с выгоранием и оценка деградации теплопроводности топлива ВВЭР в сравнении с топливом PWR. Измерения показали, что средняя температура топлива в ТВЭЛ с одинаковым начальным зазором незначительно отличается в начале облучения, что характеризует практически одинаковую теплопроводность и слабый эффект исходной плотности топлива. Незначительные отличия появились с выгоранием за счет большего уплотнения топлива ВВЭР, но и этот эффект оказался не столь значительным. Анализ измерений показал, что топливо ВВЭР-1 оказалось более термостабильным в начальной стадии облучения, чем стандартное топливо ВВЭР и топливо PWR, где температура упала за счет растрескивания и релокации при первом выходе на мощность. На рост температуры в ТВЭЛ ВВЭР-1 несколько повлияло уплотнение топлива на ранней стадии облучения, что, возможно, компенсировало падение температуры за счет релокации и стабилизировало в дальнейшем температуру с повышением выгорания.

При дальнейшем облучении на тепловое состояние ТВЭЛ оказывали влияние такие радиационные процессы, как распухание и деградация теплопроводности, оценка которых является достаточно важной с точки зрения прогнозирования поведения ТВЭЛ до глубоких выгораний.

На основе анализа измерений температуры топлива, нормированной к одинаковой нагрузке (рис. 4), в опытных ТВЭЛ с разными исходными зазорами между топливом и оболочкой, а также учитывая одинаковое распухание топлива, отсутствие газовыделения и пренебрежимо малую деформацию оболочки в условиях эксперимента, было сделано предположение, что деградация эффективной теплопроводности топлива ВВЭР идентична топливу PWR. Это означает, что зависимость теплопроводности от выгорания (полученная в Халдене на основе многочисленных экспериментов), может быть использована с определённой степенью достоверности и для топлива ВВЭР.



*Рис. 4 Изменение температуры топлива нормализованной к линейной мощности 20 кВт/м в зависимости от выгорания топлива в ТВЭЛ PWR (а) и ВВЭР (б):
1 – зазор 0,27 мм, 2 – зазор 0,21 мм,
3 – зазор 0,27 мм, 4 – зазор 0,21 мм
(-----) и (----) – расчетные температуры.*

Удлинение, терморadiационное уплотнение и распухание топливного сердечника.

Результаты измерения удлинения топливного сердечника были использованы для анализа терморadiационного уплотнения и распухания топлива в целях оценки радиационной стабильности различных видов топлива ВВЭР и типичного топлива PWR от выгорания. Для определения изменения длины топливного сердечника были использованы данные при нулевой тепловой мощности и температуре теплоносителя 235 °С, а также данные измерения этих же параметров на мощности реактора, нормализованные к нулевой тепловой нагрузке и той же температуре теплоносителя. Остаточные осевые деформации, измеренные при нулевой нагрузке, дали возможность оценить

кинетику радиационной составляющей уплотнения, а также радиационное распухание топлива, в зависимости от выгорания. Анализ этих конкурирующих процессов показал, что распухание опытных видов топлива в зависимости от выгорания почти одинаково, в то время, как уплотнение значительно отличается и зависит от вида топлива. Из данных, приведенных на рис.5, видно, что все виды топлива ВВЭР уплотняются несколько больше, чем топливо PWR. Однако модифицированное топливо ВВЭР-1 оказалось наиболее стабильным и ближе всего к топливу PWR. Дальнейший анализ показал, что распухание уран-оксидного топлива за счет накапливаемых в нем продуктов деления, является линейной функцией выгорания, что подтверждается многими экспериментами в Халдене. Распухание топлива ВВЭР и PWR практически одинаковое и составляет $(0.50 \pm 0.05)\% / 10 \text{ МВт.сут/кг } \text{UO}_2$.

Итак, анализ показал, что распухание опытных видов топлива в зависимости от выгорания почти одинаково, в то время, как уплотнение значительно отличается и зависит от вида топлива. Из данных, приведенных на рис.5, видно, что все виды топлива ВВЭР уплотняются несколько больше, чем топливо PWR. Однако модифицированное топливо ВВЭР-1 оказалось наиболее стабильным и ближе всего к топливу PWR. Дальнейший анализ показал, что распухание уран-оксидного топлива за счет накапливаемых в нем продуктов деления, является линейной функцией выгорания, что подтверждается многими экспериментами в Халдене. Распухание топлива ВВЭР и PWR практически одинаковое и составляет $(0.50 \pm 0.05)\% / 10 \text{ МВт.сут/кг } \text{UO}_2$.

Изменение давления под оболочкой твэлов. Измерения показали, что давление в процессе облучения во всех опытных твэлах достаточно стабильно. В основном, изменения были связаны с мощностью энерговыделения твэлов и, как показал дальнейший анализ, с изменением объема топлива вследствие уплотнения в начале облучения и последующего распухания с ростом выгорания. Отмечается, что оценка объемного уплотнения топлива по измерению газового давления в твэлах является достоверной только при неизменности массы газов в твэлах и незначительном влиянии на свободный объем твэлов таких процессов, как

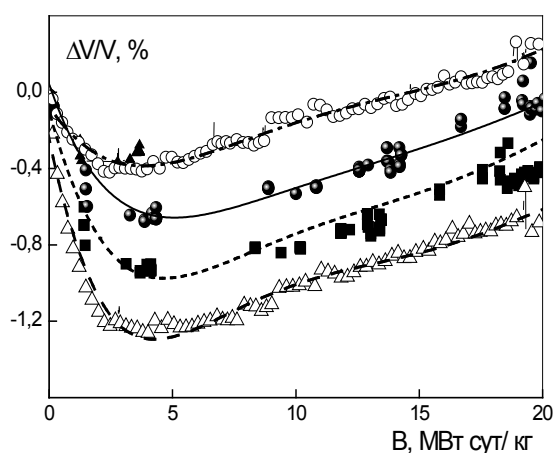


Рис. 5 Уплотнение топлива PWR-1 (○) и стандартного топлива ВВЭР (Δ) в сборке IFA-503.1 и топлива PWR-2 (▲), ВВЭР-1 (●) и ВВЭР-2 (■) в сборке IFA-503.2.

деформирование оболочки (ползучесть и радиационный рост) и увеличение открытой пористости вследствие растрескивания таблеток.

С учетом всех факторов, влияющих на оценку уплотнения топлива по изменению давления в твэле, было получено соотношение для определения изменения объема топлива. Анализ показал, что суммарная погрешность измерений составляет не более $\pm 3\%$ от величины свободного объема, а влияние деформирования оболочки и открытых пор достаточно мало и вместе составляет не более $\pm 0.3\%$ от общего изменения свободного объема. Оценка изменения

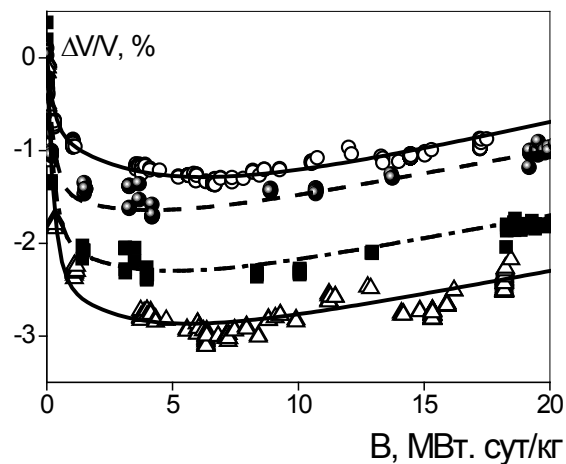


Рис. 6 Уплотнение топлива ВВЭР и PWR, оцененное по данным измерения давления

1(○)- PWR-1 (503.1); 2(●)- ВВЭР-1;
3(■)- ВВЭР-2; 4(Δ)-ВВЭР (503.1).

объема топлива, выполненная по данным изменения давления (рис 6), также свидетельствует о повышенном уплотнении всех видов топлива ВВЭР, по сравнению с топливом PWR, что подтверждает данные, полученные по изменению длины топливного столба.

Однако, очевидная разница в оценках уплотнения по удлинению и давлению в опытных твэлах может свидетельствовать об уменьшении количества газа (гелия) в твэле при условии изотропного характера процесса уплотнения. Послереакторные исследования подтверждают дефицит гелия в свободном объеме твэла за счет диффузии в топливную матрицу на ранней стадии облучения. Для исследования процесса была разработана специальная методика, которая позволила изучить кинетику и оценить количество абсорбирующегося гелия в топливе. Было установлено, что абсорбция происходит в первые часы облучения и, возможно, связана с выравниванием концентраций и давления технологических газов, оставшихся в порах топлива и гелия – газа наполнителя твэлов. Механизм процесса и факторы, влияющие на величину абсорбирования, такие как давление газа, температура топлива, и концентрации газов, влияющие на диффузионные процессы, недостаточно изучены в связи с отсутствием достаточного количества экспериментальных данных.

Необходимо отметить, что распухание, оцененное по измерениям удлинения топливного столба и изменению давления в твэлах, оказалось практически одинаковым, что свидетельствовало о стабильном поведении газа после завершения процесса уплотнения и отсутствии газовой выделения на первом этапе экспериментов.

Оценка выделения газообразных продуктов деления в топливе ВВЭР и PWR.

При выгорании около 20 МВт.сут/кг была кратковременно увеличена нагрузка твэлов в сборке IFA-503.1, которая позволила наблюдать газовыделение из топлива ВВЭР и PWR. Анализ измерений давления в твэлах, с учетом изменения свободного объема за счет распухания показал, что газовыделение составило около 1% для обоих видов топлива. Послереакторные исследования одного из твэлов с топливом ВВЭР подтвердили это, что дало возможность оценить температурный порог газовыделения для твэлов ВВЭР при достигнутом выгорании (рис 7).

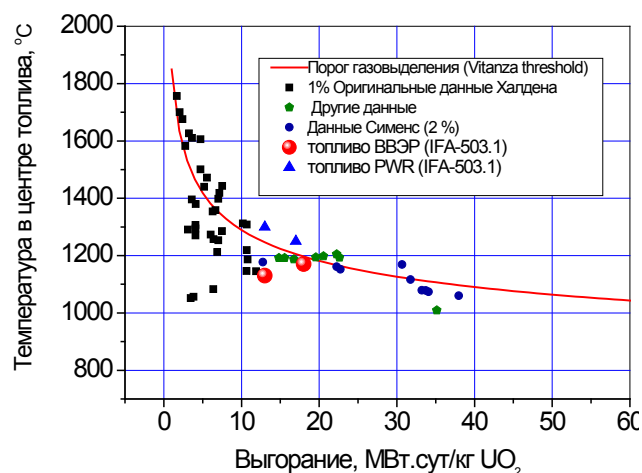


Рис. 7 Температурный порог газовыделения уран-оксидного топлива.

В четвертой главе приведены описание методики микроструктурных исследований образцов топлива, а также методов компьютерной обработки изображений плоских шлифов и определения объемной пористости по размерам пор для всех опытных видов топлива. Приведен количественный анализ полученной информации в сопоставлении с данными внутриреакторных измерений, характеризующих терморadiационную стабильность различных видов топлива ВВЭР под облучением в сравнении с топливом PWR.

Исследование и анализ микроструктуры топлива ВВЭР и PWR. Матрица для микроструктурных исследований была выбрана в соответствии с задачами внутриреакторных экспериментов по определению наиболее стабильного топлива ВВЭР. Наиболее стабильное (по данным внутриреакторных измерений) модифицированное топливо ВВЭР-1 было исследовано в полном диапазоне размера пор (0.1 - 1 мкм, 0.5 –10 мкм и 5 -50 мкм) с использованием не только оптического (Light Optical Microscope – LOM), но и электронного микроскопа (Scanning Electron Microscope JSM-840 - SEM).

Полное распределение пористости по размерам пор для остальных видов топлива было получено посредством экстраполяции данных микроструктурных исследований в среднем диапазоне размера пор (0.5 – 5.0 мкм) на субмикронную область и в зону крупных пор, используя данные по исходной плотности топлива и нормально-логарифмическую функцию распределения. При определении фракционной пористости для всех видов топлива было сделано предположение, что все виды модифицированного топлива ВВЭР и типичное топливо PWR, аналогично топливу ВВЭР-1 (для которого было получено реальное распределение)

имеет двухпиковое нормально-логарифмическое распределение пористости по логарифмическим интервалам.

В результате были получены сглаженные распределения пористости по размерам пор для всех видов топлива (рис 8). Анализ показал, что принципиальным отличием распределений пористости топлива ВВЭР от топлива PWR является смещение первого пика в сторону субмикронной пористости.

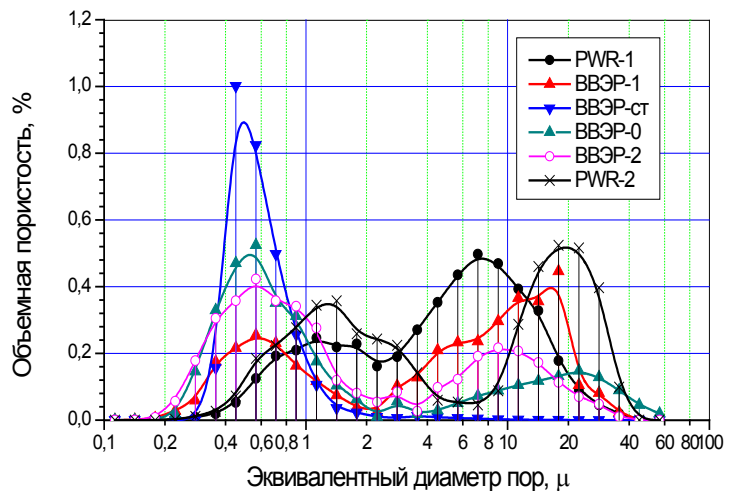


Рис. 8 Распределение объемной пористости по размерам пор в опытных видах топлива

Сопоставление данных микроструктурных исследований и внутриреакторных характеристик исследуемых видов топлива ВВЭР и PWR позволило провести анализ влияния структурно-технологических параметров и распределения пористости по размерам на терморadiационную стабильность уран-оксидного топлива ВВЭР и PWR. На основании полученных данных (Таблица 3) был проведен корреляционный анализ между микроструктурными и внутриреакторными характеристиками опытных видов топлива, который подтвердил общепризнанную тенденцию к повышению радиационного уплотнения топлива с увеличением фракции субмикронной пористости (рис. 9). В то же время, анализ влияния среднего размера зерна, исследованных видов топлива, на внутриреакторное уплотнение не выявил явной корреляции в этом диапазоне размеров зерен (7-11 мкм).

Сопоставление данных внутриреакторного уплотнения и результатов тестов на доспекаемость для опытных таблеток топлива ВВЭР показало достаточно хорошую корреляцию (рис. 10), которая подтверждает данные исследований для топлива PWR. Сравнение кинетики уплотнения исследуемых видов топлива в зависимости от выгорания выявило влияние радиационной нагрузки (плотности делений), в то время как температура топлива не превышала в среднем 1000 °С. Для анализа были использованы данные измерений твэлов с одним видом топлива в разных кластерах (чтобы обеспечить разную нагрузку) и с различными зазорами в одном кластере (чтобы достичь разных температур).

Полученные внутриреакторные данные, в сопоставлении с микроструктурными исследованиями и исходными характеристиками, дали основания рекомендовать заводу-изготовителю усовершенствовать структурно-технологические параметры таким образом,

чтобы сформировать пористую структуру топлива ВВЭР, подобно топливу РWR, с фракцией субмикронной пористости, не превышающей 20 %, что даст возможность повысить его терморadiационную стабильность.

Таблица 3. Сопоставление внутривреакторных и микроструктурных характеристик опытных видов топлив.

Параметр	ВВЭР	ВВЭР-0	ВВЭР-2	ВВЭР-1	PWR-1	PWR-2
Исходная пористость, %	2,9	3,6	3,9	3,9	4,7	4,7
Средний размер зерна, мкм	7	7	10	11	10	9
Термическое доспекание при 1700 °С 24 часа, среднее, % $\Delta V/V_0$	1,45	0,84	0,81	0,57	-	-
Внутривреакторное уплотнение, % $\Delta V/V_0$	1,04-1,25	0,65	0,87	0,39-0,63	0,30-0,42	0,36
Изменение исходной пористости, %	35,8-41,4	18,1	22,3	10,0-16,2	6,4-8,9	7,7
Средняя плотность делений при уплотнении, дел/ см ³ /сек, x 10 ¹³	0,85-1,15	1,30	1,70	1,15-1,80	0,75-1,05	1,70
Внутривреакторное распухание, % $\Delta V/V_0$ /10 МВт.сут/кг UO ₂	0,50-0,55	0,5	0,5	0,50-0,55	0,45-0,55	0,45-0,50
Объемная субмикронная пористость < 1 мкм, %	2,6	2,1	1,9	1,1	0,61	0,81

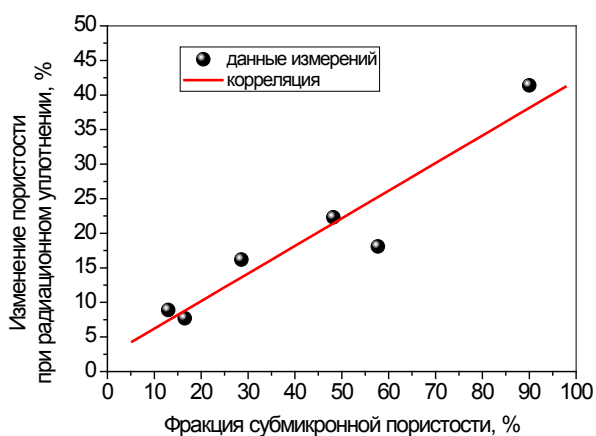


Рис. 9 Корреляция между внутривреакторным уплотнением и фракцией субмикронной пористости.

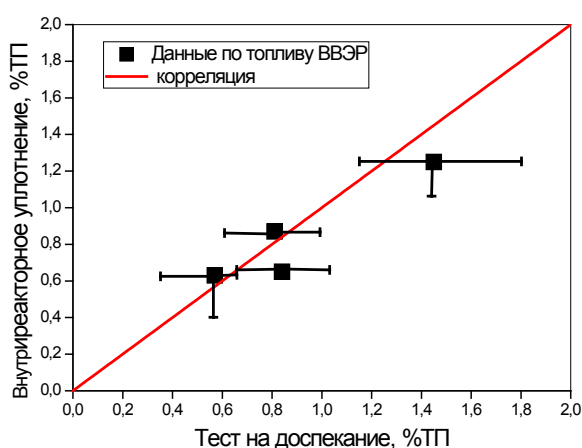


Рис. 10 Корреляция между внутривреакторным уплотнением и термической доспеканостью

ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ РАБОТЫ

1. Разработана матрица экспериментов, программа испытаний и впервые получены результаты реакторных экспериментов по совместному облучению нескольких видов топлива ВВЭР и PWR в исследовательском реакторе HBWR.
2. Получена надежная база данных по внутриреакторным измерениям ключевых параметров опытных твэлов ВВЭР, в том числе с модифицированным топливом, в условиях длительного облучения, которая может быть использована для верификации компьютерных кодов, предназначенных для прогнозирования поведения твэлов при высоких выгораниях.
3. Усовершенствованные методы обработки экспериментальных данных, полученных с использованием внутриреакторных датчиков, позволили провести детальный анализ особенностей поведения опытных видов топлива с таблетками различной формы.
4. Анализ изменения температуры топлива в зависимости от выгорания показал, что деградация теплопроводности топлива ВВЭР и PWR практически не отличается, что позволяет использовать модели изменения теплопроводности, разработанные для топлива PWR.
5. На основании данных изменения давления в опытных твэлах с ростом нагрузки и измерений соответствующих температур в центре топливного сердечника была сделана оценка температурного порога газовыделения для топлива ВВЭР при выгорании ~ 20 МВт.сут/кг U, что дает возможность рассчитать предельные нагрузки для твэлов ВВЭР-440, позволяющие избежать избыточного выделения газовых продуктов деления на этой стадии облучения.
6. Показано, что наряду с радиационным уплотнением, в центральной зоне топливных таблеток с плоскими торцами может иметь место радиационная ползучесть, приводящая к такому формоизменению таблеток, которое может оказать влияние на взаимодействие топлива и оболочки при более высоких выгораниях.
7. Исследована исходная микроструктура опытных видов топлива ВВЭР и PWR, в частности, получены оценки распределения объемной пористости по размерам пор и проведен анализ структуры пористости. Показано, что распределение пористости топлива ВВЭР смещено в сторону субмикронной пористости по сравнению с топливом PWR, что и приводит к несколько повышенному радиационному уплотнению.
8. Сопоставление параметров топлива ВВЭР и PWR, полученных в эксперименте, и исходной микроструктуры позволило получить корреляцию между терморadiационным уплотнением опытных видов топлива ВВЭР и исходной фракцией субмикронных пор, а также результатами теста на термическое доспекание.
9. Показано, что радиационное распухание за счет накопления продуктов деления практически не зависит от исходной микроструктуры топлива, одинаково для всех опытных видов топлива ВВЭР и PWR, и составляет $(0.50 \pm 0.05)\% / 10$ МВт.сут/кг UO_2 .

10. Полученные данные позволили выдать практические рекомендации по совершенствованию структурно-технологических параметров и микроструктуры топлива ВВЭР при его производстве, которые направлены на повышение его терморadiационной стабильности. В частности, было рекомендовано формировать пористую структуру топлива ВВЭР, подобно топливу PWR, с фракцией субмикронной пористости, не превышающей 20 %.
11. Таким образом, в рамках выполнения диссертационной работы решена важная задача, имеющая существенное значение: впервые получены экспериментальные данные по влиянию исходных структурно-технологических параметров на терморadiационную стабильность и изменение характеристик топлива ВВЭР и PWR при одновременном совместном облучении в реакторе HBWR. Показано, что модернизированное оксидное топливо ВВЭР по своим термомеханическим характеристикам не уступает топливу PWR, что может быть использовано в качестве базы для обоснования экспортных возможностей топлива российского производства для реакторов PWR.

Основные результаты диссертации изложены в следующих работах:

1. Волков Б.Ю., Рязанцев Е.П., Яковлев В.В. и др. «Исследования поведения топлива ВВЭР и PWR, облученного в реакторе HBWR», Атомная Энергия, декабрь 2011, т. 111, вып. 6, с. 342-348.
2. Волков Б.Ю., Рязанцев Е.П., Яковлев В.В. и др. «Исследования модифицированного топлива ВВЭР и типового PWR на реакторе HBWR (Норвегия)», Атомная Энергия, сентябрь 2012, т. 113, вып. 3, с.140 – 145.
3. Волков Б.Ю., Рязанцев Е.П., Яковлев В.В., Калыгин В.В. и др. «Особенности внутриреакторного поведения урандиоксидного топлива ВВЭР и PWR с таблетками различной формы» Атомная Энергия, (в печати).
4. Волков Б.Ю., Рязанцев Е.П., Яковлев В.В., Калыгин В.В. и др. «Исследование влияния структурно-технологических параметров на терморadiационную стабильность топлива ВВЭР и PWR», Атомная Энергия, (в печати).
5. Volkov B., Ryazantzev E., Yakovlev V. «In-pile WWER fuel investigation in the Halden Reactor», paper 3.13 presented in Third International Seminar «WWER Reactor fuel performance, Modelling and experimental support», Bulgaria, Pamprorovo, 4 - 8 October 1999, p. 158-164.
6. Volkov B., Strijhov P. “Integration of PIN and FRASM Codes Improved WWER Fuel Simulation under Operational and Accident Conditions”, Third International Seminar "WWER Reactor Fuel Performance, Modeling and Experimental Support", Pamprorovo, Bulgaria, October 1999.

7. Strizhov P., Volkov B. "Integral High Burnup Fuel Simulation Under Operational and Accident Conditions" ANS International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, Park City, Utah, April 10-13, 2000.
8. Volkov B., Strizhov P., Ryazantzev E. "Modelling of PWR and WWER fuel behaviour in Halden comparative tests using the new code SPAN", IAEA Technical Committee, Windermere, 19-23 June, 2000, IAEA-TECDOC-1233, p. 305-321.
9. B. Volkov, T. Tverberg "Irradiation Performance of Modified WWER Fuel Compared with Typical PWR fuel in the Halden Reactor Test", International Conference on WWER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support, Kranevo, Varna, Bulgaria, 1-5 October 2001, p 186-196.
10. Volkov B., Kolstad E. "Review of WWER fuel and material tests in the Halden reactor", 6th International Conference on WWER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support, 19-23 September 2005, Albena, Bulgaria. p. 214-221.
11. Volkov B., Devold H., Ryazantzev E., Yakovlev V. "Comparative analysis of WWER and PWR fuel behaviour to a burnup of 18 MWd/kgUO₂", HWR-541, December 1997.
12. Volkov B., Devold H., Ryazantzev E.P. Yakovlev V.V. "In-pile Data Analysis of the Comparative WWER/PWR Test IFA-503.1. Final Report", EHPG meeting, Loen, Norway, 1999.
13. Volkov B., Ryazantzev E., Yakovlev V. "Behaviour of Different Modified WWER Type Fuels during the Initial Stage of Irradiation", HWR-610, EHPG meeting, Loen, Norway May 1999.
14. Volkov B. Ryazantzev E., Yakovlev V. "The Thermal and Mechanical Behaviour of Modified WWER Fuel Compared with PWR Specification Fuel in IFA-503.2" HWR-637, December 2000.
15. Volkov B., Ryazantzev E., Yakovlev V. "Irradiation Performance of WWER and PWR Fuel Tested in IFA-503.2 to a Burnup of 20 MWd/kgUO₂", HWR-708, EHPG meeting, Storefjell, 2002.
16. Volkov B., Jensen H., Espeland M., Oberländer B. « Preliminary report on evaluation of volume pore-size distribution in different WWER and PWR fuel types from microstructural examinations» Report IFE/KR/F-2002/096, June, 2002.
17. Volkov B. Lestinen V. "Review of WWER Fuel Behaviour Compared with PWR Fuel in IFA-503", paper 5.1 (HWR-761), Proceedings of EHPG meeting, Sandefjord, Norway, 2004.
18. Volkov B. Lafchiev K. "Study of WWER Fuel Behaviour in IFA-503; An Up-Date", Paper 5.9 (HWR-818) Proceedings of EHPG meeting, Lillehammer, Norway, 2005.
19. Volkov B. "Integral approach to innovative fuel and material investigations in the Halden Reactor". 8th International Conference on WWER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support, 26 September – 04 October 2009, Burgas, Bulgaria.
20. B. Volkov, Y. Minagawa, T. Elisenberg, M. McGrath «Upgrading of the Halden Reactor Experimental Capabilities for Innovative Fuel and Material Testing» ENS, RRFM meeting, Rome March 2011.