

РЕШЕНИЕ

IX Российской конференции
по реакторному материаловедению

г. Димитровград

14 –19 сентября 2009 г.

1. Общая информация.

С 14 по 19 сентября 2009 года в Открытом акционерном обществе «Государственный научный центр научно-исследовательский институт атомных реакторов» была проведена очередная IX Российская конференция по реакторному материаловедению.

В подготовке и проведении конференции приняли участие представители из 42 предприятий и организаций: Госкорпорации «Росатом», ОАО «ТВЭЛ», ОАО «Концерн Энергоатом», ОАО «ВНИИНМ», ОАО «ГИ «ВНИПИЭТ», ОАО «ВНИИХТ», ОАО «ГНЦ НИИАР», ОАО «МСЗ», ОАО «НЗХК», ОАО «НИИТФА», ОАО «НИКИЭТ», ОАО НПО «ЦНИИТМАШ», ОАО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», ОАО «ОКБМ Африкантов», ОАО «ЧМЗ», ФГУП «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», ФГУП «ИРМ», ФГУП «НИТИ», ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», ФГУП «РФЯЦ – ВНИИЭФ», ФГУ «НТЦ ЯРБ», ФГУП «ФЦ ЯРБ», ФГУП ЦНИИ КМ «Прометей», РНЦ «Курчатовский институт», ГОУ ВПО МИФИ, ГОУ ВПО УлГУ, НИФТИ НГУ, Уральского института ГПС МЧС России, ООО НПО «ИЗОСТЕР», ООО НПФ «Сосны», ООО «Брукер», ООО «Мелитек».

Общее число участников – 198 человек, 78 российских иногородних, 103 сотрудников НИИАР и 17 студентов Димитровградского филиала ГОУ ВПО УлГУ.

Проведены одно пленарное заседание и по четыре заседания двух секций, а также два заседания стендовых секций:

Секция 1. ТВС, твэлы и циркониевые материалы для ядерных реакторов.

Секция 2. Конструкционные, поглощающие, замедляющие материалы ядерных реакторов.

На конференции были зачитаны и рассмотрены (с учётом стендовых) 144 доклада: 5 докладов на пленарном заседании, 24 докладов на первой, 22 на второй секции и 80 докладов на стендовых секциях.

В докладах были представлены результаты исследований и испытаний, полученные за последние 3 года в рамках реализации Стратегии развития атомной энергетики, отраслевых программ по следующим направлениям:

- ❖ ТВС и твэлы реакторов ВВЭР;
- ❖ ТВС и твэлы реакторов РБМК;
- ❖ Твэлы, топливо и конструкционные материалы реакторов на быстрых нейтронах;
- ❖ топливо и твэлы для реакторов малой энергетики и исследовательских реакторов;
- ❖ проблемы обращения с ОЯТ;
- ❖ циркониевые сплавы;
- ❖ стали для корпусов, ВКУ и оборудования реакторов;
- ❖ поглощающие и замедляющие материалы;
- ❖ методическое обеспечение реакторного материаловедения;
- ❖ моделирование радиационного повреждения материалов и конструкций.

Полученные результаты рассмотрены также с точки зрения целей и задач Федеральной целевой программы (ФЦП) «Развитие атомного энергопромышленного комплекса России на 2007 – 2010 годы и на перспективу до 2015 года» и концепции новой ФЦП «Ядерные энерготехнологии нового поколения на 2010-2015 гг./», которую планируется принять в конце 2009г.

2. Конференция ОТМЕЧАЕТ:

Наиболее важные результаты проведённых работ по реакторному материаловедению:

По разделу ТВС и твэлы реакторов ВВЭР:

Усовершенствование ядерного топлива и разработка перспективных топливных циклов для АЭС с реакторами ВВЭР-1000 осуществляется на базе ТВСА и ТВС-2.

За последние годы в НИИАР проведены исследования четырех ТВСА, отработавших от 1 до 6 реакторных кампаний, реперной ТВС-2, отработавшей в течение 3-х кампаний, а также негерметичной ТВС-2, отработавшей одну кампанию. Основными целями исследований являлись получение экспериментальных результатов в обоснование работоспособности изделий либо установление причин разгерметизации. Результаты послереакторных исследований подтверждают высокую геометрическую стабильность и жесткость несущего каркаса ТВСА и ТВС-2 при эксплуатации до среднего выгорания топлива по ТВС ~ 50 МВт сут/кгU. Коррозионное состояние каркасов ТВСА, отработавших до 6 топливных кампаний, удовлетворительное. Изменения, внесенные в конструкцию ТВС ВВЭР-1000 при создании ТВСА и ТВС-2, не оказали негативного влияния на твэлы. Причины разгерметизации твэлов не были связаны с особенностями конструкции сборок. Экспериментально подтверждена возможность замены негерметичных твэлов в ТВС ВВЭР-1000, выполненных в ремонтпригодном варианте.

По разделу ТВС и твэлы реакторов РБМК:

По результатам послереакторных исследований ЭТВС РБМК-1000, подтверждена удовлетворительная эксплуатационная надежность твэлов. Продемонстрирована работоспособность ЭТВС с центральным закреплением твэлов при эксплуатации до выгораний ~ 26 МВт-сут/кгU. Экспериментально обоснована работоспособность ТВС РБМК с оболочками твэлов, произведенными по менее затратной и более экологически чистой технологии без операций финишного травления и анодирования.

Ключевой проблемой увеличения выгорания топлива РБМК-1000 до ~ 35 МВт-сут/кгU является разработка ДР, способных обеспечивать минимальную локальную коррозию оболочек твэлов и сохранять работоспособность в течение всего срока службы ЭТВС.

По разделу твэлы, топливо и конструкционные материалы реакторов на быстрых нейтронах:

Технология пирохимической переработки топлива быстрых реакторов с изготовлением твэлов по вибротехнологии выведена в НИИАР на преиндустриальный уровень. Изготовлена 21 тепловыделяющая сборка для реактора БН-600. Принято решение о выборе вибротехнологии в качестве основной для производства первой загрузки активной зоны реактора БН-800.

Анализ требований и условий работы перспективных быстрых реакторов нового поколения показывает необходимость создания принципиально новых оболочечных материалов. Поэтому в Программе по конструкционным материалам для реакторов на быстрых нейтронах необходимо иметь уровни по усовершенствованию существующих материалов (на базе ЧС68, ЭП172, ЭП450, ЭП823 и др.) для решения текущих и ближайших задач и по исследованию новых материалов, разрабатываемых с использованием современных технологий (порошковые и нанотехнологии, создание композитов, химико-термическая обработка) – для реализации инновационных проектов по быстрым реакторам. Удовлетворить повышенным эксплуатационным требованиям могут сплавы на основе ванадия, плакированные ферритной нержавеющей сталью. При этом отсутствие в имеющейся реакторной технике близких аналогов требует глубокой экспериментальной и технологической проработки.

По разделу топливо и твэлы для реакторов малой энергетики и исследовательских реакторов

Созданная технология изготовления дисперсионных заливных твэлов показала гибкость и универсальность, сохранив до сегодняшнего дня инновационный потенциал. Следует отметить удачный выбор топливной композиции, которая оказалась исключительно радиационностойкой и

совместимой с основными оболочечными материалами.

Все конструкции твэлов, продемонстрировали хорошие эксплуатационные характеристики и позволили за 35 лет увеличить кампанию активных зон атомных ледоколов в 6 раз. Внедрение серийных активных зон типа 14-10-3 на основе твэлов в циркониевых оболочках обеспечило существенное повышение радиационно-экологической безопасности ледокольных реакторов.

Керметные твэлы с матрицей из алюминиевых и оболочками из циркониевых сплавов перспективны для применения в активных зонах ПЭБ, атомных станций малой и средней мощности, исследовательских реакторах с пониженным в соответствии с программой RERTR обогащением топлива, ВВЭР с повышенной маневренностью и глубиной выгорания топлива, а также для утилизации (сжигания) плутония. Разработан и утвержден технический проект твэла 14-14 для головной кассетной активной зоны ПЭБ, удовлетворяющей требованиям МАГАТЭ.

Начаты исследования по созданию еще более ураноемкого дисперсионного ядерного топлива на основе сплавов урана в матрице из сплавов циркония (МЕТМЕТ топлива).

Общим для всех перспективных коммерческих реакторов транспортного типа является существенное повышение требований по ресурсу и сроку службы относительно достигнутых значений. В связи с этим в реакторе «МИР» начаты реакторные испытания перспективных твэлов для активных зон атомных ледоколов с большим энергоресурсом и сроком службы.

Для российских исследовательских реакторов разрабатывается низкообогащенное топливо на основе уран-молибденовых сплавов. Отработана технология изготовления тепловыделяющих сборок и твэлов. Перспективным направлением работ является создание стержневых твэлов и тепловыделяющих сборок на их основе. Для лицензирования российского уран-молибденового топлива при поддержке ОАО ТВЭЛ на НЗХК были изготовлены полномасштабные тепловыделяющие сборки типа ИРТ (ИРТ-3М с трубчатыми твэлами и ИРТ-У со стержневыми твэлами). Проведены реакторные испытания сборок. Начаты послереакторные исследования.

Основной проблемой использования дисперсионного U-Mo/Al топлива является нестабильное поведение в реакторных условиях слоя взаимодействия, образующегося между частицами топлива и окружающей их алюминиевой матрицей. С целью снижения взаимодействия частиц уран-молибденового топлива с матрицей проведены реакторные испытания опытных минитвэлов с модифицированной топливной композицией, начаты послереакторные исследования.

Начаты испытания опытных минитвэлов на основе монолитного уран-молибденового топлива в реакторе МИР.

По разделу циркониевые сплавы:

Применение отечественных циркониевых сплавов Э110, Э125 и Э635 обеспечило длительность эксплуатации без разгерметизации твэлов до 7 лет в реакторах типа ВВЭР и до 12 лет в реакторах РБМК. Тем не менее для целей реализации перспективных проектов продолжены до и послереакторные исследования оболочек твэлов и других элементов ТВС из циркониевых сплавов, как штатного состава Э110, Э125 и Э635, так и модифицированных сплавов на их основе. Оптимизация состава и состояния циркониевых материалов для использования в новых проектах активных зон проводится в рамках системы Zr-Nb-(Fe-Sn-O) с учетом экспериментальных проработок и результатов испытаний вариантов легирующего состава. Представленные данные демонстрируют определённый прогресс в выявлении механизмов и понимании процессов, происходящих в циркониевых сплавах при облучении.

Разрабатываются модели коррозионного поведения циркониевых сплавов в водоохлаждаемых атомных реакторах, в том числе и с оценкой влияния легирующих элементов на равномерную и нодулярную коррозию. Получены новые данные по коррозии сплавов Э635 и Э110, после эксплуатации в реакторе ВВЭР-1000 в течение 6(шести) лет.

Совершенствуются методы оценки структурного и текстурного состояния циркониевых сплавов, фазовых превращений, определения химического состава (в том числе и водорода), распределения и морфологии гидридов.

Проведена оценка поведения (коррозия, ЗГР, деформация) оболочек твэлов и дистанционирующих решёток в условиях длительного хранения, а также в условиях ЛОСА.

По разделу стали для корпусов, ВКУ и оборудования реакторов:

Обосновано продление срока службы корпусов реакторов ВВЭР-440 1-го поколения на 15 лет с получением лицензии на эксплуатацию каждые 5 лет.

Дооблучение материала темплетов в каналах для образцов-свидетелей ВВЭР-440/213 с коэффициентом опережения менее 6 показывает возможность продления срока эксплуатации корпусов на 25–30 лет.

Продолжались исследования по разработке основных, сварочных и наплавочных малоактивируемых радиационно-стойких хромистых сталей мартенсито-бейнитного класса (с содержанием хрома 2,5; 9 и 12%) для корпусных и внутрикорпусных конструкций активных зон перспективных атомных энергетических установок деления и термоядерных реакторов синтеза повышенной экологической безопасности и ресурса.

Определены требования к моделированию условий ВКУ (флаксы, флюенсы, повреждающая доза) для РУ по проекту АЭС-2006. Показана выполнимость этих требований в исследовательских реакторах НИИАР.

Полученные и представленные результаты полезны, но недостаточны при рассмотрении возможности продолжения эксплуатации реакторов сверх проектного срока и обосновании проекта реактора ВВЭР АЭС-2006. Необходимо провести дооблучение в реакторе БОР-60 образцов стали X18H10T до повреждающих доз 80-90 сна для повышения обоснованности прогнозных оценок физико-механических свойств материалов ВКУ реакторов ВВЭР-1000 и АЭС-2006.

Необходимо рассмотреть выбор новых материалов для обеспечения работоспособности ВКУ ВВЭР-1200 в рамках АЭС-2006 (до 160 сна).

По разделу поглощающие и замедляющие материалы:

Разработана технология изготовления и получены экспериментальные данные о свойствах нового высокоэффективного и радиационно-стойкого поглощающего материала – гафната диспрозия. Использование таблеток гафната диспрозия в качестве поглощающего сердечника для пэлов ПС СУЗ реакторов типа ВВЭР позволит повысить их эксплуатационные характеристики и эксплуатационный ресурс до 25–30 лет. Данный поглощающий материал по своим технико-экономическим характеристикам не имеет мировых аналогов и рекомендуется для использования в органах регулирования ядерных реакторов на тепловых нейтронах различного типа.

Продолжены работы по созданию новой константной базы графита. Основные работы по облучению графита проводятся на реакторах НИИАР БОР-60 и СМ-3. Исследованы изменения физико-механических свойств и размерные изменения графита ГР-280 до флюенса нейтронов $3 \cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$ при облучении в реакторе БОР-60. Изучаются объёмные изменения графита при радиационной ползучести.

По разделу методическое обеспечение реакторного материаловедения:

Несмотря на отсутствие целевого федерального финансирования направленного на развитие методической и экспериментальной базы реакторного материаловедения в России методическая и экспериментальная база продолжала развиваться. Получили развитие методические подходы, не требовавшие существенных материальных вложений. Разработан РД ЭО (Концерн «Энергоатом») 1.1.2.09.0789-2009 «Методика определения вязкости разрушения по результатам испытаний ОС для расчета прочности и ресурса КР ВВЭР-1000», одобренный Ростехнадзором.

Развиты новые методы определения теплофизических свойств твэлов энергетических реакторов нестационарными методами.

Разработана оригинальная методика релаксационных испытаний для оценки технического состояния и ресурса материалов.

Развиты методические основы и получены первые результаты исследований выхода продуктов деления из твэлов ВВЭР с искусственными дефектами с выгоранием $\sim 60 \text{ МВт} \cdot \text{сут/кг U}$ в петлевой установке реактора МИР, усовершенствован гамма-спектрометрический метод определения содержания $^{85}\text{Kг}$ в газосборниках облучённых твэлов, развиты методические аспекты исследова-

ния радиационной ползучести топлива ВВЭР при больших выгораниях.

Проведены методические разработки по повышению эффективности использования облучённых материалов путём разработки технологии восстановления мини-образцов «шарпи» из ферритно-мартенситной стали, разработаны методики релаксационных испытаний облучаемых конструкционных материалов, отработаны методики определения состава отложений на элементах конструкций реакторов и оболочках твэлов методом атомно-эмиссионной спектроскопии с индуктивно-связанной плазмой и определения содержания водорода в облученных циркониевых сплавах методом высокотемпературной газовой экстракции.

Проведена адаптация нового сверхвысокоразрешающего сканирующего электронного микроскопа для исследования облучённых материалов. Данный микроскоп был приобретён в НИИАР, благодаря созданию центра коллективного пользования научным оборудованием и заключенному с Роснаукой контракту по развитию центров коллективного пользования.

По разделу проблемы обращения с ОЯТ

В результате исследования 35 ОТВС ВВЭР-1000 и 16 ОТВС РБМК-1000 накоплен большой объем информации о состоянии ОЯТ после эксплуатации. Этих данных достаточно для надежной оценки состояния ОЯТ перед постановкой на длительное «мокрое» или «сухое» хранение.

При обосновании безопасности длительного «мокрого» хранения ОЯТ ВВЭР и РБМК установлено, что состояние ОТВС ВВЭР с выгоранием не более 60 МВт·сут/кг·U) и РБМК с выгоранием не более 30 МВт·сут/кг·U гарантирует безопасное хранение в течение 50 лет (с возможным продлением срока до 100 лет) и возможность дальнейшего обращения с топливом - транспортирование, переход на "сухое" хранение и переработку. Однако не решены вопросы обоснования предельных сроков хранения негерметичных ОТВС ВВЭР и РБМК, а также герметичных ОТВС РБМК с циркониевыми ДР.

При «сухом» хранении ОТВС РБМК-1000 оболочка твэла не рассматривается в качестве барьера, поэтому каких-либо дополнительных исследований механизмов деградации твэлов РБМК, приводящих к их разгерметизации в процессе хранения не требуется.

3. Выполнение рекомендаций VIII Российской конференции по реакторному материаловедению.

Конференция **СЧИТАЕТ**, что рекомендации и предложения VIII Российской конференции о сосредоточении усилий на исследованиях, необходимых для повышения надёжности, безопасности и экономичности ядерных установок и АЭС, в основном, нашли отражение в планах и результатах работ предприятий. Можно считать, что из 22 рекомендаций выполнены или выполняются 14.

Однако некоторые рекомендации не выполнены, в том числе такие, которые не требуют большого финансирования:

- не создана программа по реакторному материаловедению;
- не разработана программа фундаментальных исследований материалов корпусов реакторов, направленных на создание физических моделей охрупчивания корпусов при долгосрочной эксплуатации (60 и более лет).

Рекомендации по совершенствованию топлива энергетических реакторов нашли отражение в планах ОАО «ТВЭЛ» ОАО «МСЗ», ОАО «НЗХК», ФГУП ВНИИНМ, ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», ФГУП «ИРМ». Основные результаты выполнения рекомендаций отражены в п.1 настоящего решения.

4. Конференция РЕКОМЕНДУЕТ:

1. Разработать и утвердить в Госкорпорации «Росатом» комплексную программу создания материалов и топливных композиций ТВС и материалов несменных элементов реакторных установок перспективной атомной энергетики

2. Для выполнения задач совершенствования топлива энергетических реакторов:
 - разработать и начать выполнение программы работ по обоснованию топлива РУ нового поколения АЭС-2006, в том числе с использованием петлевых установок реактора МИР в режимах, моделирующих стационарные, переходные и аварийные режимы эксплуатации;
 - продолжить материаловедческие исследования ОТВС второго поколения реакторов ВВЭР;
 - продолжить работы по созданию ТВС с использованием перспективных конструкционных материалов типа сплава Э635 и модификаций сплава Э110;
 - увеличить количество и качество работ с рефабрикованными инструментрованными твэлами, изготовленными из твэлов, облученных в реакторах АЭС;
3. Для обеспечения расчетно-экспериментального сопровождения работ по длительному хранению топлива легководных реакторов (РБМК-1000, ВВЭР-1000):
 - продолжить исследования коррозии циркониевых оболочек твэлов в условиях эксплуатации ТВС и при хранении ОЯТ ВВЭР;
 - продолжить исследования облученного топлива ВВЭР-1000 в электрообогреваемых стендах, имитирующих различные режимы хранения на период до 50 лет;
 - ускорить исследования по обоснованию безопасных режимов обращения с негерметичными ОТВС РБМК-1000 и ВВЭР-1000 при длительном «сухом» хранении;
 - разработать критерии отбора ТВС РБМК-1000 для длительного «сухого» хранения и сформулировать принципы обращения с этим топливом.
4. Для накопления опыта диагностики ТВС и повышения эффективности использования топлива за счет расширения ремонтных работ на АЭС:
 - завершить создание стенда инспекции и ремонта ТВСА ВВЭР-1000 для Калининской АЭС;
 - доработать стенд инспекции ТВС ВВЭР-1000 для Балаковской АЭС с обеспечением возможности проведения ремонта негерметичных ТВС.
5. Обеспечить постановку экспериментов в реакторах как постановку стандартных задач (стандартных проблем) и использовать материалы этих экспериментов для верификации кодов.
6. Разработать программу исследований охрупчивания материалов корпусов реакторов, направленных на продление срока службы энергоблоков АЭС с ВВЭР второго поколения до 60 лет, включающую следующие работы:
 - аттестацию материалов корпусов реакторов (МКР) ВВЭР-440/213 до флюенсов быстрых нейтронов $5 \cdot 10^{24} \text{ м}^{-2}$ и МКР ВВЭР-1000 до флюенсов $9 \cdot 10^{23} \text{ м}^{-2}$;
 - определение нормативных зависимостей, описывающих термическое охрупчивание для расчета на сопротивление хрупкому разрушению зоны патрубков, находящихся вне зоны облучения;
 - разработку по инициативе Росатома новых норм расчета на прочность оборудования и трубопроводов АЭС взамен ПНАЭ Г 002-86.
7. Продолжить работы по изучению влияния интенсивности нейтронного потока и состава реакторного излучения на изменение физико-механических свойств и объёмных изменений графита ГР-280 путём сравнения результатов, полученных при облучении в реакторе БОР-60 и реакторе СМ-2. Начать адаптацию моделей поведения графитовых блоков при реальных условиях эксплуатации с учётом полученных закономерностей.
8. Завершить в ближайшее время (до 2009–2010 гг.) работы по созданию новой константной базы по графиту и выпустить «Нормы расчета на прочность типовых узлов и деталей из

- графита». Это позволит надежно прогнозировать предельный срок службы графитовых кладок реакторов РБМК за счет снятия излишнего консерватизма.
9. Продолжить работы по совершенствованию существующих и созданию новых циркониевых сплавов для изделий и ТВС реакторов нового поколения и обеспечению конкурентоспособности российского топлива на мировом рынке для чего:
 - продолжить проведение действующих и новых экспериментов в исследовательских реакторах для обоснованного использования модифицированных циркониевых сплавов в новых проектах ЯЭУ (в том числе АЭС-2006, PWR и др).;
 - создавать и внедрять новые и модифицированные циркониевые сплавы применительно к реакторам атомных ледоколов и АСММ. Соответствующие НИОКР выполнять в рамках отраслевых программ без привязки к конкретной РУ из-за превышения объемов финансирования и сроков реализации, предусмотренных в рамках проекта;
 - обратить внимание на необходимость создания коррозионно-стойких надежных дистанционирующих решеток для реакторов РБМК-1000.
 - Необходимо дополнительное рассмотрение возможности повышения коррозионной стойкости промышленно освоенного сплава Э110 за счет совершенствования технологии, так же требуют дополнительных исследований выявленные недостатки сплава Э635. Внедрение модифицированных циркониевых сплавов применительно к коммерческим реакторам транспортного типа представляется перспективным направлением. Соответствующие НИОКР должны иметь статус отраслевых задач и не могут быть привязаны к проектам конкретных реакторных установок.
 10. Доработать Программу фундаментальных исследований циркониевых материалов, направленных на получение экспериментальных данных и разработку моделей поведения материалов при обращении с изделиями из них, особенно при повышенных выгораниях (до 80 МВт·сут/кгU) и длительном хранении.
 11. Использовать при разработке органов регулирования перспективных реакторов ВВЭР поглощающие материалы нового поколения, к которым относится, прежде всего, гафнат диспрозия ($Dy_2O_3 \cdot HfO_2$). Для повышения конкурентоспособности на мировом рынке, увеличения надежности и безопасности эксплуатации в реакторе необходимо использовать компактный сердечник из таблеток этого поглотителя.
 12. Продолжить работы по изучению радиационной стойкости сталей аустенитного класса – материалов ВКУ энергетических реакторов для обоснования продления назначенного срока службы ВКУ реакторов ВВЭР и обоснования срока службы ВКУ реакторов АЭС-2006.
 - Необходимо провести дооблучение в реакторе БОР-60 образцов стали 08X18H10T до повреждающих доз 80-90 сна для повышения обоснованности прогнозных оценок физико-механических свойств материалов ВКУ реакторов ВВЭР-1000 и АЭС-2006.
 - Необходимо рассмотреть выбор новых материалов для обеспечения работоспособности ВКУ ВВЭР-1200 в рамках АЭС-2006 (до 160 сна).
 13. Необходимо разработать программу по внутриреакторным испытаниям и исследованиям длительной прочности и пластичности сталей, предусмотренных для изготовления элементов РУ БН-800 и БН-1200
 14. Продолжить работы в части топлива для реакторов на быстрых нейтронах:
 - По усовершенствованию сталей ЧС68, ЭК164 и ферритно-мартенситных сталей применительно к оболочкам ТВС реактора БН-600 с урановым топливом для достижения выгорания до 14,0% (до 105 сна) и эксплуатационных параметров реактора БН-800 с МОКС-топливом превышающих 90 сна;
 - По исследованию и внедрению хромистых сталей (12% хрома), в том числе малоактивируемых, для достижения выгорания 17% т.а. в реакторе БН-600;
 - По эксплуатационному обоснованию технологий применения смешанного нитридного топлива;

- По изучению взаимодействия топлива и оболочки при глубоких (более 16% т.а.) выгораниях;
 - По изучению практических возможностей и условий утилизации минорных актинидов.
15. Анализ требований и условий работы перспективных быстрых реакторов нового поколения показывает необходимость создания принципиально новых оболочечных материалов. Поэтому в Программе по конструкционным материалам для реакторов на быстрых нейтронах необходимо иметь уровни по усовершенствованию существующих материалов (на базе ЧС68, ЭП172, ЭП450, ЭП823 и др.) для решения текущих и ближайших задач и по исследованию новых материалов, разрабатываемых с использованием современных технологий (порошковые и нанотехнологии, создание композитов, химико-термическая обработка) – для реализации инновационных проектов по быстрым реакторам. Удовлетворить повышенным эксплуатационным требованиям могут, например, сплавы на основе ванадия, плакированные ферритной нержавеющей сталью. При этом отсутствие в имеющейся реакторной технике близких аналогов требует глубокой экспериментальной и технологической проработки.
 16. Оценивая современное состояние направления моделирования в реакторном материаловедении необходимо заострить внимание на том, что в последние годы это направление интенсивно развивается западно-европейским и заокеанским ядерными сообществами. Формируются обширные программы совместных работ, выделяются значительные финансовые средства. Значительное число исследований, проводимых в этом направлении Российскими исследователями, носят зачастую эпизодический, не всегда хорошо согласованный характер. Причиной этого является недостаточный охват действующими программами НИР всего направления моделирования. Для решения этой проблемы представляется целесообразной разработка детальной и всеобъемлющей программы по развитию методов и средств моделирования реакторных материалов под эгидой Госкорпорации «Росатом» с привлечением необходимых финансовых средств.
 17. Создавать первые энергоблоки атомных станций малой мощности (АСММ) не только как демонстрационно-коммерческие проекты, но и как экспериментальную базу для будущего развития этого направления в атомной энергетике.
 18. Для решения задачи по обеспечению количественного и качественного развития атомной энергетики необходимо провести:
 - анализ состояния работ по повышению эффективности использования ядерного топлива;
 - разработку единой российской программы по радиационному материаловедению на 5–10 лет;
 - инвентаризацию имеющейся в России экспериментальной базы по радиационному материаловедению и обоснование повышения уровня оснащённости облучательной и послереакторной экспериментальной базы;
 - привлечение к работам по радиационному материаловедению способных молодых специалистов путем создания для них достойных условий работы.
 19. Предпринять усилия для продвижения программы обновления экспериментальной аналитической базы ОАО «ГНЦ НИИАР», РНЦ «КИ», ФГУП «ГНЦ РФ–ФЭИ», ФГУП «ИРМ», ОАО ВНИИНМ, ФГУП ЦНИИ КМ «Прометей», выполняющих основной объем исследования в области радиационного материаловедения.
 20. Для верификации расчётных кодов считать целесообразными разработку внутрореакторных методик и проведение в процессе облучения исследований радиационной ползучести высоковыгоревшего топлива существующих и разрабатываемых проектов ВВЭР с использованием реакторов НИИАР (СМ, РБТ-6).
 21. Традиционная методология реакторных испытаний изделий активных зон в связи с увеличением ресурса работы твэлов и ТВС и невыполнением требований по безопасности приво-

дит к возрастающим затратам средств и времени, что требует разработки новой методологии реакторных испытаний и получения необходимой базы данных для высококачественного моделирования процессов, определяющих их работоспособность.

5. Конференция приняла решение издать труды IX Российской конференции по реакторному материаловедению на CD-диске.

6. Конференция рекомендует проведение очередной X-й Юбилейной Российской конференции по реакторному материаловедению в 2012 году.

Сопредседатель
организационно-программного комитета,
заместитель директора по научной работе
ОАО «ГНЦ НИИАР», профессор, д.т.н.

В.Д.Рисованный

Ученый секретарь, д.т.н.

А.Е.Новоселов