

УТВЕРЖДАЮ

Заместитель генерального
директора ГК «Росатом»

_____ П.Г. Щедровицкий
« ____ » _____ 2009 г.

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», ОАО «ИРМ», ФГУП «НИТИ», ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ», ФГУП «РФЯЦ – ВНИИЭФ», ФГУ «НТЦ ЯРБ», ФГУП «ФЦ ЯРБ», ФГУП ЦНИИ КМ «Прометей», РИЦ «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, том числе 78 российских иногородних участников, 103 сотрудника 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 был зачитан 51 доклад (5 докладов на пленарном заседании, 24 доклада на первой и 22 доклада на второй секциях) и рассмотрен с учётом стендовых 131 доклад.

В докладах были представлены результаты исследований и испытаний, полученные за 3 последних 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 концепции новой ФЦП «Ядерные энерготехнологии нового поколения на 2010–2015 гг.», которую планируется принять в конце 2009 г.

2. Конференция ОТМЕЧАЕТ:

Продолжаются исследовательские работы в области реакторного материаловедения, направленные на разработку перспективных материалов и технологий и обоснование новых решений для эволюционных и инновационных проектов реакторных установок.

По разделу «ТВС и твэлы реакторов ВВЭР»

Разработаны две конструкции ТВС для ВВЭР-1000: ТВС-2 (ТВС-2М) и ТВСА (различных модификаций) с требуемыми потребительскими качествами. Эти конструкции обладают потенциалом для дальнейшего совершенствования.

Проведены послереакторные исследования твэлов нового поколения, отработавших в течение 1–6 ТЦ до среднего выгорания топлива 14,8–55,3 МВт·сут/кгU. Подтверждена геометрическая стабильность ТВСА и ТВС-2 ВВЭР-1000 при эксплуатации до выгорания топлива ~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 ЦЗТ при эксплуатации до выгорания ~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 радиационно стойкой 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 сплавов и оболочками из циркониевых сплавов перспективны для применения в активных зонах ПЭБ, атомных станций малой и средней мощности, исследовательских реакторов 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 мини-твэлов с модифицированной топливной композицией, начаты послереакторные исследования.

Начаты испытания опытных мини-твэлов 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 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 с повышенными экологической безопасностью и ресурсом.

Определены требования к моделированию условий ВКУ (флак, флюенс, 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.

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. Исследованы изменения физико-механических свойств и размерные изменения графита ГР-280 при облучении в реакторе БОР-60 до флюенса нейтронов $3 \cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$. 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.

Проведена адаптация нового сверхвысокоразрешающего сканирующего электронного микроскопа для исследования облучённых материалов. Данный микроскоп был приобретён

благодаря созданию в НИИАР Центра коллективного пользования научным оборудованием и заключенному с Роснаукой контракту по развитию центров коллективного пользования.

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

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

Разработано облучательное устройство, позволяющее регулировать температуру в процессе облучения в диапазоне 360–390°C при испытаниях в реакторе БОР-60, его работоспособность подтверждена испытаниями различных образцов модифицированных циркониевых сплавов.

Продолжают развиваться методические основы специальных петлевых экспериментов на реакторе МИР (ЦИКЛ, FGR и т.д.), в частности получены первые результаты исследований выхода продуктов деления из твэлов ВВЭР с искусственными дефектами с выгоранием ~60 МВт·сут/кг U. Однако в связи с увеличением ресурса работы твэлов и ТВС, а также с повышением требований по безопасности традиционная методология реакторных испытаний изделий активных зон приводит к возрастающим затратам средств и времени и не обеспечивает получение необходимой базы данных для высококачественного моделирования процессов, определяющих их работоспособность.

По разделу «Проблемы обращения с ОЯТ»

В результате исследований 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/кгU и РБМК с выгоранием не более 30 МВт·сут/кгU 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.

С точки зрения обращения с негерметичным ОЯТ ВВЭР и РБМК одним из центральных нерешенных вопросов является подготовка топлива к вывозу из мокрого хранилища на переработку или на сухое хранение. Материаловедческий аспект этой проблемы заключается в формулировке требований к «подготовленному» негерметичному топливу и к прогнозу его поведения при транспортировке и при длительном сухом хранении.

По разделу «Моделирование радиационного повреждения материалов и конструкций»

Методом молекулярной динамики (МД) получены результаты по количеству и размерам кластеров вакансий и внедрений, образующихся в каскадах атомных смещений в бинарном сплаве α -Fe-10 ат.%Cr. Для температуры $T=600$ К оценено значение каскадной эффективности, которое для энергий ПВА 10 – 20 кэВ составляет $\approx 0,2$. Эта оценка оказывается несколько выше, чем для чистого α -Fe. Выявлен ряд расхождений в результатах МД-моделирования, полученных различными исследователями. Для выяснения причин имеющихся расхождений необходимы дальнейшие, в том числе и экспериментальные, исследования.

Разработана термодинамическая модель, устанавливающая связь между размером кластеров или преципитатов α' -фазы и фазовым составом сплава α -Fe-Cr. На примере сплава α -Fe-11,8 ат.%Cr проведен расчет кинетики роста кластеров α' -фазы в процессе термического отжига.

Получены результаты подбора параметров межатомного потенциала для системы нанокристаллов диоксида урана. При этом предложено использовать потенциал с параметрами, зависящими от температуры, что позволяет получать существенно лучшее совпадение расчета с экспериментальными результатами.

Показано, что в рамках предполагаемой ОАО «ТВЭЛ» модернизации ядерного топлива для ВВЭР основными факторами, влияющими на выход активности, являются геометрические параметры топливных таблеток и увеличение размеров зерна диоксида урана.

В то же время ряд важных задач, результаты выполнения которых обеспечивают достижение целей ГК «Росатом», не решаются в требуемые сроки:

- Крайне медленно обновляется морально и физически устаревшая экспериментальная аналитическая база ОАО «ГНЦ НИИАР», РИЦ «Курчатовский институт», ФГУП ЦНИИ КМ «Прометей», ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», ОАО «ИРМ», ОАО «ВНИИНМ», выполняющих основной объём исследований материалов и конструкций в области реакторного материаловедения.

- Недостаточно широко ведутся разработки и радиационные исследования перспективных материалов для оболочек твэлов быстрых реакторов в обеспечение высоких повреждающих доз (~200 сна) и выгорания топлива (~25 % т.а.).

- С запозданием и в недостаточной мере проводятся исследования реакторных материалов для различных конструкций (корпуса, ВКУ и др.) разрабатываемых реакторов (БН-800, АЭС-2006), перспективных реакторов 4-го поколения.

- НИОКР по совершенствованию и обеспечению эксплуатации ЯЭУ действующего гражданского атомного флота не финансируются и не координируются с работами по перспективным транспортным установкам и плавучим энергоблокам.

- Медленно развиваются работы по обращению с отработавшим ядерным топливом и подготовке к выводу из эксплуатации энергоблоков атомных электростанций.

Основными причинами отставания в проведении указанных работ являются: недостаточное их финансирование; устаревшая материальная база НИИ и КБ; недостаток высококвалифицированных кадров; недостаточная координация планов материаловедческих исследований как между структурными подразделениями Росатома, так и между Госкорпорацией «Росатом» и другими министерствами и ведомствами.

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.

Рекомендации по совершенствованию топлива реакторов различного назначения нашли отражение в планах ОАО «ТВЭЛ» ОАО «МСЗ», ОАО «НЗХК», ОАО «ОКБМ Африкантов», ОАО ОКБ «Гидропресс», ОАО «НИКИЭТ им. Доллежала», ОАО ВНИИНМ, ОАО «ГНЦ НИИАР». Основные результаты выполнения рекомендаций отражены в разделе 2 настоящего решения.

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).

4. Конференция РЕКОМЕНДУЕТ:

Для решения задачи по обеспечению количественного и качественного развития атомной энергетики разработать и утвердить в Госкорпорации «Росатом» комплексную межведомственную программу создания материалов и топливных композиций ТВС и материалов несменных элементов реакторных установок эволюционной и инновационной атомной энергетики. Анализ требований и условий работы перспективных реакторов нового поколения показывает необходимость

создания принципиально новых материалов. Поэтому в Программе необходимо предусмотреть как работы по совершенствованию существующих материалов для решения текущих и ближайших

задач, так и работы по созданию новых материалов, разрабатываемых с использованием современных технологий (порошковые и нанотехнологии, создание композитов, химико-термическая обработка). При выполнении работ применять комплексный подход к планированию и выполнению экспериментальных проектов. Этот подход должен включать этапы расчетно-теоретического

анализа с согласованным выбором методик измерений и условий проведения экспериментов. Результаты экспериментов должны быть направлены на обоснование материалов и возможность верификации российских расчетных средств.

1. 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 оснащенности облучательной и после-реакторной экспериментальной базы;
- привлечение к работам по радиационному материаловедению способных молодых специалистов путем создания для них достойных условий работы.

2. Для выполнения задач совершенствования топлива энергетических реакторов:

- Продолжить материаловедческие исследования ОТВС второго поколения реакторов ВВЭР. Расширять практику опытной эксплуатации экспериментальных ТВС усовершенствованных конструкций с перспективными топливными и конструкционными материалами на действующих АЭС.
- Создать комплекс оборудования для рефабрикации и инструментовки твэлов и увеличить количество и качество реакторных экспериментов с этими твэлами, обеспечить постановку экспериментов в реакторах как постановку стандартных задач (стандартных проблем) и использовать материалы этих экспериментов для верификации кодов.

Для накопления опыта диагностики ТВС и повышения эффективности использования топлива за счет расширения инспекционных и 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.

3. Для обеспечения расчетно-экспериментального сопровождения работ по длительному хранению топлива легководных реакторов (РБМК-1000, ВВЭР-1000):

- 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. Продолжить работы по совершенствованию существующих и созданию новых циркониевых сплавов для изделий и ТВС реакторов нового поколения и по обеспечению конкурентоспособности российского топлива на мировом рынке, для этого:

- обеспечить достаточное финансирование Программы обеспечения атомной энергетики и промышленности новыми конкурентоспособными циркониевыми материалами и изделиями;
- 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.);
- обратить внимание на необходимость создания коррозионно-стойких надежных дистанционирующих решеток для реакторов РБМК-1000.

5. Продолжить работы в части совершенствования топлива для реакторов на быстрых нейтронах:

- по эксплуатационному обоснованию работоспособности МОКС-топлива;
- по обоснованию применения смешанного нитридного и других видов плотного топлива;
- по изучению взаимодействия топлива и оболочки при глубоких (более 16% т.а.) выгораниях;
- по изучению практических возможностей и условий утилизации минорных актинидов.

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, кроме совершенствования существующих материалов (на базе ЧС68, ЭП172, ЭП450, ЭП823 и др.) для решения текущих и ближайших задач, предусмотреть работы по исследованию новых материалов. 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.

6. Продолжить действующие эксперименты, направленные на обоснование работоспособности твэлов для головных активных зон первого ПЭБа. Обратить внимание на необходимость ускорения работ по созданию новой элементной базы с повышенными ресурсными характеристиками для перспективных коммерческих АСММ и нового атомного ледокола. При разработке элементной базы стремиться к ее унификации.

Создавать и внедрять новые и модифицированные циркониевые сплавы применительно к реакторам атомных ледоколов и АСММ. Соответствующие НИОКР должны иметь статус отраслевых задач, быть включены в отраслевую Программу по созданию циркониевых материалов и выполняться без привязки к конкретному проекту реакторной установки из-за превышения объемов финансирования и сроков реализации, предусмотренных в рамках конкретного проекта.

7. Продолжить работы по созданию конкурентоспособного низкообогащенного топлива для исследовательских реакторов советских проектов, действующих за рубежом, и топлива с низким паразитным поглощением нейтронов для отечественных действующих и перспективных высокопоточных реакторов (СМ, ПИК).

8. 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.

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.

Разработать программу по внутрореакторным испытаниям и исследованиям длительной прочности и пластичности сталей, предусмотренных для изготовления элементов РУ БН-800 и БН-1200. Рассмотреть выбор новых материалов для обеспечения работоспособности ВКУ, в том числе для ВВЭР-1200 в рамках АЭС-2006 (до 160 сна).

9. Использовать при разработке органов регулирования перспективных реакторов ВВЭР поглощающие материалы нового поколения, к которым относится, прежде всего, гафнат диспрозия ($\text{Dy}_2\text{O}_3 \cdot \text{HfO}_2$). Для повышения конкурентоспособности на мировом рынке, увеличения надежности и безопасности эксплуатации в реакторе необходимо использовать компактный сердечник из таблеток этого поглотителя.

10. Продолжить работы по изучению влияния интенсивности нейтронного потока и состава реакторного излучения на изменение физико-механических свойств и объёмные изменения 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. Завершить в ближайшее время (до 2010 г.) 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.

11. Активно продвигать программы обновления экспериментальной аналитической базы ОАО «ГНЦ НИИАР», РНЦ «КИ», ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», ОАО «ИРМ», ОАО ВНИИНМ, ФГУП ЦНИИ КМ «Прометей», выполняющих основной объем исследований в области радиационного материаловедения.

12. Оценивая современное состояние направления моделирования в реакторном материаловедении, необходимо заострить внимание на том, что в последние годы это направление интенсивно развивается западноевропейским и заокеанским ядерными сообществами. Формируются обширные программы совместных работ, выделяются значительные финансовые средства. Для решения этой проблемы представляется целесообразным подготовить под эгидой Госкорпорации «Росатом» программу работ по разработке, развитию и верификации комплекса моделей для описания механизмов радиационного повреждения реакторных материалов. Разработку указанного комплекса моделей целесообразно проводить на основе многомасштабного подхода с привлечением специалистов как отраслевых институтов, так и высших учебных заведений (университетов), имеющих широкий опыт работ в соответствующих областях знаний.

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

6. Конференция рекомендует проведение очередной X Российской юбилейной конференции по реакторному материаловедению в 2012 году.

Сопредседатель организационного комитета,
директор ОАО «ГНЦ НИИАР», канд. техн. наук

А.В. Бычков

Сопредседатель программного комитета,
заместитель директора по научной работе
ОАО «ГНЦ НИИАР», профессор, д-р техн. наук

В.Д. Рисованый

Ученый секретарь, д-р техн. наук

А.Е. Новоселов