

УДК 621.039.5

**Опыт эксплуатации реакторной установки ВК-50 применительно
к решению проблем радиационной безопасности и взрывозащищённости
одноконтурной схемы ВВЭР-СКД**

А.С. Курский,

АО “ТВЭЛ”, 115409, Москва, Каширское шоссе, д. 49

В статье представлены результаты исследования водородной взрывозащиты и радиационной безопасности корпусного кипящего реактора с естественной циркуляцией теплоносителя. Оба аспекта технологически обеспечиваются конструктивными особенностями оборудования на напоре эжекторов турбины. Показана эффективность отработанной на установке ВК-50 технологии каталитического сжигания радиолитического водорода при нормальной эксплуатации и в аварийных режимах. Выбросы радиоактивных веществ в окружающую среду на уровне двухконтурных легководных энергоблоков обеспечиваются технологическими решениями, заложенными в установку подавления активности. Выполненные в течение 60 лет исследования могут быть использованы при обосновании эффективности и безопасности одноконтурной схемы реакторов ВВЭР-СКД при соответствующем экспериментальном подтверждении подобия радиолитических процессов и межфазового переноса радиоактивности в условиях влажного насыщенного пара и сверхкритического давления (СКД).

Ключевые слова: одноконтурная схема, кипение теплоносителя, каталитическое сжигание радиолитического водорода, газообразные продукты деления.

EDN: RLLZAB

УДК 621.039.5

**Анализ эффективности отражателей в импульсных исследовательских
реакторах на быстрых нейтронах**

Д.Г. Черешков,

Объединённый институт ядерных исследований, 141980, Дубна, ул. Жолио-Кюри, д. 6

Отражатель нейтронов как ключевой элемент ядерного реактора окружает активную зону, уменьшает утечку нейтронов из неё и выравнивает потоки нейтронов. Традиционно для отражателей и зон воспроизводства в ядерных реакторах на быстрых нейтронах используются материалы с большим атомным весом, такие как ^{208}Pb и ^{238}U . В импульсных исследовательских реакторах периодического действия с небольшими размерами активной зоны применяются также разные виды стали и бериллий, которые тоже являются хорошими отражателями для быстрых и промежуточных нейтронов. С помощью отражателей можно повысить поток тепловых нейтронов в экспериментальных каналах, изменить величину времени жизни нейтронов и длительность импульса.

В данной работе проведены анализ и сравнение эффективности отражателей из разных материалов в исследовательских импульсных реакторах на быстрых нейтронах. Рассмотрено влияние материала отражателя на коэффициент размножения $k_{эф}$ в активной зоне, плотность потока тепловых нейтронов на поверхности замедлителя, среднее время жизни одного поколения нейтронов деления, которое характеризует длительность импульса делений, и изотопный состав топлива в течение первого года работы реактора на номинальной мощности.

Ключевые слова: отражатели нейтронов, импульсные реакторы периодического действия, реакторы на быстрых нейтронах, нитрид нептуния, эффективность отражателей.

EDN: ZOVDQY

УДК 621.039.586

Валидация кода МАВР-ГА на экспериментах серии STORM по переносу продуктов деления в первом контуре реакторной установки

Е.С. Сарычев,

ФГБОУ ВО “НИУ “МЭИ”, 111250, Москва, ул. Красноказарменная, д. 14, стр. 1,
НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1,

Ю.Б. Шмельков,

НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

Обеспечение радиационной безопасности АЭС, в том числе при запроектных авариях с плавлением топлива, включая тяжёлые аварии, является необходимым условием для развития атомной энергетики. При тяжёлых авариях продукты деления высвобождаются в виде аэрозолей, газов и паров, и их удержание в пределах контура определяет масштабы возможного выброса радиоактивности в защитную оболочку и окружающую среду. При этом возможны повторное взвешивание осевших на стенках продуктов деления в объём контура и появление дополнительного источника радиоактивности в защитную оболочку на поздней стадии аварии. В данной работе проведена валидация модели повторного взвешивания на серии экспериментов международной программы STORM SR09, SR10, SR11, основанной на методе баланса сил и реализованной в коде МАВР-ГА. В рамках анализа чувствительности модели выполнены варианты расчёты с использованием постоянной скорости повторного взвешивания и скорости повторного взвешивания, полученной с помощью модели. Значение постоянной скорости определялось на основе экспертной оценки, результаты показали хорошее согласование с экспериментальными данными, но процесс повторного взвешивания начинался раньше соответствующей фазы эксперимента. Расчёты с моделью на основе баланса сил продемонстрировали заниженную оценку доли повторного взвешивания аэрозоля. Анализ чувствительности модели выявил, что модель баланса сил имеет сильную чувствительность к свойствам материалов и слабую к коэффициенту трения. Реализована модифицированная модель, которая устраняет недостатки модели баланса сил и расчётов с постоянной скоростью.

Ключевые слова: тяжёлая авария, аэрозоли, первый контур, продукты деления, эксперименты, осаждение, повторное взвешивание.

EDN: TJYPIG

УДК 539.166.2+621.039.51...17

Разработка модуля расчёта γ -транспорта методом Монте-Карло

В.И. Белоусов, М.В. Иоаннисян, М.Р. Малков, А.Н. Писарев, К.Ф. Раскач,

НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

Рассматриваются алгоритмы решения методом Монте-Карло уравнения переноса гамма-излучения, реализованные в физическом модуле GAM кода KIR [1]. GAM разрабатывается для моделирования задач γ -переноса любой сложности. Однако для предварительной верификации модуля проведена серия простых тестовых расчётов в упрощённых системах, результаты которых сравниваются с результатами, полученными с помощью прецизионного кода MCNP [2].

Ключевые слова: уравнение переноса гамма-квантов, метод Монте-Карло, прецизионные расчёты, алгоритмы гамма-переноса, программа KIR, программный модуль GAM.

EDN: PCPDYV

УДК 621.039.4

Расчётное моделирование поведения благородных металлов в реакторном контуре ЖСР

П.В. Гаца, В.В. Игнатьев, О.С. Фейнберг,

НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

В жидкосолевым ядерном реакторе (ЖСР) наблюдается осаждение нерастворимых продуктов деления (благородных металлов — БМ) на внутренние поверхности реакторного контура, которое в определённых условиях может приводить к перегреву от остаточного тепловыделения при сливе топливной соли в дренажный бак, межкристаллитному растрескиванию высоконикелевых сплавов, вызванному осаждением теллура, и увеличению термического сопротивления промежуточного теплообменника из-за накопления отложений в теплообменниках. Для моделирования переноса БМ разработано программное средство (ПС) NM-MSR, использующее модели массопереноса и методы подобия для определения средних объёмных концентраций и скоростей осаждения по реакторному контуру. Проведены расчёты распределений осадений БМ, включая изотопы теллура, для исследовательского и полномасштабного ЖСР-сжигателей (ЖСР-С) трансурановых элементов из облучённого топлива реакторов ВВЭР с активной зоной полостного типа. Определены характеристики осаждения БМ, получены значения флюенса теллура и распределения остаточного энергосодержания в исследовательском и полномасштабном ЖСР-С (в зарубежной литературе — MOSART), оценено изменение эффективности промежуточного теплообменника в течение кампании.

Ключевые слова: благородные металлы, высоконикелевый сплав, жидкосолевым ядерный реактор, ЖСР-С (MOSART), межкристаллитное растрескивание, остаточное энергосодержание, отложения, реакторный контур, теллур, топливная соль.

EDN: VDTWDF

УДК 539.1.074.55

Средство измерения объёмной активности инертных радиоактивных газов в аварийном режиме

В.О. Небольсин,

НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

Обеспечение безопасности современных АЭС большой мощности подразумевает применение широкого набора пассивных и активных систем. Одним из таких инструментов являются средства контроля объёмной активности инертных радиоактивных газов (ИРГ). Наличие ИРГ в контролируемых на АЭС газовоздушных средах, в том числе и в выбросах, свидетельствует о нарушении герметичности оболочки твэлов. Нарушение нормальной эксплуатации и развитие аварийной ситуации требуют предоставления оператору АЭС оперативной и достоверной информации о состоянии защитных барьеров АЭС для выработки адекватных мер. Не менее важен поставарийный контроль объёмной активности ИРГ. Косвенные методы, используемые в средствах контроля объёмной активности выше 10^8 Бк/м³, не обеспечивают необходимой точности измерений в связи с существенным вкладом в результаты измерений гамма-активных нуклидов. Актуальной задачей является разработка радиометра, позволяющего проводить измерения прямым методом в диапазоне значений объёмной активности от 10^8 Бк/м³, что соответствует условиям нормальной эксплуатации, до 10^{17} Бк/м³, характерном уровне объёмной активности ИРГ для тяжёлых аварий с разрушением активной зоны.

Ключевые слова: радиометр, инертные радиоактивные газы, выбросы АЭС, прямой метод измерения, бета-излучение, косвенные методы измерения, защита от ионизирующего излучения, гамма-излучение, узел детектирования на основе кремния, противоаварийные мероприятия.

EDN: ZWKPUU

УДК 621.039.546

Моделирование выхода трития из топлива в теплоноситель первого контура ВВЭР

А.Б. Сазонов, В.А. Грачев, О.С. Быстрова,

НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

Представлена математическая модель, описывающая процессы выхода трития из-под оболочек топлива за счёт механизмов диффузии. Результаты моделирования для ВВЭР-1000 хорошо согласуются с данными по активности трития в сбросах и выбросах АЭС с BWR, для которых основным каналом образования трития является деление ядер топлива. Установлено, что скорость выхода трития в теплоноситель определяется удельным энерговыделением, температурой топливной матрицы и оболочки, а также глубиной выгорания топлива. Показано, что циркониевые сплавы эффективно задерживают тритий за счёт экзотермического растворения водорода в цирконии, а также благодаря высокой энергии активации перехода границы раздела “газ—ZrO₂”. Поэтому согласно расчётам из топлива ВВЭР-1000 с оболочками из сплава Э110 в теплоноситель первого контура в стационарном топливном цикле ежегодно выходит примерно 1,7—1,8% трития, образующегося в твэлах. Использование хромоникелевого сплава 42ХНМ в качестве оболочек топлива ВВЭР может привести к почти десятикратному увеличению удельной активности трития как в технологических средах первого контура, так и в жидком сбросе АЭС. Полученные для Э110 и 42ХНМ результаты подтверждаются опубликованными в литературе экспериментальными данными о поведении изотопов водорода в этих материалах.

Ключевые слова: ВВЭР, BWR, топливо, тритий, цирконий, оболочки, диффузия, проницаемость, теплоноситель.

EDN: FCYDOK

УДК 621.039.52

Моделирование теплогидравлических характеристик ТВС ИРТ-3М с учётом неоднородности распределения энерговыделения

*Д.В. Пасько, Н.В. Смольников, М.Н. Аникин, И.И. Лебедев, А.Г. Наймушин,
И.А. Ушаков, О.Ю. Долматов,*

Томский политехнический университет, 634050, Томск, пр. Ленина, д. 30

Традиционные методы моделирования теплогидравлических процессов в активной зоне исследовательских реакторов, основанные на одномерных или двумерных подходах (например, коды ASTRA или ATHLET), обладают существенными ограничениями. Они не учитывают трёхмерные эффекты течения теплоносителя и сложную геометрию тепловыделяющих сборок, что снижает точность прогнозирования температурных режимов эксплуатации и гидродинамических характеристик. В данной работе используются методы вычислительной гидродинамики (CFD) в программе SolidWorks с расширением Flow Simulation, позволяющие проводить детальное трёхмерное численное моделирование тепломассопереноса. Расчёты выполнены на основе решения уравнений Навье—Стокса с учётом турбулентности и теплообмена, что обеспечивает учёт пространственной неоднородности параметров потока. Результаты демонстрируют, что CFD-моделирование нивелирует ограничения упрощённых методов, обеспечивая точность, необходимую для оптимизации компоновки активной зоны и обоснования безопасных режимов эксплуатации. Полученные результаты открывают перспективы для внедрения CFD-методов в регулярную практику расчётного обоснования эксплуатации ТВС исследовательских реакторов.

Ключевые слова: исследовательский ядерный реактор ИРТ-Т, теплогидравлическое моделирование, CFD-методы, SolidWorks, ТВС ИРТ-3М.

EDN: PYNZWN

Механизмы термического старения сталей корпусов реакторов ВВЭР-1200*Д.А. Мальцев,*

НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1,

*Е.А. Кулешова,*НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1,
НИЯУ МИФИ, 115409, Москва, Каширское шоссе, д. 31,*С.А. Бубякин,*

НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

В работе представлены результаты исследований фазового состава металла образцов-свидетелей (ОС) температурных комплектов (с временами выдержки до ~65 000 ч) корпусов реакторов ВВЭР-1000/1200 (основного металла и сварных швов, изготовленных из стали 15Х2НМФА класс 1 с применением сварочной проволоки Св-09ХГНМТАА-ВИ), результаты исследований методами просвечивающей электронной микроскопии (ПЭМ) и растровой электронной микроскопии (РЭМ) тонкой структуры сталей, фрактографических исследований и исследований уровня зернограничных сегрегаций примесей методом оже-электронной спектроскопии, а также результаты механических испытаний ОС. Показано, что в исследованном диапазоне термических выдержек значимых изменений в исходных упрочняющих карбидных фазах в образцах основного металла и металла сварного шва не наблюдается и изменение механических свойств может быть обусловлено только образованием зернограничных сегрегаций примесей. При этом проведённые фрактографические исследования и исследования методом оже-электронной спектроскопии свидетельствуют о высоком уровне зернограничной сегрегации фосфора в исследованных образцах металла сварного шва уже в исходном состоянии.

Ключевые слова: корпус реактора, образцы-свидетели (ОС), критическая температура хрупкости, фазовый состав, предел текучести, обратимая отпускная хрупкость.

EDN: ХКВЕВУ

Расчётно-экспериментальная оценка кинетики накопления зернограничной сегрегации фосфора в рамках решения материаловедческих проблем эксплуатации водо-водяных реакторов ВВЭР-440 свыше 60 лет*Е.А. Кулешова,*

НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

НИЯУ “МИФИ”, 115409, Москва, Каширское шоссе, д. 31

Е.Д. Малиновский, М.М. Дементьева,

НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

Представлены результаты исследования структурных параметров и расчётно-экспериментального моделирования процесса зернограничной сегрегации в сталях корпуса реактора ВВЭР-440. Показана эффективность воздействия восстановительного отжига на устранение радиационного упрочнения как для основного металла, так и металла сварного шва. Оже-электронные исследования показали, что в металле сварного шва в течение всего срока эксплуатации происходило накопление зернограничной сегрегации, которое на длительных этапах облучения не приводило к зернограничному охрупчиванию. Путём расчётно-экспериментального моделирования кинетики зернограничного сегрегирования показано, что при эксплуатации корпуса реактора свыше 60 лет наблюдается значительное снижение темпа накопления зернограничной сегрегации фосфора. В результате сделан предварительный оптимистический вывод о перспективности продления срока службы ВВЭР-440 свыше 60 лет за счёт проведения восстановительного отжига.

Ключевые слова: корпус реактора, нейтронное облучение, радиационное охрупчивание, радиационное упрочнение, зернограничная сегрегация, радиационно-индуцированные преципитаты, Оже-электронная спектроскопия, термодинамика сегрегации, кинетика сегрегации, диффузия.

EDN: MUDBCD

Влияние температуры и времени отжига на выделение и растворение гидридов в оболочках твэлов из сплава Э110

А.В. Рожков, Р.А. Курский, Д.В. Сафонов, А.С. Фролов,

НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1,

О.О. Забусов,

НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1,

НИЯУ МИФИ, 115409, Москва, Каширское шоссе, д. 31,

А.А. Шишкин, М.М. Грехов,

Акционерное общество “ТВЭЛ”, 115409, Москва, Каширское шоссе, д. 49

Процессы растворения и выделения гидридов в необлучённых образцах сплава Э110 с содержанием водорода 75, 115, 200 wppm исследованы методами дифференциальной сканирующей калориметрии (ДСК) и просвечивающей электронной микроскопии (ПЭМ) (in-situ) при различных температурных программах. С увеличением максимальной температуры отжига T_{\max} от 400 до 600 °С температура выделения гидридов T_r снижается, что связано с частичным отжигом дислокационных структур. Исследование микроструктуры методами ПЭМ показали, что образование гидридов Zr может происходить как гомогенно в объёме образцов, так и гетерогенно на границах зёрен, в дислокационных структурах и вторичных выделениях. Исследования образцов в процессе нагрева в колонне микроскопа (in-situ) вплоть до температуры 450 °С показали наличие спутанных дислокаций и дислокационных петель на месте растворения гидридов. Показано, что отжиг в течение 60 мин при температуре 450 °С не приводит к полному растворению данных дислокационных структур. Сравнительный анализ результатов ДСК и ПЭМ показал, что температура растворения гидридов T_D , полученная методами ПЭМ в пределах погрешности, соответствует температуре пика кривой ДСК-сигнала.

Ключевые слова: сплавы циркония, сплав Э110, оболочка твэла, сухое хранение, гидриды циркония, растворимость водорода, просвечивающая электронная микроскопия, дифференциальная сканирующая калориметрия.

EDN: P IZUO

Особенности интерпретации результатов исследований радиационно-индуцированной эволюции структуры сталей корпусов реакторов методом атомно-зондовой томографии

С.В. Федотова,

НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1,

В статье показаны возможности применения метода атомно-зондовой томографии для уточнения механизмов радиационной повреждаемости сталей корпусов реакторов (КР), указаны особенности интерпретации результатов применительно к анализу АЗТ-исследований сталей КР. Выполнен анализ особенностей фазообразования по результатам АЗТ-исследований применяемых и перспективных сталей КР реакторов ВВЭР российского производства, дополненных литературными данными для сталей реакторов PWR. Полученные результаты исследований подтверждают, что в зависимости от состава и условий облучения меняется вклад термической и радиационно-индуцированной составляющей в образование преципитатов: чем выше температура облучения и концентрация преципитат образующих элементов в матрице, тем выше вклад термической составляющей. Кроме того, по результатам АЗТ-исследований подтверждена возможность использования результатов ускоренного облучения для прогнозирования поведения материалов при продлении сроков эксплуатации с точки зрения фазообразования и продемонстрирован определяющий вклад преципитатов в изменение свойств сталей КР во всём интервале эксплуатации.

Ключевые слова: атомно-зондовая томография, сталь корпусов реакторов, фазообразование, флюенс быстрых нейтронов, флакс быстрых нейтронов, сегрегация.

EDN: PUNTKC

УДК 620.193.4+519.216.3

Метод “существенной выборки” для оптимизации зоны вихретокового контроля теплообменных труб парогенераторов АЭС с ВВЭР

О.М. Гулина, А.И. Никешин, А.Г. Костенко,

АО ОКБ “ГИДРОПРЕСС”, 142103, Подольск, Московская обл., ул. Орджоникидзе, д. 21

Неполный контроль теплообменных труб парогенератора (ТОТ ПГ) во время ППР приводит к тому, что часть потенциально повреждённых ТОТ не будет обнаружена. Предлагается методика выбора ТОТ специальным образом для снижения риска пропуска опасных дефектов. Основная задача — составить рабочую программу следующего контроля таким образом, чтобы количество пропущенных потенциально повреждённых ТОТ было минимальным. Данная задача соответствует современному тренду снижения чрезмерной консервативности оценок технического состояния объекта. В этом случае эффективным может оказаться метод “существенной выборки”: включать в контроль количество ТОТ из каждого ряда, пропорциональное количеству интерпретированных дефектов (глубиной более 60% от толщины стенки ТОТ) за весь предыдущий период в соответствующем ряду.

Ключевые слова: теплообменные трубы парогенератора, вихретоковый контроль, местоположение трубы в сборке, распределение обнаруженных дефектов по высоте трубной решётки.

EDN: DWRESO

УДК 621.039.58

О технологиях и оборудовании для обезжелезивания водного теплоносителя одноконтурного ВВЭР-СКД.

Часть 1. Высокотемпературные титановые и электромагнитные фильтры

Е.Б. Юрчевский, И.А. Чусов, В.П. Семишкин, О.А. Алёшина,

АО ОКБ “ГИДРОПРЕСС”, 142103, Подольск, Московская обл., ул. Орджоникидзе, д. 21,

В.М. Кузнецов,

ООО “Группа Компаний ИнтеллектСервис”, 115088, Москва, ул. Угрешская, д. 2

В статье рассматриваются проблемы и предложения по обезжелезиванию водного теплоносителя одноконтурного прямоточного энергоблока ВВЭР-СКД. Важной особенностью прямоточной схемы ВВЭР-СКД, ужесточающей требования к обезжелезиванию питательной воды, станет отсутствие межфазного барьера (вода—пар), характерного для кипящих реакторов, который ограничивает выход с паром радионуклидов. В первой части статьи проанализировано применение преакторного высокотемпературного обезжелезивающего фильтра для очистки теплоносителя в период пуска и в переменные режимы работы. Приведён опыт эксплуатации высокотемпературных фильтров в составе реакторных установок серийных энергоблоков АЭС с ВВЭР-1000. Также приведены технологические показатели электромагнитных фильтров для обезжелезивания турбинного конденсата на ТЭС. Показано, что применение электромагнитных фильтров позволит организовать в ВВЭР-СКД полнопоточное высокотемпературное обезжелезивание водного теплоносителя.

Ключевые слова: корпусной одноконтурный атомный энергетический водоохлаждаемый реактор, сверхкритические параметры, обезжелезивание теплоносителя, высокотемпературные насыпные фильтры, электромагнитные фильтры, дозирование цинка в водный теплоноситель.

EDN: IVOXLG

УДК 621.015.58

Важные направления обоснования РУ ВВЭР

Н.В. Шарый, В.П. Семишкин, Е.А. Фризен,

АО ОКБ “ГИДРОПРЕСС”, 142103, Подольск, Московская обл., ул. Орджоникидзе, д. 21

В статье анализируются такие важные направления обоснования реакторной установки (РУ) АЭС с ВВЭР, как прочность, надёжность, безопасность. Демонстрируются взаимосвязь между ними и взаимное влияние. Обсуждается также зависимость организации управления ресурсом на разных стадиях жизненного цикла АЭС от рассмотренных направлений обоснования и определяется их место в базах данных, используемых в трёхуровневой информационной системе управления ресурсом.

Ключевые слова: прочность, надёжность, безопасность, деградация свойств материала, повреждение, управление ресурсом.

EDN: KFIRPC