

УДК 621.039

Наступление по всему фронту – ядерно-энергетическая стратегия XXI века

А.Ю. Гагаринский, Ю.М. Семченков, В.А. Сидоренко, П.А. Фомиченко,
НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

В настоящее время обоснованно выдвигается идея создания “Атомного проекта 2.0” как ориентированного на цели устойчивого развития страны нового этапа, включающего разработку передовых инновационных технологий, материалов, создание образцов новой техники в области использования атомной энергии. Принципиальной тенденцией современного этапа развития ядерной энергетики стало даже не продвижение по пути решения её внутренних технологических и ресурсных проблем, а “фронтальное” расширение использования этого способа производства энергии для устойчивого экономического и экологического прогресса. Основу ядерной энергетики в России, как и во всём мире, составляют водоохлаждаемые корпусные реакторы мощностью 1000 и более МВт(э), и нет никаких объективных предпосылок к смене этой парадигмы в обозримом будущем. При этом технология ВВЭР остаётся важнейшим инструментом достижения стратегических целей нашей страны в области ядерной энергетики. Происходит непрерывная эволюция реакторов большой мощности: от 5-го блока Нововоронежской АЭС (1980 г.) через “малую” и “большую” серии реакторов ВВЭР-1000 до АЭС-2006 (самый мощный в настоящее время в России атомный энергоблок с реактором ВВЭР-1200) и ВВЭР-ТОИ с реактором ВВЭР-1300. Вместе с тем принципиальное расширение мощностного ряда в направлении установок малой мощности (в терминологии МАГАТЭ – менее 300 МВт(э)) представляет собой давно прогнозируемый тренд ядерного развития. Перспективы внедрения АЭС малой и средней мощности, учитывающие прогноз спроса на электроэнергию и территориальное распределение генерации в России, а также возможности зарубежного бизнеса обещают “новое качество” ядерного энергопроизводства и принципиально иную нишу в энергетической корзине. Быстрые реакторы должны стать системообразующим фактором замкнутого ядерного топливного цикла ядерной энергетики, практическое освоение технологий которого начинается с использования в качестве базовой реакторной установки БН-800 Белоярской АЭС. Может быть, наиболее значимой приметой современного этапа ядерно-энергетического прогресса является возрождение тенденции, ослабленной периодом “трудного времени” мирного атома после тяжёлых аварий, но никогда не прекращавшейся, – его стремление к распространению в новые области энергопотребления, которое родилось одновременно с началом практического использования атомной энергии. Надо полагать, что версия стратегии ядерной энергетики, достойная быть представленной в “Атомном проекте 2.0”, будет включать в себя развитие направлений производства водорода, опреснения морской воды и теплоснабжения с использованием ядерных технологий для российского и международного рынков, а также ряд перспективных направлений развития, таких как жидкосолевые ядерные технологии или гибридные системы.

Ключевые слова: ядерно-энергетическая стратегия, ядерные реакторы, технологическая платформа.

УДК 621.039.526:621.039.54

Фундаментальные и прикладные исследования теплогидравлики быстрых реакторов с жидкометаллическими теплоносителями

А.П. Сорокин, Ю.А. Кузина,

Акционерное общество “Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского (АО “ГНЦ РФ – ФЭИ””, 249033, Обнинск, Калужская обл., пл. Бондаренко, д. 1

Изложены результаты исследований в области гидродинамики и теплообмена в быстрых реакторах и ускорительно-управляемой системы с жидкометаллическими теплоносителями. Анализируются физические явления, эффекты, закономерности и характеристики полей скорости и температуры в проточной части и активной зоне быстрых реакторов. Представлены данные исследований на натриевой модели крупномодульного парогенератора и фрагментной свинцовой модели парогенератора с витыми трубками. Результаты исследований на модели бака реактора на быстрых нейтронах демонстрируют температурное расслоение с застойными и рециркуляционными образованиями, внутренние волны на стратифицированных границах раздела, пульсации температуры, термическую усталость конструкционных материалов и снижение сроков эксплуатации оборудования. Показано, что процесс кипения жидких металлов в сборках твэлов имеет сложную структуру, характеризуется как устойчивыми (пузырьковый, дисперсно-кольцевой), так и пульсационными (снарядный) режимами со значительными колебаниями параметров, обуславливающими кризис теплообмена. Изучена теплоотдача, построена картограмма режимов течения двухфазного потока жидких металлов в сборках твэлов, исследованы влияние шероховатости поверхности твэлов на теплообмен и режимы кипения, обоснована возможность длительного охлаждения активной зоны при кипении натрия в случае “натриевой полости” над активной зоной реактора. Определены характеристики процесса деградации имитатора тепловыделяющей сборки активной зоны быстрых реакторов при термическом взаимодействии урансодержащих имитаторов топлива со статическим натрием и их зависимость от параметров и конструкции системы. Изложены проблемы теплофизических исследований для высокотемпературного натриевого реактора для производства водорода.

Ключевые слова: гидродинамика, теплообмен, быстрые реакторы, ускорительно-управляемые системы, жидкие металлы, бак реактора, активная зона, коллекторные системы, камера смешения, парогенератор, стратификация, кипение, картограмма режимов, термическое взаимодействие.

УДК 621.039

Проблемы и перспективы инженерных мало групповых расчётов реакторов типа РБМК-1000

Н.А. Грушин, И.Е. Иванов, С.А. Бычков, В.Е. Дружинин, Д.А. Лысов, Р.В. Плеханов, Ю.В. Шмонин,

АО “ВНИИАЭС”, 109507, Москва, ул. Ферганская, д. 25,

Н.В. Щукин,

Национальный исследовательский ядерный университет “МИФИ”, 115409, Москва, Каширское ш., д. 31

Предложен подход, позволяющий расширить круг решаемых эксплуатационных нейтронно-физических задач за счёт возможности комбинирования различных моделей переноса нейтронов (многогрупповых с детальным описанием геометрии и двухгрупповых с гомогенным описанием) в отдельных частях расчётной области. Подход реализован в инженерной программе повышенной точности MNT-CUDA (версия 2.0), ориентированной на полномасштабные расчёты реактора групповым методом Монте-Карло с возможностью детального описания переноса нейтронов во всей системе или отдельных её фрагментах и использующей технологию параллельных вычислений на

графических процессорах. Продемонстрированы новые возможности программы, приведены и проанализированы результаты исследования точности комбинированных расчётов.

Ключевые слова: малогрупповые инженерные расчёты, метод Монте-Карло, комбинированные расчёты, программа MNT-CUDA.

УДК 621.039

Использование методов машинного обучения и нейронных сетей для аппроксимации библиотек констант в малогрупповой библиотеке нейтронно-физических констант для расчёта РБМК-1000

И.Е. Иванов, С.А. Бычков, Н.А. Грушин, В.Е. Дружинин, Д.А. Лысов, Р.В. Плеханов,
АО “ВНИИАЭС”, 109507, Москва, ул. Ферганская, д. 25,

Н.В. Щукин,

Национальный исследовательский ядерный университет “МИФИ”, 115409, Москва,
Каширское ш., д. 31

В статье приводится описание качественно новой библиотеки малогрупповых нейтронно-физических сечений CNET, предназначенной для расчёта нейтронно-физических характеристик реакторов РБМК-1000. Библиотека CNET использует технологии нейронных сетей для аппроксимации констант ячеек (нод), зарегистрированных в большой группе полномасштабных расчётов различных состояний реактора. В статье обсуждаются проблемы, возникающие при аппроксимации нейтронных сечений с использованием методов машинного обучения и, в частности, нейронных сетей. Приводится описание подходов к решению этих проблем, применённых в АО “ВНИИАЭС” при разработке новой библиотеки CNET. Приводятся результаты верификации программы повышенной точности MNT-CUDA с библиотекой CNET.

Ключевые слова: нейтронные сечения, аппроксимация нейтронных сечений, методы машинного обучения, нейронные сети.

УДК 539.125.52, 621.039.5

Программный комплекс КИР2 для моделирования стационарного и нестационарного переноса частиц методом Монте-Карло

В.И. Белоусов, М.И. Гуревич, В.Д. Давиденко, И.И. Дьячков, М.В. Иоаннисян,
А.А. Ковалишин, М.Р. Малков, К.Ф. Раскач, К.Г. Чернов, Р.В. Широков,
НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

Обсуждается программный комплекс КИР2 для моделирования на основе метода Монте-Карло [1, 2] нейтронно-физических стационарных и нестационарных процессов в реакторах. В статье представлено краткое описание разрабатываемого комплекса, его ключевых возможностей и особенностей архитектуры.

Ключевые слова: уравнение переноса, метод Монте-Карло, оценённые ядерные данные, прецизионные расчёты, ядерные реакторы, нейтронная кинетика.

УДК 621.039.518.4

Критические эксперименты по исследованию уран-водных решёток типа ВВЭР с топливом повышенного обогащения и поглощающими элементами на основе оксида эрбия

С.В. Цыганов, Ю.Я. Кравченко, Ю.А. Крайнов, С.С. Гусев, А.С. Колокол, А.Н. Кузнецов, И.Г. Ломакин, А.Ю. Наседкин, Ю.М. Семченков, В.И. Чмыхун,
НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

На критическом стенде “П” НИЦ “Курчатовский институт” проведена серия экспериментов по определению нейтронно-физических характеристик уран-водных топливных композиций с решётками типа ВВЭР, содержащих твэлы обогащением 6,5% по ^{235}U , а также поглощающие элементы на основе оксида эрбия (Er_2O_3). Геометрия и состав топливных композиций выбраны таким образом, чтобы результаты экспериментов были полезны для обоснования расчётных кодов, используемых при исследовании и проектировании длительных топливных циклов ВВЭР с уран-эрбиевым топливом. В статье описаны экспериментальная установка и состав реализованных топливных композиций, а также представлены основные экспериментальные результаты.

Ключевые слова: ядерный реактор, критический стенд, критический эксперимент, уран-эрбиевое топливо.

УДК 621.039.518.4

Расчётный анализ критических экспериментов с уран-водными решётками типа ВВЭР с топливом повышенного обогащения и поглощающими элементами на основе оксида эрбия

Н.И. Алексеев, С.С. Алешин, А.Н. Кузнецов, Д.А. Шкаровский, С.В. Цыганов,
НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

На критическом стенде “П” НИЦ “Курчатовский институт” проведена серия экспериментов по определению нейтронно-физических характеристик уран-водных топливных композиций с решётками типа ВВЭР, содержащих твэлы обогащением 6,5% по ^{235}U , а также поглощающие элементы на основе оксида эрбия (Er_2O_3). Расчётный анализ экспериментов выполнен с помощью прецизионного кода MCU-PD, а также кода улучшенной оценки ТВС-М, используемых при проектировании топливных циклов ВВЭР. В статье описаны расчётные модели, реализованные в обоих кодах, и представлены результаты расчётов основных критических параметров в сравнении с экспериментальными данными.

Ключевые слова: ядерный реактор, эксперименты, прецизионный расчёт, метод Монте-Карло, программа

УДК 539.1.06

Нейтринный контроль реакторов для применения гарантий МАГАТЭ к плавучим атомным энергоблокам

Е.П. Велихов, В.П. Кузнецов,

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

В.П. Кучинов,

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

М.Д. Скорохватов,

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

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

Эксплуатация плавучих атомных энергоблоков в государствах, не обладающих ядерным оружием, не предполагает обращение со свежим и отработавшим ядерным топливом, а ядерный реактор энергоблока герметически “запечатан” в государстве-изготовителе. В этой связи проблемными моментами применения гарантий МАГАТЭ являются независимая проверка и подтверждение информации государства о заявленных режимах работы энергоблока, качестве и количестве ядерного топлива. В статье показано, что имеющиеся в настоящее время технологии детектирования реакторных антинейтрино вполне могут обеспечить МАГАТЭ независимый контроль реактора плавучего энергоблока при помощи автономного мобильного или стационарного нейтринного детектора для подтверждения заявленных режимов работы ядерного реактора и косвенного подтверждения количества и качества ядерного материала, находящегося в нём.

Ключевые слова: атомные энергоблоки, гарантии МАГАТЭ, антинейтрино, мощность реактора, количество и качество ядерного топлива.

УДК 621.039.5

Оценка расхода чистого конденсата в пусковом диапазоне для выхода на минимально контролируемый уровень мощности после срабатывания аварийной защиты

А.И. Аль-Шамайлах, Д.А. Соловьев, А.А. Семенов, Н.В. Шукин, В.Г. Зимин, В.С. Попов,

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

А.С. Никулин,

НИУ МЭИ, 111250, Москва, ул. Красноказарменная, д. 14, стр. 1

После срабатывания аварийной защиты в активную зону реактора ВВЭР-1200 сразу начинают вводить раствор борной кислоты, доводя концентрацию до стояночного значения. Затем поднимают органы регулирования и после этого получают разрешение на пуск реактора. При выходе на МКУ мощности сначала производится подпитка чистым конденсатом (ЧК) с большой скоростью до пускового интервала, производится перемешивание 1-го контура, а затем начинается ввод ЧК с малой скоростью. При этом в технологическом регламенте безопасной эксплуатации (ТРБЭ) указано, что расход ЧК в пусковом диапазоне должен не более чем на 10 т/ч превосходить расход ЧК на компенсацию ксенонового отравления и скорость ввода положительной реактивности не должна превышать 0,02 $\beta\text{эф}/\text{мин}$. При этом не совсем ясно, как оценить расход ЧК, поскольку на энергоблоке нет оборудования, измеряющего величину ксенонового отравления и скорости ввода реактивности. В настоящей статье даётся ответ на вопрос, какой расход ЧК может использовать оператор в пусковом диапазоне при наличии ксеноновых процессов.

Ключевые слова: ВВЭР-1200, МКУ, ЧК, АЗ, ОР СУЗ, НВАЭС, ТРБЭ.

УДК 629.039.58

Метод расчёта водородного показателя раствора в прямке защитной оболочки на АЭС с реактором ВВЭР-1000

К.Д. Хорошилова, А.Б. Сазонов, М.О. Сорокопуд, А.А. Гирченко,
НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1,

М.А. Богородская,

Российский химико-технологический университет им. Д.И. Менделеева, 125047, Москва,
Миусская пл., д. 9

Предложена и верифицирована методика расчёта водородного показателя (рН) раствора в прямке защитной оболочки на АЭС с ВВЭР, основанная на решении уравнений химической кинетики и учитывающая работу систем безопасности при аварии с потерей теплоносителя первого контура (ЛОСА). Экспериментально определена константа диссоциации гидразина в диапазоне от 25 до 100 оС. Полученная температурная зависимость интегрирована в методику расчёта. Проведены тестовые оценки рН в прямке защитной оболочки на АЭС с ВВЭР-1000. Показано, что при условиях, заданных сценарием аварии ЛОСА, начиная примерно с третьей минуты, значение рН не опускается ниже 7,0. Это соответствует режиму подавления образования летучих форм радиоактивного иода, наиболее легко попадающих в окружающую среду.

Ключевые слова: АЭС, ВВЭР, прямка, авария ЛОСА, гидразин-гидрат, борная кислота, гидроксид калия, константа диссоциации, водородный показатель.