

СОСТОЯНИЕ И ПРОБЛЕМЫ РАСЧЕТНО-МЕТОДИЧЕСКОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ ПРОЕКТНЫХ РАЗРАБОТОК РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК С ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ СВИНЕЦ-ВИСМУТ

О.Г. Комлев, Н.Н. Новикова, М.М. Тревгода, Е.В. Филимонов

ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск



Выполнен краткий обзор состояния и основных проблем расчетно-методического обеспечения проектирования реакторных установок со свинцово-висмутовым теплоносителем в части обоснования нейтронно-физических, теплогидравлических и радиационных характеристик.

Со времени начала работ по направлению ЯЭУ с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем в ГНЦ РФ-ФЭИ создана необходимая методическая база и накоплен значительный опыт расчетного обоснования нейтронно-физических, теплогидравлических и радиационных характеристик реакторных установок в процессе проектирования. Для этого были выполнены соответствующие теоретические проработки, сформулированы подходы и разработаны необходимые методики и программные средства.

НЕЙТРОННАЯ ФИЗИКА

Расчетные исследования нейтронно-физических характеристик реакторов на быстрых нейтронах со свинцово-висмутовым теплоносителем (СВТ) ведутся в ГНЦ РФ-ФЭИ с начала 90-х годов. В силу ограниченных возможностей тогдашнего парка ЭВМ в течение примерно 10 лет (до 2001 г.) расчетные инструменты, которыми можно было воспользоваться для этой цели, базировались в основном на упрощенных моделях – либо многогрупповое (26 групп) приближение в энергетической области и двумерное геометрическое представление, либо трехмерная геометрия, но малогрупповое (3–4 группы) приближение по энергии.

Для решения многогрупповой задачи в двумерной геометрии использовался программный комплекс RZA/PC [1] с системой подготовки констант на базе 26-групповой системы микросечений БНАБ [2], который позволял рассчитать реактор в процессе кампании. В комплексе были реализованы алгоритмы:

- решения уравнения переноса в диффузионном и P1-приближениях в (R-Z)-геометрии;
- расчета изменения изотопного состава в быстром реакторе, учитывающие практически все цепочки превращений тяжелых нуклидов (включая процессы ра-

диоактивного распада), как входящих в начальную загрузку, так и образующихся в процессе выгорания;

- расчета стационарного состава при работе реактора в режиме частичных перегрузок с учетом возможности рецикла топлива после выдержки его в течение заданного времени и подгрузки младших актинидов для их трансмутации.

Расчетная двумерная (R-Z)-модель позволяла учесть присутствие в реакторе системы подвижных органов СУЗ, которая моделировалась системой кольцевых зон с эффективными макросечениями. Для расчета этих эффективных макросечений разработана специальная методика, реализованная в программе GAMMA, основанная на многогрупповом расчете эффективных граничных условий (ЭГУ) на поверхности многослойных поглощающих стержней [3].

Разработка быстрых реакторов с СВТ ведется в рамках концепции предельно достижимой безопасности, одним из элементов которой является алгоритм безопасного управления стержнями СУЗ, предполагающий поочередное извлечение стержней из активной зоны в процессе кампании. При выборе этого алгоритма одним из критериев является минимизация азимутальной неравномерности поля энерговыделения в реакторе. Кроме того, в число проектных нейтронно-физических характеристик, требующих определения, входят величины эффективности отдельных органов СУЗ и их групп, влияние положения органов СУЗ по высоте активной зоны на поля энерговыделения, в том числе при аварийном зависании отдельных стержней и т.п. Таким образом, с точки зрения расчета большинства проектных характеристик, реактор является существенно трехмерной системой.

До 2001 г. рабочим инструментом для расчета реакторов с СВТ в трехмерной геометрии служила программа RFZ [4], позволяющая рассчитать $K_{эфф}$ и нейтронные поля в реакторе заданного состава с системой произвольно расположенных цилиндрических поглощающих стержней в (R-φ-Z)-геометрии в малогрупповом (до 4-х энергетических групп) диффузионном приближении с ЭГУ на поверхностях стержней. При этом малогрупповые макросечения являются для программы исходными данными и для реактора в процессе кампании должны быть получены извне. Для быстрых реакторов с СВТ такие константы получались из расчетов по кампании по программе RZA/PC [1] сверткой из 26-групповых макросечений по спектрам соответствующих физических зон (естественно, расчет проводился без учета алгоритма перемещения стержней в ходе кампании и его влияния на процесс выгорания). Весьма существенным моментом в этой расчетной схеме был выбор границ групп при свертке в спектре быстрого реактора, т.к. это обстоятельство оказывает значительное влияние как на расчетную величину $K_{эфф}$ в малогрупповом приближении, так и на поле энерговыделения. Кроме того, (R-φ-Z)-геометрия в программе RFZ [4] с точки зрения макросечений является просто (R-Z)-геометрией, т.е. описывает реактор с цилиндрическими границами зон физического профилирования и не позволяет получить поле энерговыделения в твэлах в соответствии с реальной картограммой их размещения в активной зоне.

Таким образом, основные усилия по развитию средств для расчета нейтронно-физических характеристик быстрых реакторов с СВТ в течение ряда лет были направлены на то, чтобы перейти к прямому многогрупповому потвзальному расчету реактора в процессе кампании в трехмерной геометрии. С 2001 г. таким расчетным инструментом является пакет прикладных программ РЕАКТОР. В ГНЦ РФ-ФЭИ этот пакет работает с сертифицированной системой констант БНАБ-93 [5].

Пакет РЕАКТОР предназначен для расчета быстрого реактора в процессе кампании в многогрупповом диффузионном приближении в двумерной (R-Z) и трехмерных гексагональной (HEX-Z) и прямоугольной (XYZ) геометриях, в том числе с

произвольно распределенным внешним источником.

Пакет РЕАКТОР строится по модульному принципу – объединяет в едином комплексе функциональные модули, каждый из которых решает логически завершённый фрагмент общей задачи. Обмен информацией между модулями осуществляется через общий архив. Модульный принцип организации пакета РЕАКТОР позволяет развивать его функциональные возможности как путем погружения в среду комплекса ранее созданных программ, так и путем написания новых модулей, использующих информацию из архива.

Разработчиком идеологии, принципов построения, структуры, системных средств и основного набора функциональных модулей пакета РЕАКТОР является коллектив сотрудников Института прикладной математики (ИПМ) РАН им. М.В. Келдыша во главе с А.В. Воронковым [6]. К основному набору относятся модули, решающие следующие задачи:

- организация работы с архивом;
- ввод данных, описывающих геометрию задачи (двумерную или трехмерную), и ядерно-физический состав расчетных зон;
- решение уравнения переноса (в рабочей версии – уравнения диффузии) и ввод параметров, управляющих этим процессом;
- ввод исходных данных для решения задачи изменения изотопного состава в процессе кампании и решение системы уравнений изменения изотопного состава.

В процессе освоения и практического использования пакета РЕАКТОР для проектирования быстрых реакторов с СВТ в ГНЦ РФ-ФЭИ разработаны дополнительные модули – подготовки констант на базе алгоритмов комплекса CONSYST/ABBN [7], расчета проектных характеристик, являющихся функционалами нейтронного потока, вспомогательные модули, помогающие пользователю рационально организовать процесс расчета проектных характеристик. Некоторые из основных модулей модифицированы в части увеличения пространственной размерности решаемых задач и некоторой «стандартизации» набора уравнений выгорания применительно к используемой системе констант БНАБ-93. В настоящее время (по состоянию на 01.01.2006 г.) в состав рабочей версии пакета РЕАКТОР входят около 30 модулей.

Для расчетов в двумерной геометрии пакет РЕАКТОР предоставляет пользователю практически все те же возможности, которые предоставлял комплекс RZA/PC [1], но с более современной системой констант и с возможностью расчета с внешним источником нейтронов. Однако основная задача пакета – трехмерные расчеты.

Пользователь пакета РЕАКТОР, определяющий проектные нейтронно-физические характеристики быстрого реактора с СВТ, имеет возможность решения перечисленных ниже задач.

1). Расчет $K_{эфф}$ и многогрупповых нейтронных потоков в диффузионном приближении в двумерной (R-Z) и трехмерных (HEX-Z и XYZ) геометриях. При этом трехмерные задачи могут быть решены при потвэльном описании элементов активной зоны. Поскольку в текущей практике проектирования в быстрых реакторах с СВТ твэлы образуют треугольную решетку, дальнейшее описание относится к гексагональной геометрии.

Расчетная ячейка в гексагональной геометрии представляет собой шестигранник с площадью, эквивалентной площади физической ячейки. Поскольку проектируемые в настоящее время быстрые реакторы с СВТ работают без частичных перегрузок топлива в течение достаточно длительной кампании, их активные зоны не

имеют кассетной структуры, характерной, например, для реакторов типа БН. Решетка твэлов в реакторах с СВТ регулярная и это позволяет иметь расчетную гексагональную модель, в которой физическая ячейка соответствует одному твэлу в активной зоне.

Ядерно-физический состав расчетной ячейки в активной зоне есть гомогенизированный состав соответствующей физической ячейки, что является общепринятым допущением при расчетах быстрых реакторов. Влияние гетерогенной структуры твэльной ячейки на реактивность невелико и обычно учитывается с помощью отдельно определяемой поправки. Конструкции, окружающие активную зону, описываются той же гексагональной сеткой, ячейки которой имеют гомогенизированный ядерно-физический состав с соответствующими объемными долями конструкционных материалов.

Поскольку в пакете РЕАКТОР используется динамическое распределение памяти, то размерность решаемой задачи практически ограничивается только возможностями компьютера. В настоящее время в практике расчетов решается задача проектирования реактора СВБР-75/100, в активной зоне которого содержится около 12000 твэлов, а полный расчетный размер вместе с окружающими элементами конструкции моноблока составляет $D \times H = 3000 \times 2500$ мм. При потвэльном описании картограммы активной зоны (включая каналы подвижных органов СУЗ) и приемлемом с точки зрения точности решения уравнения диффузии расчетном шаге по высоте, суммарное число расчетных узлов для указанного реактора составляет $\sim 2,9 \cdot 10^6$. Следует учесть, что задача решается в 26-групповом приближении; таким образом, размерность массива нейтронных потоков составляет $\sim 7,5 \cdot 10^7$ значений.

Присутствующие в активной зоне органы СУЗ описываются как расчетные ячейки с ЭГУ на поверхности ячейки. Стержни разного состава или разной конструкции задаются различными типами ЭГУ. Многогрупповые значения ЭГУ могут быть рассчитаны вне пакета РЕАКТОР (например, по программе GAMMA) и заданы как исходные данные или в самом пакете при помощи соответствующего модуля.

Модули, вычисляющие $K_{эфф}$ и потоки, могут решать уравнение диффузии в HEX-Z геометрии как с одной расчетной точкой в гексагональной ячейке, так и с 6 точками, что в сочетании с расчетами с разным числом точек по высоте позволяет экстраполировать расчетное значение $K_{эфф}$ к величине, соответствующей нулевому шагу расчетной сетки.

Как видно из приведенного описания, расчетчик имеет возможность рассчитать как непосредственно значение $K_{эфф}$ и поля энерговыделения в каждом твэле в любой конфигурации активной зоны, так и эффективности органов СУЗ в любом их положении и в любых сочетаниях, их характеристики и дифференциальные эффективности.

2). Расчет реактора в процессе кампании при заданном графике изменения мощности с учетом изменения положения органов СУЗ по высоте активной зоны.

В пакете РЕАКТОР пользователю предоставлена возможность самому сформировать набор цепочек выгорания, которые он хочет учесть при расчете кампании. Для этого разработчик (ИПМ РАН) создал специальный мнемонический язык задания таких цепочек, отражающий форму уравнений изменения изотопного состава – образование и исчезновение нуклида в нейтронном потоке и радиоактивный распад. При выполнении массовых проектных расчетов быстрых реакторов с СВТ этот набор остается одним и тем же, что дает возможность занести его непосредственно в модуль, вводящий исходные данные для расчета выгорания. Эта возможность реализована в рабочей версии пакета РЕАКТОР – сформирован некоторый

«стандартный набор» цепочек превращений нуклидов для быстрого реактора и для его использования в расчетах достаточно просто указать соответствующий признак. В этот «стандартный набор» занесены цепочки превращения для 27 тяжелых нуклидов от ^{230}Th до ^{248}Cm и 10 легких нуклидов от водорода до углерода. В соответствии с принятой методикой расчета быстрых реакторов образование продуктов деления учитывается в виде двух обобщенных осколков, константы которых имеются в библиотеке БНАБ-93 [5]. Таким образом, при расчете кампании в каждой физической зоне решаются 39 уравнений изменения изотопного состава, использующие 18 типов микросечений. Результатом расчета являются не только новые значения ядерных концентраций топливной композиции, но и количества водорода, дейтерия, трития и гелия, образующихся в реакторе за расчетное время. В любой момент кампании определяется максимальное к этому времени значение глубины выгорания, координаты соответствующей точки в активной зоне и распределение по длине твэла с максимальной глубиной выгорания.

Поскольку при решении уравнений выгорания используются средние потоки по физическим зонам, для получения подробной картины распределения осколков деления в активной зоне недостаточно рассматривать как физическую зону твэлов целиком; необходимо дополнительно разделить его на несколько частей по высоте, каждая из которых будет выгорать как отдельная физическая зона. В рабочей версии пакета РЕАКТОР имеется возможность рассматривать около 60000 физических зон, что для разных проектов реакторов с СВТ соответствует 5–9 физическим зонам по высоте каждого твэла. Учет неравномерности выгорания внутри этих физических зон делается при помощи реализованного в пакете РЕАКТОР специального алгоритма, учитывающего поведение поля энерговыделения в каждом твэле по кампании. Для реактора СВБР-75/100 объем информации в архиве, относящейся к константам физических зон, составляет $\sim 1,84 \cdot 10^7$ значений.

Для задания геометрии сложной трехмерной модели с подробными картограммами по высоте активной зоны и большим количеством физических зон разработана сервисная программа REAMOD. Это графический редактор, при помощи которого делается графическое формирование необходимого набора картограмм и их расположения по высоте, после чего программа выполняет сквозную нумерацию физических зон для потвэльного расчета выгорания.

3). Расчет проектных характеристик, являющихся функционалами нейтронного потока и определяющих условия работы элементов активной зоны.

Пакет РЕАКТОР позволяет рассчитать

- распределение числа поглощений по длине любого стержня СУЗ с последующим определением удельного и интегрального энерговыделения в поглощающих элементах и в каналах органов СУЗ; эта же информация используется при расчете выгорания бора в поглотителях стержней;
- распределение в объеме активной зоны интегральных по энергии нейтронных потоков в заданном диапазоне энергии;
- распределение в объеме активной зоны функции повреждения для конструкционных материалов;
- распределение в объеме активной зоны флюенса нейтронов и повреждающей дозы для конструкционных материалов путем интегрирования (в заданном промежутке времени) вышеуказанных функционалов; пользователь может получить в файле результатов распределение флюенса и повреждающей дозы по высоте любого твэла; максимальные значения и координаты соответствующих точек определяются автоматически;
- распределение в объеме активной зоны скоростей реакций для любого сече-

ния взаимодействия, имеющегося в архиве текущей задачи, и любого нуклида из входящих в состав реактора; эти функционалы используются, главным образом, при обсчете экспериментальных сборок, где производятся измерения скоростей реакций.

С учетом расчета перечисленных проектных характеристик суммарный объем информации, хранящейся в архиве задачи для реактора СВБР-75/100, составляет $\sim 10^9$ значений.

4). Визуализация результатов расчета.

Вспомогательная программа REAVIZ позволяет пользователю в любой расчетный момент времени увидеть цветную картограмму – распределение по сечению активной зоны интегрального по высоте поля энерговыделения, ответственного за подогрев теплоносителя или глубины выгорания топлива в плоскости, где эта величина максимальна. Следует отметить, что для визуализации других функционалов нет никаких технических препятствий и по мере необходимости список функционалов расширяется.

ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

Одним из обязательных разделов обоснования проектных характеристик реакторов с ТЖМТ, так же, как и для реакторов других типов являются теплогидравлические расчеты. Основная цель таких расчетов – определение значений тепловых и гидравлических параметров в пределах активной зоны при работе установки в статических и динамических режимах. Особенности тяжелого теплоносителя и особенности конструкции транспортных и других реакторов с ТЖМТ наложили свой отпечаток на выбор математических моделей и содержание расчетов, традиционно выполняемых в рамках проектов. К основным из таких особенностей относятся:

- низкая теплоемкость теплоносителя при высокой его плотности;
- устройство активной зоны в виде единого пучка стерженьковых твэлов, образующих общую систему параллельных взаимосвязанных каналов (ячеек), в том числе имеющих нестандартную форму поперечного сечения;
- дистанционирование твэлов в зоне только с помощью спиральных ребер на их оболочке.

Эти особенности теплоносителя и конструкции активной зоны реактора с ТЖМТ определили следующие особенности их теплогидравлики и ее моделирование в процессе проектирования:

- реакторы с ТЖМТ отличаются повышенным подогревом и расходом теплоносителя;
- соответственно поля температур теплоносителя и других элементов активной зоны оказываются чувствительными к изменениям расхода, вызываемым различными причинами; на температуры в зоне существенное влияние оказывают различные случайные отклонения геометрических и других параметров реактора;
- отдельные каналы активной зоны связаны между собой в гидравлическом и тепловом отношении, тепловое состояние в любом месте зоны, вообще говоря, оказывается зависящим от состояния во всей активной зоне.

Таким образом, корректное моделирование теплогидравлики реакторов с ТЖМТ только на основе строгих математических моделей представляет чрезвычайно сложную задачу. В связи с этим практика расчетного обоснования тепловых и гидравлических характеристик пошла по пути применения моделей и методик различных уровней сложности – чисто математических и полуэмпирических, детерминированных и вероятностных, одномерных и многомерных.

Краткая характеристика методики, получившей наибольшее распространение для обоснования статических теплогидравлических характеристик, и направления ее совершенствования [8–9]:

- в отношении гидродинамики – это методика гидравлического расчета системы параллельных невязаных каналов, включенных на общий перепад давления; применению такого подхода помимо простоты расчетной процедуры способствуют относительно малые величины поперечных составляющих скорости теплоносителя в сравнении с продольными (последнее связано, в основном, с наличием разнонаправленной навивки дистанционирующих ребер в зазоре между твэлами, препятствующих поперечному перемешиванию теплоносителя, а также малыми градиентами давления в камерах на входе и выходе пучка твэлов); в рамках подхода параллельных изолированных каналов используются экспериментальные данные по гидравлическим сопротивлениям в пучках конкретной геометрии, по влиянию формы сечения каналов на коэффициенты трения;

- в отношении теплового состояния – это методика изолированных в тепловом и гидравлическом отношении каналов, использующая:

- соотношения баланса энергии и поля энерговыделений, полученные в процессе нейтронно-физических расчетов для определения средних температур теплоносителя в сечениях каналов;

- конкретные эмпирические зависимости для расчета коэффициентов теплоотдачи от теплоносителя к поверхности твэлов и неравномерностей температур по периметру оболочек;

- аналитические соотношения по определению наиболее важных для проектирования температур – внешней и внутренней поверхностей оболочек твэлов, температур в контактом подслое и на оси топливного брикета – характерных «температур»;

- дисперсионную методику определения максимальных значений названных температур при реализации случайных отклонений геометрических и других параметров в каналах и активной зоне в целом.

Если первоначально данная методика использовалась для определения температурного состояния в наиболее нагретых элементах активной зоны, то в последнее время на ее основе созданы две программы для ПВЭМ, применяемые при обосновании проектов:

- блок ТГРЗ комплекса программ поэлементного расчета различных характеристик реактора – нейтронно-физических, теплогидравлических, прочностных;

- блок ЖМР специальной программной среды (Циклон), предназначенной для моделирования различных узлов и агрегатов перспективных ЯЭУ и АС.

Для расчета характерных температур в автономных каналах СУЗ (одиночные поглощающие стержни или кластеры) созданы специальные программы, реализующие конечноэлементный подход в системе взаимодействующих каналов. В программах, так же, как и для твэлов учитываются балансные и эмпирические зависимости, а также случайные отклонения геометрических, режимных и других параметров. Кроме того, численным методом определяются продольные и поперечные перетечки теплоносителя.

Основными направлениями развития методики статических теплогидравлических расчетов реакторов с ТЖМТ являются:

- учет теплового и гидравлического взаимодействия каналов в объеме активной зоны; при этом используются экспериментальные значения коэффициентов обмена в пучках стержней конкретной геометрии;

- учет статистической взаимосвязи тепловых характеристик в объеме всей активной зоны.

Оба названных направления базируются на программах поэлементного расчета в объеме зоны с использованием современных вычислительных средств.

Применительно к новым проектам помимо собственных поверочных расчетов при традиционной геометрии элементов ведется работа по оптимизации геометрии, связанная с оптимизацией характеристик активной зоны и ЯЭУ в целом.

РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

Радиационный риск для персонала, населения и окружающей среды, связанный с работой ядерной энергетической установки, обусловлен следующими основными факторами:

- ионизирующим нейтронным и гамма-излучением от активной зоны реактора, сопровождающим реакции деления в ядерном топливе;
- вторичным (наведенным) гамма-излучением, возникающим в результате активации конструкционных материалов, технологических сред и материалов радиационной защиты;
- возможным выходом радиоактивных продуктов деления (ПД) из твэлов в теплоноситель первого контура в случае нарушения герметичности их оболочек с дальнейшим их распространением по технологическим средам ЯЭУ и вероятностью попадания части активности во второй контур и рабочие помещения установки.

Обеспечение требуемого нормативными документами [10,11] уровня радиационной безопасности достигается системой мер, важнейшими среди которых являются:

- применение внутрикорпусной и внешней радиационной защиты из материалов, ослабляющих до приемлемых значений ионизирующие излучения в местах постоянного пребывания персонала и в эпизодически посещаемых помещениях;
- создание глубокоэшелонированной системы физических барьеров на путях возможного переноса радиоактивности в технологических средах ЯЭУ и за ее пределы;
- надежный и эффективный контроль состояния тепловыделяющих элементов активной зоны, основного оборудования и радиационной обстановки в посещаемых помещениях.

В этой связи традиционный круг задач, решаемых при расчетном обосновании радиационной безопасности, включает в себя задачи расчета ослабления полей ионизирующих излучений и оптимизации радиационной защиты; определение наведенной активности теплоносителей и конструкционных материалов; разработку физических моделей, описывающих выход радионуклидов из твэлов, их перенос в контурных средах и возможное распространение за пределы ЯЭУ. В ГНЦ РФ-ФЭИ накоплен значительный опыт решения указанных задач применительно к проектам реакторных установок с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем 1-го контура свинец–висмут (СВТ), созданы необходимая методическая база и программное обеспечение для проведения расчетных исследований. В данной работе основное внимание уделено проблемам моделирования миграции радионуклидов по технологическим средам ЯЭУ, вносящей существенный вклад в суммарный радиационный риск.

Характеристика физических процессов выхода и распространения радиоактивных продуктов деления и активации в ЯЭУ с теплоносителем свинец–висмут

Основная доля радиоактивности, образующейся при работе ЯЭУ, накапливается в тепловыделяющих элементах активной зоны, в теплоносителе первого конту-

ра и в близлежащих к активной зоне реактора конструкционных материалах. В тепловыделяющих элементах это преимущественно продукты деления ядерного топлива, среди которых определяющими являются изотопы радиоактивных благородных газов (РБГ) – Хе и Кг, а также радионуклиды летучих продуктов деления (ЛПД) – I и Cs. Активация теплоносителя 1 контура свинец–висмут в поле нейтронного излучения реактора приводит к образованию и накоплению в нем радиоактивных изотопов основных компонент (Pb, Bi), технологических примесей (Sb, Ag, Hg и др.), продуктов коррозии конструкционных материалов (Co, Ni, Mn, Fe и др.), а также радиоактивного изотопа полония Po^{210} , обладающего повышенной радиотоксичностью. Помимо этого, в элементах активной зоны при работе ЯЭУ накапливается радиоактивный тритий, относительно легко диффундирующий в конструкционных материалах, создавая тем самым опасность его попадания в технологические среды первого контура и в теплоноситель второго контура.

При нормальной работе установки и сохранении герметичности физических барьеров на пути распространения радиоактивных продуктов деления и активации радиационная обстановка в рабочих помещениях и за их пределами определяется интенсивностью потоков нейтронного и гамма-излучений в материалах биологической защиты, в теплоносителе и конструкциях реактора. Попадание продуктов деления ядерного топлива в теплоноситель в этих условиях возможно лишь за счет незначительного технологического загрязнения наружных поверхностей оболочек твэлов, имеющего место при их изготовлении, что не вносит существенного вклада в уровни радиоактивного загрязнения контурных сред.

Однако при длительной работе ЯЭУ существует вероятность возникновения по разным причинам повреждений оболочек некоторого числа твэлов, что может привести к выходу части накопленной в них активности продуктов деления в первый контур, создавая тем самым дополнительный источник радиоактивности в технологических средах. В процессе своего развития эти дефекты последовательно проходят различные стадии, от начальной степени повреждения, характеризующейся как «газовая неплотность» (при которой радиоактивные благородные газы и часть летучих ПД вместе со стабильными газами стравливаются в теплоноситель за счет избыточного давления), до более опасного повреждения с прямым контактом топлива с теплоносителем (в этом случае возможен выход через дефект оболочки продуктов деления, накопленных в жидкометаллическом подслое твэла или в вытеснившем его теплоносителе).

Обобщенная схема распространения радиоактивных продуктов деления и активации в ЯЭУ с теплоносителем свинец–висмут, отражающая физические процессы, наиболее значимые с точки зрения формирования радиационной обстановки в контурах и рабочих помещениях, представлена на рис. 1. В последовательности образования и миграции радионуклидов при нарушении целостности физических барьеров выделяются следующие основные этапы:

1) выход продуктов деления из топливного сердечника под оболочку твэла (в жидкометаллический подслои) за счет механизмов прямой отдачи при делении, термической или радиационно-стимулированной диффузии [12];

2) поступление газообразных и летучих продуктов деления, а также продуктов активации, накапливаемых в жидкометаллическом подслое, в теплоноситель первого контура при нарушении герметичности оболочки твэла;

3) химическое взаимодействие образующихся в теплоносителе продуктов активации и попадающих в него из поврежденного твэла продуктов деления с основными компонентами теплоносителя (свинцом и висмутом), с водяным паром (в случае межконтурной течи парогенератора) и между собой, с образованием

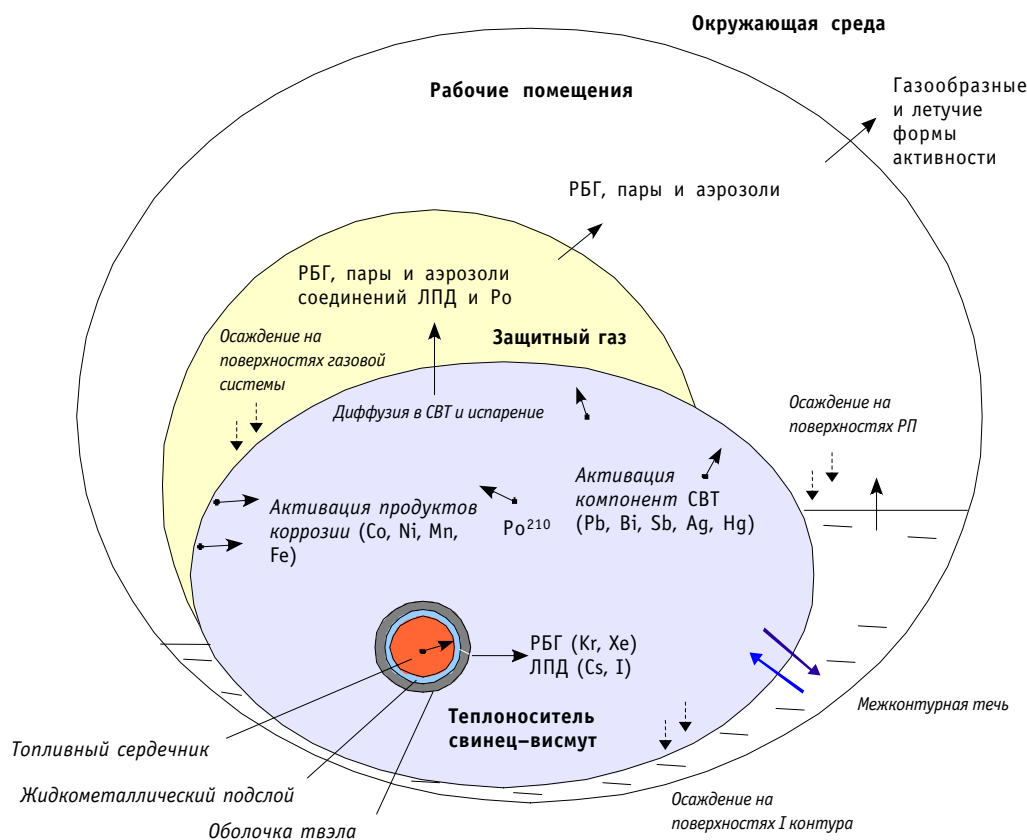


Рис. 1. Схема переноса продуктов деления и активации в РУ с ТЖМТ свинец-висмут

сложных химических форм, часть из которых способна к дальнейшему переходу в объемы газовой системы РУ;

4) выход из теплоносителя в газовую систему первого контура неконденсируемых радиоактивных благородных газов (за счет диффузионного подвода радионуклидов к поверхности свинцово-висмутового сплава и их выноса с паровыми пузырями при появлении межконтурной течи), а также соединений летучих продуктов деления и полония (посредством испарения), с образованием в защитном газе газообразной, паровой и аэрозольной форм радиоактивности; осаждение части паров и аэрозолей на относительно холодных поверхностях газовой системы;

5) выход РБГ, части паровой и аэрозольной активности в реакторное помещение при течи защитного газа через возможные неплотности газовой системы первого контура; осаждение паровой и аэрозольной фракций активности на поверхностях реакторного помещения; попадание радиоактивных продуктов деления и активации в рабочие помещения из негерметичного 2 контура при наличии межконтурной течи в парогенераторе;

6) возможное попадание радионуклидов (в основном в виде газообразных соединений и летучих продуктов деления) в окружающую среду при негерметичности рабочих помещений.

Расчетные модели оценки радиационных характеристик РУ с ТЖМТ

В основу методов расчета переноса радионуклидов в технологических средах РУ заложена *камерная модель*, позволяющая описывать процесс миграции в сис-

теме, представляемой последовательной цепочкой связанных друг с другом объемов (камер), для каждого из которых записывается уравнение баланса количества данного радионуклида. Переходы между камерами являются барьерами безопасности и схематично изображены на рис. 1.

Скорости перехода нуклидов из каждой камеры в следующую характеризуются соответствующими коэффициентами v_i (с^{-1}), величины которых с большей или меньшей степенью достоверности определяют из экспериментальных данных, если таковые имеются. Уравнение баланса активности для i -ой камеры может быть записано в виде:

$$\frac{\partial A_i}{\partial t} = q_i - \lambda A_i - v_i A_i, \quad q_i = v_{i-1} A_{i-1},$$

где A_i – активность нуклида в i -ой камере (Бк); λ – постоянная распада этого нуклида (с^{-1}); v_i – коэффициент перехода из i -ой камеры в $(i+1)$ -ю (с^{-1}); q_i – скорость поступления нуклида в i -ю камеру (Бк/с).

Выход РБГ из теплоносителя в газовую систему первого контура

Модель выхода РБГ в газовую систему из СВТ наиболее разработана по сравнению с моделями формирования и переноса паровой и аэрозольной активности [13, 14]. При отсутствии течи парогенератора во время работы РУ РБГ за счет диффузии поступают из теплоносителя в защитный газ только с поверхности расплава в буферной емкости. Этот процесс характеризуется интегральной постоянной дегазации n , равной отношению скорости поступления активности данного газа в газовый контур к его активности в теплоносителе ($v_0 = Q_i / A_i$). Ее величина зависит от поверхности зеркала сплава, температуры, объема теплоносителя, гидродинамики системы, растворимости газа и других параметров. В первом приближении v_0 можно определить, используя закон Фика и рассчитав коэффициент диффузии по формуле Эйнштейна-Стокса.

При появлении малой течи ПГ в теплоноситель попадает пароводяная смесь, образуются паровые пузыри, и развивается внутренняя межфазная поверхность, через которую в пузыри поступают летучие и газообразные компоненты и затем они доставляются пузырями к поверхности зеркала сплава, т.е. появляется дополнительный источник поступления летучей и газообразной активности в газовый контур. Предполагается, что при малой течи ПГ скорость поступления РБГ в газовую систему прямо пропорциональна межфазной поверхности. Размер межфазной поверхности определяется величиной утечки пара, эффективным радиусом пузырей и средним временем циркуляции пузыря в первом контуре. В настоящее время разработана методика расчета эффективного радиуса парового пузыря в условиях СВТ первого контура.

Выход паровой и аэрозольной активности в газовую систему

Процессы выхода из теплоносителя в газовую систему конденсируемых веществ описываются с помощью известных соотношений для испарения веществ из его разбавленного раствора (уравнение Лэнгмюра и закон Рауля) с учетом эффекта экранировки испарения в газовую атмосферу по сравнению с испарением в вакуум. Ввиду того, что реальный газовый контур РУ с ТЖМТ неизотермичен, пары будут конденсироваться на наиболее холодных поверхностях газового контура, а скорость испарения с зеркала сплава в буферной емкости соответствует давлению насыщенных паров данной химической формы нуклида, умноженному на ее мольную долю, согласно закону Рауля. Скорость испарения активности может быть описана следующим соотношением:

$$G_s^i = \frac{4,38 \times 10^{-3} \times a_{\text{TH}}^i \times P_{\text{sat}}^i(T) \times M_o \times F \times k(T) \times \beta}{\sqrt{M_i T}},$$

где G_s^i – скорость испарения i -го радионуклида (Бк/с); a_{TH}^i – его удельная активность в теплоносителе (Бк/кг); P_{sat}^i – давление насыщенных паров соединения i -го радионуклида (Па); M_o – его молекулярная масса; $k(T)$ – коэффициент аккомодации, при $T > 650^\circ\text{C}$ $k \leq 1$; β – коэффициент экранировки атмосферой защитного газа ($\sim 10^{-3}$)

Определение радиоактивности защитного газа первого контура

В качестве оценки значения паровой активности используется ее предельное значение, соответствующее давлению насыщенных паров в газовом контуре. Активность i -го нуклида в паровой фазе можно определить по следующему соотношению:

$$a_n^i = \frac{M_o}{10^3 R T} \times a_{\text{TH}}^i \times P_{\text{sat}}^i(T),$$

где a_n^i – удельная паровая активность i -го нуклида (Бк/м³); R – объединенная газовая постоянная; M_o – молекулярный вес теплоносителя; P_{sat}^i – давление насыщенных паров соединения i -го радионуклида (Па); T – средняя температура в газовом контуре; a_{TH}^i – его удельная активность в теплоносителе (Бк/кг).

Величина равновесной аэрозольной активности в газовом контуре прямо пропорциональна скорости поступления паров и обратно пропорциональна сумме скоростей осаждения и распада:

$$A_{\text{золь}}^i = \frac{Q_{\text{гс}}^i}{1/\tau_{\text{золь}} + \lambda_i},$$

где $A_{\text{золь}}^i$ – аэрозольная активность i -го нуклида (Бк); $Q_{\text{гс}}^i$ – скорость выхода паров определенной химической формы i -го нуклида (Бк/с); λ_i – постоянная распада i -го нуклида (с⁻¹); $\tau_{\text{золь}}$ – время жизни аэрозоля в данных условиях для газового контура.

Оценки активности полония в технологических средах и помещениях ЯЭУ с ТЖМТ [15]

В расчетных оценках радиационной безопасности проектируемых РУ с ТЖМТ предполагается, что в теплоносителе свинец–висмут полоний существует в основном в форме интерметаллида – полонида свинца PbPo, и лишь небольшая его часть – в виде металлического полония. При отсутствии течи ПГ в газовую систему поступают их пары, конденсирующиеся и оседающие на поверхностях газового контура, создавая их радиоактивное загрязнение аэрозолями. В случае течи ПГ в теплоносителе образуется нестойкое газообразное соединение полония – PoH₂. Реагируя с водяным паром, PoH₂ образует гидроокись и оксигидрат полония, которые, в свою очередь, разлагаются на воду и окислы полония. Кроме того, образование окислов полония возможно в результате реакции водяного пара с PbPo и Po. При этом наиболее вероятно осаждение окислов полония на поверхностях газовой системы и их прилипание к частицам водяного пара с формированием аэрозольной активности.

Аналогичные процессы происходят внутри паровых пузырей, которые внутри своего объема и на своих стенках выносят частицы окислов полония на поверхность сплава и далее в атмосферу буферной емкости.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В настоящее время на основе большого опыта разработки и создания ЯЭУ со свинцово-висмутовым теплоносителем наметились новые перспективы развития данной технологии в традиционной для направления области корабельной энергетике, а также применительно к проектированию региональных АС и АСТ. Для успешного решения этих задач и при наличии новых возможностей современной вычислительной техники ведется работа по дальнейшему совершенствованию имеющегося методического инструментария, разработки необходимых программных средств.

Литература

1. Артемьев Н.И., Декусар В.М., Калашников А.Г. и др. Методика многогруппового расчета двумерного реактора в областях замедления и термализации нейтронов с учетом выгорания // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Физика и техника ядерных реакторов. – 1988. – Вып. 2.
2. Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Групповые константы для расчета реакторов и защиты. – М.: Энергоиздат, 1981.
3. Горский А.И., Земсков Е.А., Пашкин Ю.Г. Об одном методе построения матрицы эффективных граничных условий для замедляющего стержня // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Физика и техника ядерных реакторов. – 1998. – Вып. 4.
4. Земсков Е.А., Исакова Л.Я., Рачкова Д.А. Программа расчета критичности ядерного реактора в (x, φ, z)-геометрии (программа RFZ)/Препринт ФЭИ, № 1223. – Обнинск, 1981.
5. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Система групповых констант БНАБ-93. Ч. 1. Нейтронные и фотонные ядерные константы // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Ядерные константы. – 1996. – Вып. 1.
6. Аржанов В.И., Воронков А.В. Принципы построения пакета РЕАКТОР/Препринт ИПМ, № 2. – М., 1995.
7. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Поляков А.Ю., Цибуля А.М. Аннотация программы CONSYST // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Ядерные константы. – 1999. – Вып. 2.
8. Кириллов П.Л., Юрьев Ю.С., Бобков В.П. Справочник по теплогидравлическим расчетам (ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы). – М.: Энергоатомиздат, 1984.
9. Курбатов И.М., Тихомиров Б.Б. Расчет случайных отклонений температур в активной зоне реактора/Препринт ФЭИ, № 5727. – Обнинск, 1990.
10. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99). – М.: Минздрав России, 1999.
11. Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций (СП АС-99). – М., 1999.
12. Коняшов В.В., Шкоков Е.И. Выход радиоактивных продуктов из дефектных твэлов с оксидным топливом: обзор по отечественным и зарубежным источникам 1964 – 1986 гг. – М.: ЦНИИАтоминформ, 1987.
13. Гончар Н.И., Панкратов Д.В. Оценки выхода РБГ из СВТ реакторной установки в защитный газ первого контура в случае малой течи ПГ/Доклад на конф. «Тепломассоперенос и свойства жидких металлов» (Обнинск, 29-31 октября 2002 г.).
14. Гончар Н.И., Панкратов Д.В. Оценки выхода газообразных, паровых и аэрозольных форм радиоактивности из СВТ РУ типа СВБР-75 в защитный газ первого контура в случае малой течи ПГ/Доклад на конференции ТЖМТ-2003 (Обнинск, 11-12 декабря 2003 г.).
15. Панкратов Д.В., Ефимов Е.И., Болховитинов В.Н., Куранов В.Д., Бугреев М.И. Проблема полония в ядерных энергетических установках со свинцово-висмутовым теплоносителем/Доклад на конф. ТЖМТ-98. – Обнинск, 1998.

Поступила в редакцию 1.09.2006

УДК 621.039.534

Temperature Regimes of Pins for Ship Nuclear Reactors with Liquid-Metal Cooling \ A.V. Zukov, A.P. Sorokin, A.D. Efanov, J.A. Kuzina; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 13 pages, 11 illustration. – References – 18 titles.

Results of complex thermohydraulic researches obtained for reactor cores with liquid-metal coolant are stated taking into account specific characteristics of alloy Pb-Bi used as coolant for nuclear reactors. Methods and techniques of studying of temperature and velocity fields in the model assemblies developed on the basis of methods of thermal modeling are considered. Experimental data on heat transfer and maximal temperature non-uniformities in regular pin lattices and in non-standard channels are presented. Recommendations for calculation of local and average factors of mass and heat exchange (convective component) for wire wrapped pins («an edge on an edge») are given. The effects caused by deformation, spacer devices and partial blocking of through passage section in pin lattices cooled by liquid metal are considered.

УДК 621.039.534

Conceptual Development Works of the Accelerator-Driven Systems with Lead-Bismuth Coolant \ E.A. Zemskov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 10 pages, 2 tables, 5 illustrations. – References – 12 titles.

A brief review of realized at SSC RF-IPPE designs of the accelerator-driven systems (ADS) using lead-bismuth eutectic as a coolant and target is presented. The technical characteristics of manufactured target complex MK-1 for proton accelerator LANSCE (LANL, USA) are given. The prototype model of the ADS for transmutation of minor actinides is considered. The concept of a cascade electro-nuclear installation with an accelerator of electrons is posed.

УДК 621.039.52

The State and Problems of Computation-Methodical Support of Designed Reactor Installations with Lead-Bismuth Coolant \ O.G. Komlev, N.N. Novikova, M.M. Trevgoda, E.V. Filimonov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 13 pages, 1 illustration. – References – 15 titles.

The paper presents a brief review of the state and basic problems of computation-methodical support of designing the reactor installations with lead-bismuth coolant regarding validation of neutron-physical, thermal-hydraulic and radiation characteristics.

УДК 621.039.534

Coagulation Model of Bubbles Injected by Jet Injector into Heavy Liquid Metal Flow \ V.S. Fedotovskiy, T.N. Verestchagina, Yu.I. Orlov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 11 pages, 4 illustrations. – References – 8 titles.

A mathematical model of bubbles coagulation in the process of outflow of fine-dispersed gas-liquid flow from the jet injector into the channel with coolant flow is presented. The model allows estimating the efficiency of the injector method for gas mixture injection into heavy liquid metal coolant with the technological aim. Mechanisms of gradient, inertial and turbulent coagulations resulting in an evolution of the bubbles sizes spectrum along the channel are considered. Computation dependences of the bubbles sizes spectrums, an average bubble size and the size of specific interphase surface on the distance from the injector are presented.

УДК 621.039.51

Experimental and Numerical Investigations into Thermalhydraulics of the Model of Liquid Metal-Cooled Target System TS-1 \ G.P. Bogoslovskaya, A.D. Efanov, E.F. Ivanov, Yu.D. Levchenko, Yu.I. Orlov, A.P. Sorokin, V.S. Fedotovskiy; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy.