

РАСЧЕТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПЕРЕНОСА НЕЙТРОНОВ В ОКОЛОКОРПУСНОМ ПРОСТРАНСТВЕ РЕАКТОРА ВВЭР-440 ПО КОДУ MCNP-5 И СРАВНЕНИЕ ИХ РЕЗУЛЬТАТОВ С ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫМИ ДАННЫМИ

П.Г. Бородкин (НТЦ ЯРБ)

Введение

Ввод в строй новых энергоустановок с реакторами типа ВВЭР в соответствии со стратегией развития атомной энергетики, продление срока службы работающих энергоблоков увеличивают требования к надежности прогнозирования безопасной и экономически выгодной эксплуатации реакторов типа ВВЭР [1].

Проблема обоснования целостности корпусов реакторов (КР) ВВЭР, особенно реакторов первого поколения, сейчас наиболее актуальна ввиду решения вопросов продления сроков их эксплуатации. Один из ключевых факторов, рассматриваемых при анализе целостности корпуса и оценке его ресурса, – радиационное охрупчивание металла корпуса под действием нейтронного облучения. Прогноз степени охрупчивания невозможен без знания параметров радиационной нагрузки (флюенса, скорости накопления флюенса (СНФ), спектра нейтронов) в объеме корпуса. Поэтому данные параметры должны оцениваться с помощью надежных обоснованных методик расчета переноса нейтронов.

В мировой практике подобного рода расчетов в основном используются два типа кодов, рассчитывающих уравнение переноса нейтронов методом дискретных ординат (МДО) [2] (S_n – метод) и методом Монте-Карло (МК) [3]. Расчеты флюенса нейтронов, применяемые в настоящее время для обоснования безопасности корпусов российских ВВЭР, проводятся по коду DORT [4], в основе которого лежит МДО. В экспертных расчетах, проводимых в НТЦ ЯРБ, этот код также широко используется и недавно прошел аттестацию. Однако методика расчета, основанная на данном коде, является инженерной и имеет ряд ограничений и недостатков, обусловленных физической сутью метода дискретных ординат и его реализацией в коде DORT. В частности, в коде заложен расчет двумерной модели реактора; угловое рассеяние нейтронов аппроксимируется ограниченным количеством дискретных направлений; геометрия пространственной модели (радиально-азимутальная и радиально-аксиальная) не позволяет точно моделировать выделенные и нецилиндрические объекты (отдельные каналы, кассеты, выгородку реактора); код адаптирован к использованию групповых проблемно-ориентированных библиотек нейтронных сечений.

Коды, в основе которых лежит метод Монте-Карло, лишены указанных недостатков, методически точны (прецизионны). Расчеты по методу МК по отношению к другим методам, в том числе к МДО, рассматриваются как реперные. В мировой практике применительно к данной проблеме широко используются такие коды, как MCNP [5], TRAMO [6] и MCBEND [7]. Единственное ограничение расчетов по методу МК – значительные затраты расчетного времени для набора приемлемой статистики. Учитывая прогрессивное развитие компьютерной техники, это не представляет значительных трудностей, и данные коды все более широко применяются в мире, вытесняя коды с МДО. В отечественной практике освоение и использование кодов по методу МК для расчетов переноса нейтронов в композиции ВВЭР только начинается. Для отдельных проверочных расчетов применительно к российским ВВЭР в эксплуатирующей организации применяется код MCU-REA/2 [8].

Для независимых расчетных исследований, проводимых в рамках экспертизы безопасности, назрела необходимость использования подобного прецизионного инструмента, в НТЦ ЯРБ в том числе. С этой целью автором статьи был выбран код MCNP-5, широко распространенный в мировой практике для расчетов флюенса нейтронов на корпусах PWR, проведена адаптация кода MCNP-5 к расчетам флюенса нейтронов на КР ВВЭР-440 и обоснование результатов расчета путем сравнением с проверенными расчетными (по другим кодам) и экспериментальными результатами. Такое сравнение служит необходимым этапом при оценке возможности применения данного кода для независимых экспертных расчетов в процессе анализа обоснований безопасности корпусов ВВЭР.

1. Разработка расчетной методики на основе кода MCNP-5

Постановка задачи

Код MCNP-5 позволяет решать широкий спектр задач по взаимодействию частиц с веществом, охватывая практически все области применения. С его помощью проводятся расчеты защиты реакторов различного рода, о чем свидетельствуют зарубежные публикации. Однако для расчетных обоснований флюенса нейтронов на корпусах российских ВВЭР данный код пока не применяется. Для его использования необходима разработка соответствующей методики с созданием адаптированной геометрической модели, модели источника нейтронов, проведение сравнения с результатами, полученными по другим проверенным расчетным методикам, а также с известными экспериментальными данными. Для моделирования выбран реактор ВВЭР-440 первого поколения, где были проведены нейтронно-активационные измерения за корпусом реактора. Расчеты скорости накопления флюенса и скоростей реакций были выполнены по коду DORT по ранее разработанной в НТЦ ЯРБ методике. Методика неоднократно проверена экспериментальными данными, в том числе на реакторе ВВЭР-440 первого поколения. Для обеспечения корректности сравнения результатов, полученных по этой методике и методике на основе кода MCNP-5, исходные данные для кода MCNP-5 подготовлены на основе исходных данных для кода DORT.

1.2. Описание кода

Код MCNP-5 предназначен для совместного моделирования переноса различного вида частиц (нейтронов, фотонов, электронов). Неоднородные (а для нейтронов и однородные) уравнения переноса излучений решаются аналоговыми и неаналоговыми методами Монте-Карло с использованием констант, содержащихся в библиотеках оцененных ядерных данных или полученных на их основе. Геометрический модуль позволяет описывать, практически без упрощений, любые системы в трехмерной геометрии. Это неоспоримое преимущество данного кода.

Композиция (реактор) представляется как объединение однородных геометрических зон, каждая из которых описывается как комбинация набора простых тел (например, цилиндр, конус, сфера) (метод комбинаторной геометрии). Описание геометрии композиций, содержащих регулярно повторяющиеся элементы, облегчается благодаря использованию методов размножения, позволяющих задать повторяющийся элемент только один раз. Учет симметрии и соответствующих краевых условий также облегчает моделирование геометрии.

Все границы геометрических зон моделируются из кусков плоскостей или квадратных поверхностей, поэтому при наличии деталей с более сложными граничными поверхностями их необходимо аппроксимировать большим числом зон. Каждой геометрической зоне приписывается ряд атрибутов: номер материала, номер регистрационной зоны (произвольное объединение геометрических зон из одинаковых материалов), номер регистрационного объекта (например, ячейка или кассета) и пр.

Для проверки входных данных, описывающих геометрию моделируемой композиции, можно просмотреть изображение модели в виде плоских сечений с последовательным изображением материальных зон, регистрационных зон и объектов. Возможна генерация цветных и черно-белых изображений.

Регистрировать частицы можно различными способами: в объеме, при прохождении через поверхность, в детекторе и т.д. Вычисляются различные функционалы потока, определенные как интегралы потока с заданными весовыми функциями в регистрационных зонах, регистрационных объектах и в композиции в целом. Источники нейтронов могут иметь практически произвольное пространственное, энергетическое и угловое распределение.

1.3. Адаптация метода к расчету реактора типа ВВЭР

Как уже отмечалось, исходными данными для MCNP-5, в том числе по источнику нейтронов, составу материалов реактора ВВЭР-440, служили данные, подготовленные и использованные для кода DORT. В остальном были использованы мировой опыт расчетов при помощи кода MCNP-5 и оригинальные решения.

Нейтронные сечения брались из базы файлов оцененных ядерных данных ENDF/B-VI [9] либо из подготовленных на ее основе библиотек.

В качестве неаналогового моделирования, с использованием практики проведения такого рода расчетов, был принят метод весового окна (weight windows) [10]. Весовые окна должны быть определены для каждой пространственно-энергетической ячейки с ориентированием на область регистрации. Поэтому необходимо знать распределение потока по всем имеющимся зонам. Такие распределения могут быть получены из расчета по другим кодам. Однако с помощью MCNP-5 можно получать необходимые распределения для данного метода. При этом время расчета остается значительным. Но при расчете по другим кодам, время расчета по которым много меньше, нет возможности отразить все объемы и подобласти, используемые в геометрической модели при расчете по MCNP-5. Соответственно необходимо использовать некоторые приближения, приводящие к неточностям конечного результата. Поэтому в рассматриваемой методике предложено опираться на расчет весовых окон с помощью кода MCNP-5.

Способ решения поставленной задачи состоит из двух расчетов. Первый подразумевает собой аналоговое моделирование с использованием функции генератора весовых окон (weight window generator) [10]. Для этого на готовой геометрической модели с определенным источником задается область регистрации, для схождения к которой рассчитываются весовые окна, и соответствующий энергетический диапазон нейтронов. При смене области регистрации необходимо выполнять новый расчет и получать новые весовые окна. В результате предварительного расчета определяются весовые окна для всех пространственно-энергетических ячеек подготовленной модели. Затем весовые окна вводятся в файл входных инструкций, и проводится второй расчет с использованием неаналогового моделирования. Длительность расчетов ограничивается количеством рассматриваемых историй, определяемых из соображений набора достаточной статистики. В результате расчета получаем необходимую оценку функционала в интересующей нас регистрационной зоне.

2. Подготовка модели для расчета по коду MCNP-5

Процедура расчета необходимых характеристик поля нейтронов включает в себя подготовку исходных данных, проведение расчета переноса нейтронов в околокорпусном пространстве и обработку результатов. Расчет переноса нейтронов проведен для сектора симметрии 60° (рис. 1). Сначала создавалась трехмерная геометрическая модель 60° -градусного сектора симметрии. При этом уделялось внимание детальному описанию геометрических особенностей реактора (гетерогенной структуре активной зоны и опорным конструкциям корпуса реактора). Именно это представляется отличительной особенностью расчетов по коду MCNP-5, который позволяет точно описать всю геометрию без каких-либо приближений и упрощений. В качестве расчетной задачи выбрана одна реальная кампания реактора типа ВВЭР-440 проекта В-230, во время которой проведен эксперимент по облучению нейтронно-активационных детекторов за корпусом реактора.

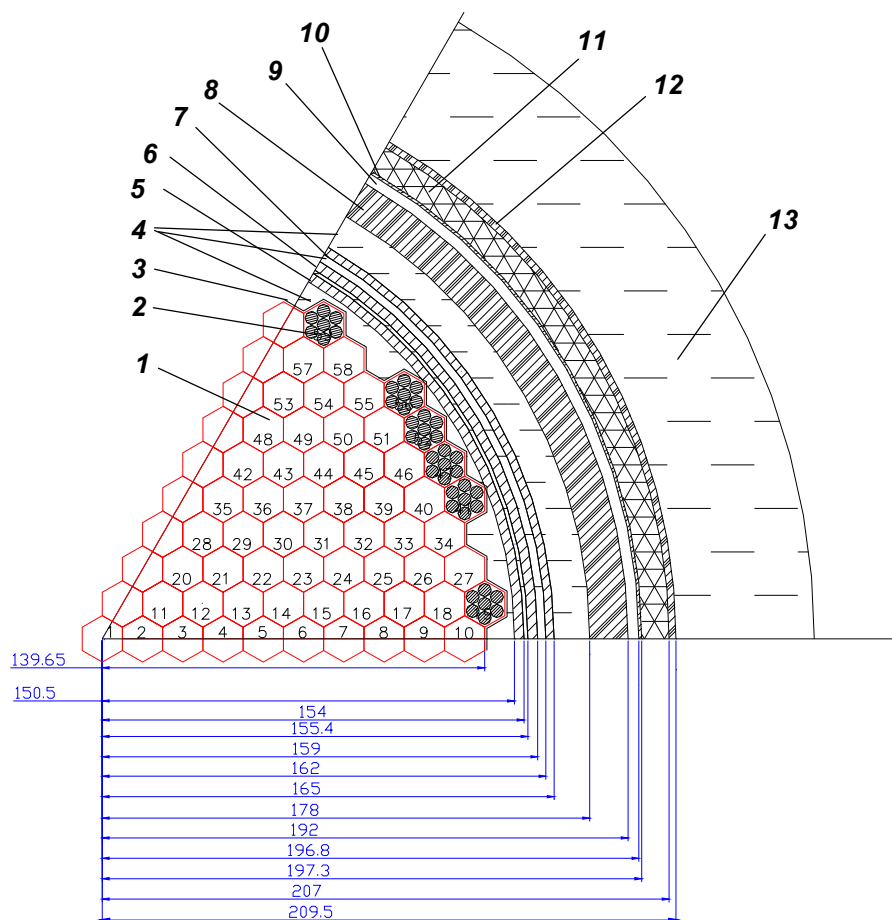


Рис. 1. Горизонтальное сечение расчетной модели реактора ВВЭР-440/230:

- 1 – активная зона; 2 – кассеты-экраны; 3 – выгорodka; 4 – вода;
 5 – корзина; 6 – шахта; 7 – экран; 8 – корпус; 9 – воздушный зазор; 10 –
 наплавка; 11 – теплоизоляция; 12 – стенка бака;
 13 – биологическая защита (вода)

Для упрощения в данной модели слои выше и ниже активной зоны задаются гомогенными смесями, что является отличием от реальной геометрии, но, как показывает практика расчетов, отличие такого рода вносит малый вклад в отличие результатов расчета.

Затем формируется модель источника нейтронов в активной зоне. Необходимое для проведения расчета распределение источников нейтронов получают на основе результатов нейтронно-физического расчета активной зоны. Используются результаты расчета трехмерного распределения энерговыделения или выгорания по объему активной зоны и выхода нейтронов в зависимости от сорта топлива и глубины выгорания. Исходные данные для подготовки источника нейтронов – распределения выгорания топлива на начало и конец кампании.

2.1. Моделирование активной зоны

Модель активной зоны набирается из шестигранников, имеющих вид поперечного сечения по центру реальной тепловыделяющей сборки (ТВС) реактора ВВЭР-440. ТВС – это пучок твэлов, собранных по треугольной решетке и зафиксированных в несущей конструкции, обеспечивающей возможность транспортных операций с ТВС и сборки активной зоны.

При создании модели активной зоны (рис. 2) учитываются все характерные геометрические размеры реальной конструкции реакторов ВВЭР-440 [11]. Модель ТВС представляет собой чехловую шестигранную трубу из сплава $Zr + 2,5\% Nb$, заполненную водой и располагающимися в ней моделями твэлов. Модель твэла – трехзонный (топливо, зазор, оболочка) цилиндр, одинаковый по всей высоте. Высота активной зоны принята равной высоте топливного столба в горячем состоянии и составляет 244 см. Кассеты-экраны представлены в виде гомогенизированных (смесь вода-сталь) моделей.

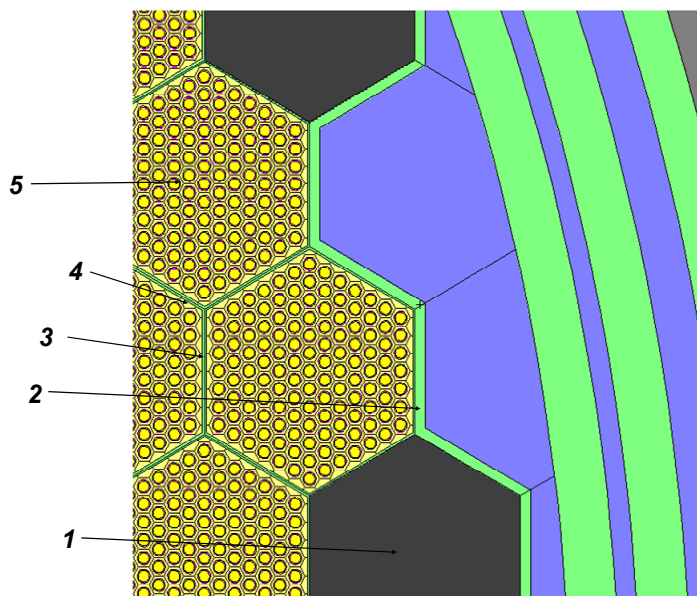


Рис. 2. Фрагмент визуализации гетерогенной модели активной зоны, используемой в расчете по коду MCNP-5:
1 – кассета-экран; 2 – выгородка; 3 – чехол ТВС; 4 – вода в активной зоне; 5 – твэл

Граница активной зоны и выгородка абсолютно точно повторяют реальную геометрию в отличие от расчета по коду DORT, где они приблизительно моделируются при помощи сегментов радиально-азимутальной сетки.

Источник нейтронов в активной зоне задается потвэльно по всем кассетам. Он представляет собой расположенный в координатах центра твэла нитевидный источник длиной 24,4 см. То есть по высоте активной зоны набирается 10 таких источников. При подготовке источника нейтронов учитывается зависимость выхода нейтронов деления от выгорания. Используемое в этом расчете распределение источника нейтронов по высоте активной зоны приводится на рис. 3. Оно совпадает с распределениями источника нейтронов, применяемых при расчете по сеточным методам (программа DORT), за исключением подробного описания источника в случае расчета по DORT, рассчитываемого при помощи полинома для каждой пространственной ячейки по всей высоте активной зоны.

2.2. Задание геометрии вне активной зоны и за корпусом реактора

Материальный состав всех зон совпадает с реальным составом всех конструкций реактора. Расположенные за активной зоной по радиусу слои воды и стали представляют собой цилиндры. Области выше и ниже активной зоны также имеют вид цилиндров. Корпус условно разделен на четыре части по радиусу толщиной 3,5 см. Все характерные размеры сохраняются такими, как указано на рис. 1.

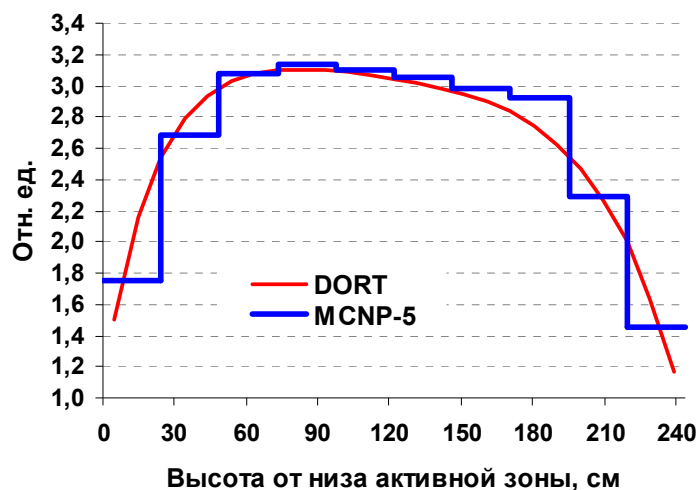


Рис. 3. Распределение интенсивности источника нейтронов по высоте активной зоны

Особое внимание уделено моделированию области расположения опоры корпуса реактора. Опорные конструкции также являются невозстановливаемым оборудованием ВВЭР-440 первого поколения, которое подвержено реакторному облучению. Поэтому в настоящее время особое внимание уделяется расчету характеристик поля нейтронов именно в области опорных конструкций, что невозможно без детального описания геометрии в этой области.

Корпус реактора является основной несущей конструкцией. Он висит, опираясь опорным буртом на опорное кольцо, прикрепленное к кольцевому баку, представляющему собой заполненную водой сварную конструкцию, состоящую из шести соединенных между собой секций. К верхней части внутренней обечайки привариваются ребра опорные (48 шт.) под опору корпуса реактора. Верхняя часть кольцевого бака – жесткая ферма, в которой 24 вертикально расположенных ребра высотой 300 см соединяют внутреннюю и наружную обечайки.

Внутри бака на расстоянии 300 см от верхней плоскости расположено кольцо жесткости.

Кольцевой бак установлен и закреплен в бетонной шахте реактора. Между корпусом реактора и кольцевым баком находятся воздушный зазор и теплоизоляция из стекловаты, плотно прилегающая к внутренней стенке бака.

В трехмерной модели 60-градусного сектора (рис. 4) созданы модели опорных конструкций корпуса, точно повторяющие размеры и расположение всех элементов его опоры. Характерное отличие трехмерной расчетной модели – возможность моделирования опорных ребер, расположенных по азимуту через $7,5^\circ$ в горизонтальной плоскости под опорным кольцом.

2.3. Выбор области регистрации

Оценка функционала потока нейтронов проводится по длине пробега и усредняется по заданному объему. Для этого необходимо выбрать соответствующий объем, в котором будут регистрироваться частицы и по которому будет усредняться конечный результат.

Задаваемый для регистрации частиц объем представляет собой точно заданную ячейку, которую можно назвать областью регистрации. В расчетах по методу Монте-Карло, в частности, по коду MCNP-5, особое место стоит уделить выбору и заданию об-

ласти регистрации частиц. Это связано с необходимостью подготовки отдельного весового окна для каждой области регистрации и проведением соответствующего расчета с набором достаточной статистики.

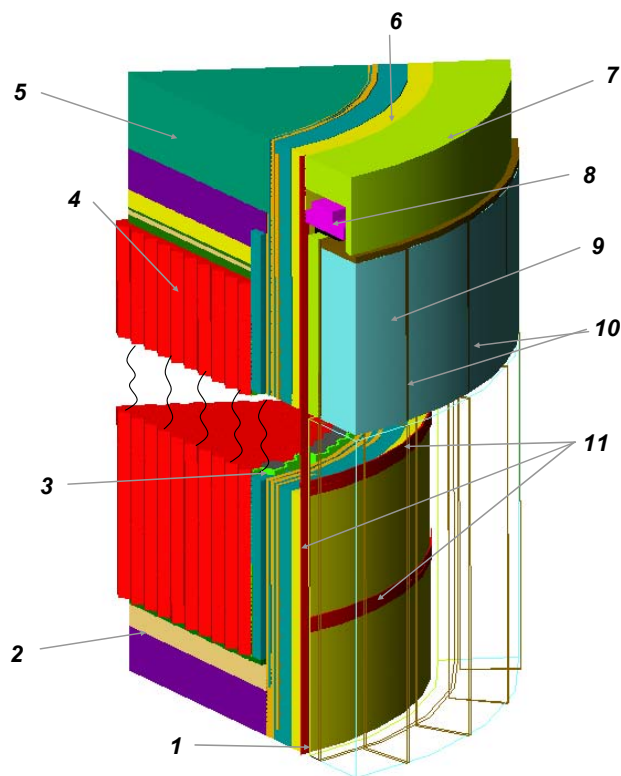


Рис. 4. Трехмерная модель 60-градусного сектора реактора ВВЭР - 440, подготовленная для расчета по коду MCNP-5:
1 – теплоизоляция; 2 – нижний отражатель; 3 – выгородка; 4 – активная зона; 5 – верхний отражатель; 6 – корпус реактора; 7 – защита; 8 – кольцо опорное; 9 – бак с водой; 10 – ребра бака; 11 – зоны регистрации

В связи с этим область регистрации должна быть оптимизирована по следующим показателям:

- расположение (должно быть точно определено и задано, так как изменение расположения требует нового расчета с подготовкой новых весовых окон);
- размер (не должна быть слишком маленькой для набора достаточной статистики и не должна быть слишком большой для получения конкретного распределения).

В данной задаче выбрана область регистрации нейтронов в воздушном зазоре за корпусом реактора. Выбор этой позиции связан с проведением сравнения с экспериментальными данными, поскольку наиболее распространенные эксперименты по дозиметрии корпусов реакторов ВВЭР ставятся в околокорпусном пространстве, а именно на внешней поверхности корпуса реактора в воздушном зазоре [12]. Анализ распределений по углу проводится на уровне центра активной зоны (~122 см от низа активной зоны) и на уровне сварного шва № 4 (~30 см от низа активной зоны). Для анализа высотного распределения выбрана точка 1° по азимуту, поскольку в этой позиции находились экспериментальные сборки детекторов. Таким образом, зонами регистрации выбраны три сегмента (см. рис. 4) – два азимутальных 1), 2) и один высотный 3):

- 1) область за корпусом реактора в воздушном зазоре на уровне центра активной зоны по высоте. Она представляет собой сегмент от 0 до 60°, 120-130 см от низа активной зоны по высоте и 192-195 см по радиусу;

- 2) область за корпусом реактора в воздушном зазоре на уровне сварного шва № 4 по высоте. Она представляет собой сегмент от 0 до 60°, 35-45 см от низа активной зоны по высоте и 192-195 см по радиусу;
- 3) область за корпусом реактора в воздушном зазоре на азимутальном угле 1°. Она представляет собой сегмент от 0 до 2°, по всей высоте модели (-51 - 392.8 см от низа активной зоны) и 192 - 195 см по радиусу.

Угловыми плоскостями азимутальные зоны регистрации разбиты на 60 сегментов по 1°. Регистрация производится по сегментам в 1, 2 и 3° для подбора оптимальной сетки при консервативной статистической ошибке. Высотная область регистрации вертикальными плоскостями разбита на сегменты высотой 10 см.

Весовые окна рассчитывались для всех выбранных областей регистрации в двух энергетических диапазонах: первые весовые окна получены для нейтронов с энергией 0 - 0,5 МэВ, вторые – 0,5 - 17 МэВ. Продолжительность расчета весового окна ограничена по числу историй и составляла $2 \cdot 10^8$ историй.

При втором расчете находилась оценка интегральной плотности потока нейтронов по объему области регистрации. Продолжительность второго расчета ограничена по числу историй и составляла $2 \cdot 10^8$ историй.

Для расчета использовалась MPI версия кода MCNP-5, установленная на многопроцессорном кластере. Все расчеты проводились на 10 параллельных процессорах (т.е. 5 узлов по 2 процессора на каждом), что существенно сократило время расчетов (примерно в 7 раз).

3. Расчет по коду MCNP-5 и анализ результатов

3.1. Результаты расчета и их анализ

Полученные после проведенных расчетных исследований для трех различных регистрационных зон выходные файлы с результатом каждого расчета представляют собой многогрупповые спектры нейтронов (47 групп в формате библиотеки BUGLE 96 [13], используемой для расчетов по DORT) для каждого сегмента (60, 30, 10 по азимуту, 44 по высоте) в регистрационной области. В этих же файлах приводятся статистические ошибки для каждого значения.

Как показали результаты расчета спектров нейтронов, в целом ошибка не превышает 10% и наблюдается ее характерное увеличение с увеличением энергии, что связано с уменьшением количества нейтронов при росте энергии и с вытекающей из этого трудностью набора достаточной статистики в высоких энергетических диапазонах.

Получены азимутальные распределения СНФ нейтронов для сетки через 2° на уровне центра активной зоны и на уровне сварного шва № 4 по высоте для необходимых энергетических диапазонов (тепловые нейтроны, а также быстрые нейтроны с энергиями выше 0,1; 0,5; 1,0 МэВ).

На рис. 5 представлено сравнение азимутальных распределений СНФ ($E > 0,5$ МэВ), полученных для разных сеток (1°, 2°, 3°). Данные распределения подтверждают достаточный набор статистики для разбиений в 2 и 3°, что позволяет сделать вывод о равноправной возможности применения как сетки в 2°, так и сетки в 3°. Но ввиду больших градиентов в районе 20 и 40° нецелесообразно применять разбиение в 3°. Сетка в 1° дает более детальный вид распределения, но для набора достаточной статистики требуются большие времена счета, что также затрудняет использование столь мелкой сетки для задач подобного рода.

Получены соответствующие распределения СНФ (тепловые нейтроны, быстрые нейтроны с энергиями выше 0,1; 0,5; 1,0 МэВ) по высоте. Высотное распределение в точности повторяет распределение источника по высоте активной зоны и отображает характерное ослабление СНФ в районе опорных конструкций.

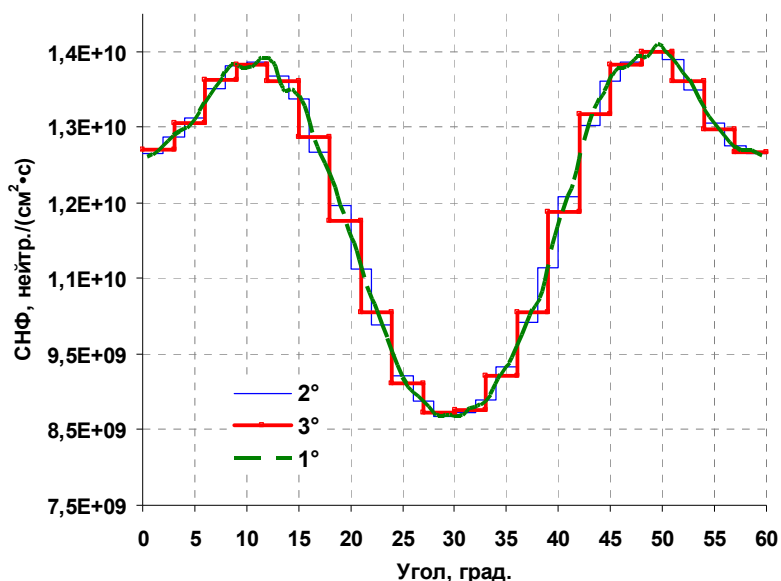


Рис. 5. Сравнение СЧФ быстрых нейтронов ($E > 0,5$ МэВ) на уровне центра активной зоны на внешней поверхности КР ВВЭР-440/230 для различных сеточных разбиений в регистрационной области

3.2. Сравнение с результатами расчетов по аттестованным методикам

Результат расчетов по коду MCNP-5 – оценки характеристик поля нейтронов для трех различных областей регистрации. Сравнение проводится с аналогичным расчетом по аттестованному для решения подобных задач коду DORT. Геометрическая модель и материальный состав расчетов по DORT полностью совпадают с расчетом по MCNP-5, за исключением некоторых геометрических особенностей модели, имеющих реализацию только в трехмерном задании (твэлы, выгородка, кассеты-экраны, опорные ребра бака). Трехмерное решение по коду DORT находится по усовершенствованным формулам синтеза. Методика расчета по коду DORT уже успешно применяется для практических расчетов флюенса нейтронов на КР ВВЭР с целью оценки безопасности корпусов. Она обоснована экспериментальными результатами, полученными на АЭС с ВВЭР, и может обеспечивать точность 10-15% при корректном задании исходных данных.

Сравнивались групповые спектры нейтронов на внешней поверхности КР на уровне центра активной зоны по высоте и на азимутальном угле 1° (рис. 6).

Наблюдается практически полное совпадение формы спектров, за исключением тепловой области и некоторого завышения расчета по MCNP-5 в быстрой области. Сравнение азимутальных распределений СЧФ быстрых нейтронов ($E > 0,5$ МэВ) на внешней поверхности КР на уровне центра активной зоны и сварного шва № 4 приведено на рис. 7. Высотное распределение сравнивается на азимутальном угле 1° (рис.8). Формы всех распределений практически полностью совпадают, что свидетельствует о правильности создания геометрической модели и выбора материалов. В абсолютных единицах расчет по методу Монте-Карло дает несколько завышенную оценку СЧФ быстрых нейтронов. При сравнении абсолютных значений (табл. 1 и 2) можно отметить, что отношение между двумя расчетами находится в диапазоне 1,0 - 1,15, что представляет собой приемлемую величину для такого рода расчетов [13].

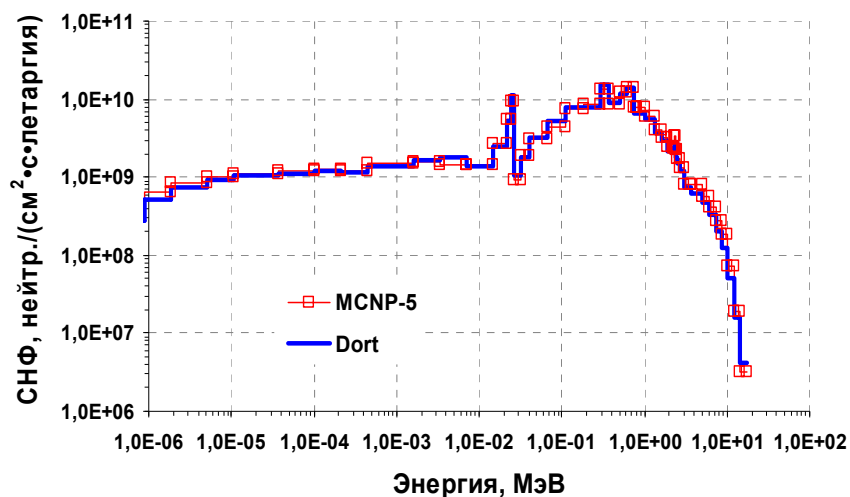


Рис. 6. Сравнение многогрупповых (47 групп) спектров нейтронов на внешней поверхности КР ВВЭР-440/230 в точке на уровне центра активной зоны и на азимутальном угле 1°

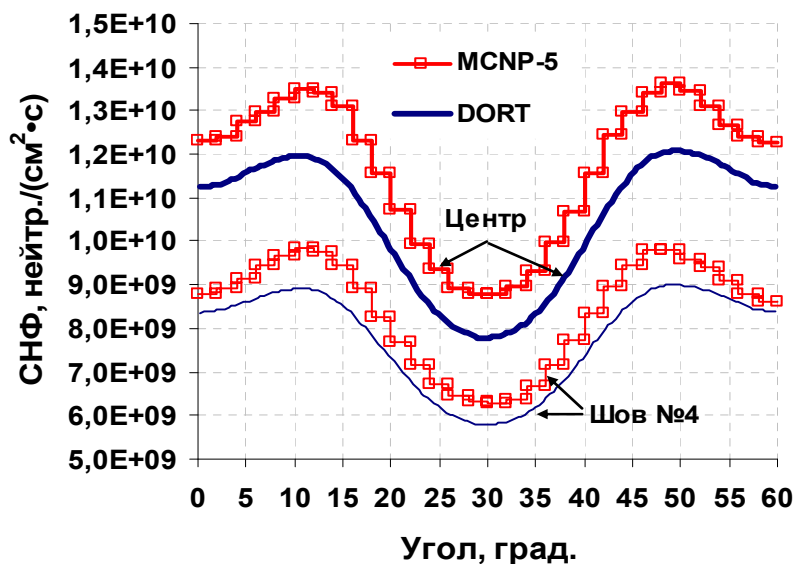


Рис. 7. Сравнение азимутальных распределений СНФ быстрых нейтронов ($E > 0,5$ МэВ) на внешней поверхности КР ВВЭР-440/230

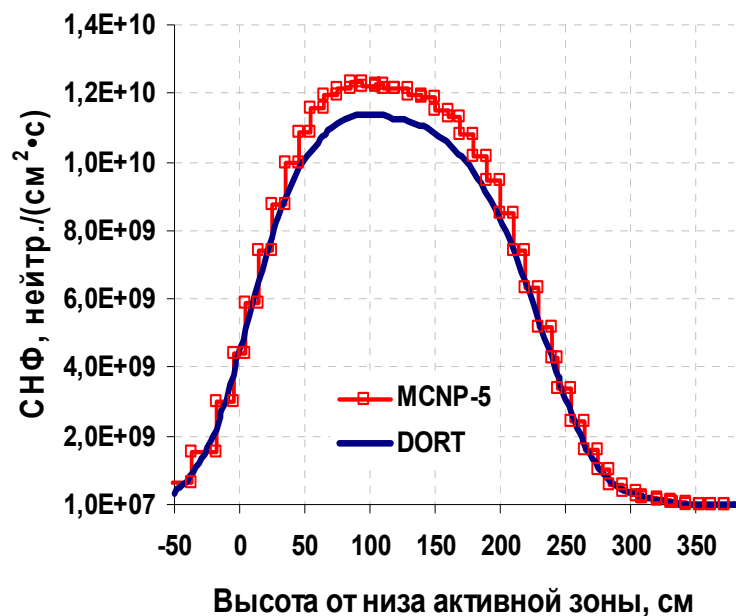


Рис. 8. Сравнение высотных распределений СНФ быстрых нейтронов ($E > 0,5$ МэВ) на внешней поверхности КР ВВЭР-440/230 на азимутальном угле 1°

Таблица 1

Сравнение расчетных значений СНФ (нейтр./см²·с) быстрых нейтронов ($E > 0,5$ МэВ) на уровне центра активной зоны на внешней поверхности КР ВВЭР-440/230

Интервал по углу MCNP-5, град.*	MCNP-5	Интервал по углу DORT, град.*	DORT	$\frac{MCNP-5}{DORT}$
0 – 2	1,230E+10	1,0 – 1,5	1,126E+10	1,09
10 – 12	1,351E+10	11,0 – 11,5	1,195E+10	1,13
20 – 22	1,072E+10	21,0 – 21,5	9,380E+09	1,14
30 – 32	8,779E+09	31,0 – 31,5	7,822E+09	1,12
40 – 42	1,157E+10	41,0 – 41,5	1,037E+10	1,12
50 – 52	1,344E+10	51,0 – 51,5	1,202E+10	1,12
58 – 60	1,225E+10	59,0 – 59,5	1,127E+10	1,09

* Угол для симметрии 60° .

Таблица 2

Сравнение расчетных значений СНФ (нейтр./см²·с) быстрых нейтронов ($E > 0,5$ МэВ) на азимутальном угле $\sim 1^\circ$ на внешней поверхности КР ВВЭР-440/230

Интервал по высоте MCNP-5, см*	MCNP-5	Интервал по высоте DORT, см*	DORT	$\frac{MCNP-5}{DORT}$
12,8 – 22,8	7,090E+09	15,4 – 20,2	6,930E+09	1,02
22,8 – 32,8	8,475E+09	25,4 – 30,2	8,157E+09	1,04
32,8 – 42,8	9,728E+09	35,4 – 40,2	9,188E+09	1,06
42,8 – 52,8	1,074E+10	45,4 – 50,2	9,940E+09	1,08

Интервал по высоте MCNP-5, см*	MCNP-5	Интервал по высоте DORT, см*	DORT	MCNP-5 / DORT
52,8 – 62,8	1,143E+10	55,4 – 60,2	1,049E+10	1,09
62,8 – 72,8	1,186E+10	65,4 – 70,2	1,091E+10	1,09
72,8 – 82,8	1,199E+10	75,4 – 80,2	1,120E+10	1,07
82,8 – 92,8	1,237E+10	85,4 – 90,2	1,136E+10	1,09
92,8 – 102,8	1,227E+10	95,4 – 100,2	1,141E+10	1,08
102,8 – 112,8	1,226E+10	105,4 – 110,2	1,137E+10	1,08
112,8 – 122,8	1,220E+10	115,4 – 120,2	1,129E+10	1,08
122,8 – 132,8	1,215E+10	125,4 – 130,2	1,120E+10	1,08
132,8 – 142,8	1,207E+10	135,4 – 140,2	1,109E+10	1,09
142,8 – 152,8	1,176E+10	145,4 – 150,2	1,091E+10	1,08
152,8 – 162,8	1,153E+10	155,4 – 160,2	1,065E+10	1,08
162,8 – 172,8	1,116E+10	165,4 – 170,2	1,028E+10	1,09
172,8 – 182,8	1,061E+10	175,4 – 180,2	9,807E+09	1,08
182,8 – 192,8	1,010E+10	185,4 – 190,2	9,235E+09	1,09
192,8 – 202,8	9,215E+09	195,4 – 200,2	8,543E+09	1,08
202,8 – 212,8	8,212E+09	205,4 – 210,2	7,719E+09	1,06
212,8 – 222,8	7,158E+09	215,4 – 220,2	6,739E+09	1,06
222,8 – 232,8	5,876E+09	225,4 – 230,2	5,639E+09	1,04
232,8 – 242,8	4,792E+09	235,4 – 240,2	4,503E+09	1,06
242,8 – 252,8	3,628E+09	245,4 – 250,2	3,397E+09	1,07

* Отсчет высоты от низа активной зоны.

3.3. Сравнение с экспериментальными данными

С целью экспериментального обоснования расчета по MCNP-5 рассчитаны скорости реакций для азимутальной позиции на уровне центра активной зоны. Азимутальное распределение скорости пороговой реакции, а также аналогичное, полученное по коду DORT, сравнивается с имеющимися экспериментальными значениями, полученными в результате облучения нейтронно-активационных детекторов за корпусом реактора ВВЭР-440/230 на АЭС [12] (рис. 9 и 10).

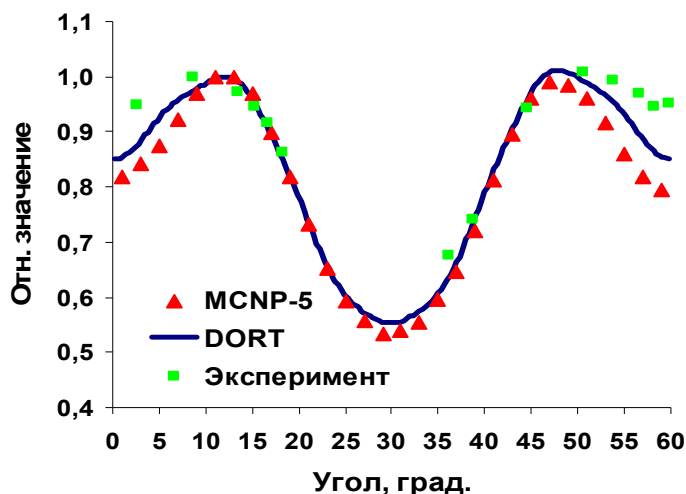


Рис. 9. Сравнение азимутальных распределений скоростей реакций $^{58}\text{Ni}(n,p)$ на уровне центра активной зоны на внешней поверхности КР ВВЭР-440/230

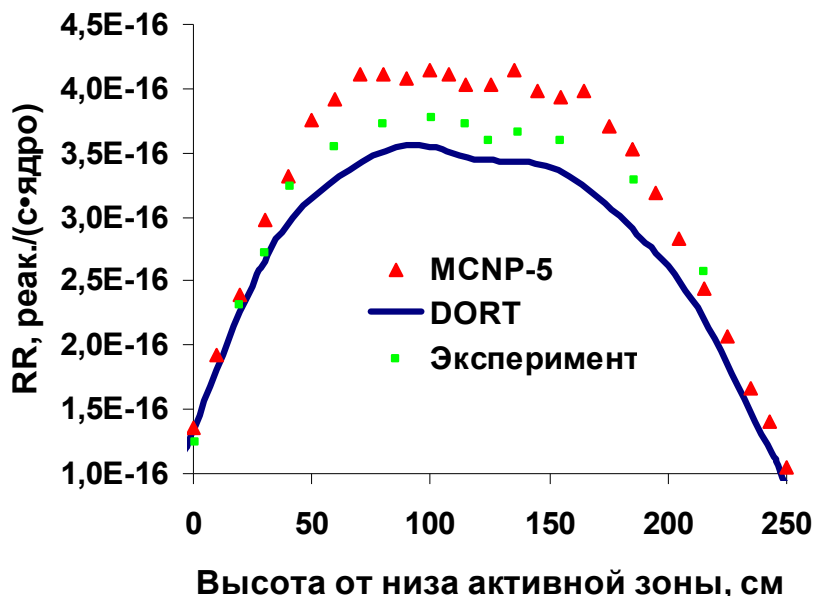


Рис. 10. Сравнение высотных распределений скоростей реакций $^{58}\text{Ni}(n,p)$ на внешней поверхности КР ВВЭР-440/230 на азимутальном угле 1°

Форма полученных расчетных распределений совпадает с экспериментальными значениями (с учетом используемых приближений) в пределах, обычно наблюдаемых при расчетно-экспериментальных исследованиях за корпусами реакторов ВВЭР [12].

Особый интерес представляет сравнение спектральных индексов, как характеристики точности расчета спектра быстрых нейтронов и достоверности расчетной методики в целом. Спектральный индекс в данном рассмотрении представляет отношение различных скоростей пороговых реакций к пороговой реакции $^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$. Сравнение проведено для пяти различных экспериментальных реакций (табл. 3). Отношение расчетных и экспериментальных спектральных индексов находится в пределах 0,90 - 1,20, а среднее по пяти реакциям значение отношения расчета и эксперимента не превышает 4%. Это свидетельствует о достаточно хорошем совпадении спектральных характеристик, достигаемом методиками расчета флюенса нейтронов на корпусах ВВЭР, в том числе методикой на основе MCNP-5. В целом можно заключить следующее: несмотря на то, что представленный расчет по коду MCNP-5 является пилотным применительно к данной задаче, разработанный метод дает разумный, в достаточной мере обоснованный результат.

Таблица 3

Сравнение расчетных и экспериментальных спектральных индексов для двух азимутальных позиций на уровне центра активной зоны по высоте на внешней поверхности КР ВВЭР-440/230

Эксперимент, расчет	Угол, град.	^{58}Ni (n,p)	^{46}Tl (n,p)	^{63}Cu (n,a)	^{93}Nb (n,n')	^{237}Np (n,f)
EXP	15,2	1,488	0,181	0,011	3,102	58,792
	1,8	1,391	0,176	0,011	3,267	59,885

Эксперимент, расчет	Угол, град.	^{58}Ni (n,p)	^{46}Ti (n,p)	^{63}Cu (n,a)	^{93}Nb (n,n')	^{237}Np (n,f)
DORT	15,2	1,403	0,159	0,011	3,568	62,478
	1,8	1,406	0,162	0,011	3,673	65,741
MCNP-5	15,2	1,384	0,171	0,012	3,166	53,436
	1,8	1,393	0,171	0,012	3,365	58,815
<u>DORT</u> EXP	15,2	0,94	0,88	0,95	1,15	1,06
	1,8	1,01	0,92	0,99	1,12	1,10
<u>MCNP-5</u> EXP	15,2	0,93	0,94	1,07	1,02	0,91
	1,8	1,00	0,97	1,07	1,03	0,98

4. Основные выводы

Применение кода MCNP-5 дает возможность точного трехмерного моделирования всех геометрических особенностей конструкции реактора ВВЭР, что необходимо для получения надежных результатов. Эта возможность кода успешно реализована в ходе настоящей работы, и полученная геометрическая модель может применяться для дальнейших расчетов композиции реактора ВВЭР-440/230.

Создание и тестирование оптимизированной расчетной сетки для выбранных зон регистрации, а также подготовка соответствующих весовых окон позволяют использовать выбранные области в воздушном зазоре за корпусом реактора для расчетов на следующих этапах без затрат время на подготовку новых весовых окон.

Разработанная методика расчета с использованием кода MCNP-5 на основе метода весового окна в качестве неаналогового моделирования показала хорошее совпадение с результатом расчета по методике расчета флюенса нейтронов на корпусах ВВЭР на основе метода дискретных ординат (код DORT), успешно применяемой в НТЦ ЯРБ для учета флюенса быстрых нейтронов на корпусах реакторов типа ВВЭР. Сравнение с экспериментальными данными также подтверждает правильность проведенных расчетов и созданных моделей.

Освоена и реализована возможность проведения расчетов по коду MCNP-5 на нескольких параллельных процессорах с использованием модуля MPI, что значительно сокращает время расчетов, которое остается значительным для расчетов защиты по методу Монте-Карло. Время расчета на нескольких процессорах становится соизмеримым с аналогичными расчетами по сеточным методам. Поэтому реализация многопроцессорной схемы расчета необходима для практического применения кода MCNP-5 для решаемых в НТЦ ЯРБ задач.

Полученный результат дает основание для следующего этапа работы, в котором предполагается:

- попытка создания в НТЦ ЯРБ многопроцессорного (~ 4 CPU) кластера для расчетов по MPI версии кода MCNP-5;
- полномасштабное сравнение результата расчета с измеренными значениями, полученными в экспериментах на АЭС с ВВЭР разных типов;
- практическое применение расчетов по коду MCNP-5 для анализов радиационной нагрузки корпусов реакторов ВВЭР всех типов.

Заключение

Представлен разработанный метод расчета характеристик поля нейтронов (СНФ, спектра нейтронов) в области корпуса ВВЭР-440 первого поколения с помощью кода MCNP-5. Создана точная трехмерная геометрическая модель гетерогенной активной зоны, точно смоделированы геометрические конструкции вне активной зоны (внутрикорпусные устройства, район опорных конструкций), подобраны необходимые параметры для

задания области регистрации, послужившие входными данными для расчета характеристик поля нейтронов при расчете по коду MCNP-5.

Проведено сравнение с результатами расчета по методике, основанной на методе дискретных ординат (код DORT), применяемой для практических расчетов флюенса нейтронов на корпусах российских ВВЭР. Полученные по двум независимым методам высотные и азимутальные распределения СНФ нейтронов на внешней поверхности корпуса реактора хорошо согласуются между собой. Сравнение с результатами нейтронно-активационных измерений, проведенными на АЭС с ВВЭР, показало хорошее совпадение формы азимутальных распределений скоростей пороговых реакций. Совпадение спектральных индексов, полученных в расчетах по кодам MCNP-5 и DORT, с экспериментальными значениями позволяет сделать вывод, что разработанный прецизионный расчетный метод на основе кода MCNP-5 дает разумный, в достаточной мере обоснованный результат. Результаты, полученные и представленные в настоящей статье, свидетельствуют о возможности применения в НТЦ ЯРБ методики на основе кода MCNP-5 для практических расчетов характеристик поля нейтронов в области корпусов реакторов ВВЭР.

Список литературы

1. Сорокин Н.М. Основные результаты работы АЭС России в 2002-2003 гг. и задачи на период до 2006 года по повышению научно-технических работ, направленных на повышение надежности и безопасности АЭС // Труды 4-й международной научно-технической конференции "Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики". М.: концерн "Росэнергоатом". 2004. С.33-41.
2. Карлсон Б., Латроп К. Теория переноса. Метод дискретных ординат: Пер. с англ. / Сб. статей под редакцией Х. Гринспена, К. Келбера, Д. Окрента / М.: Атомиздат. 1972.
3. Коробейников В.В. Метод Монте-Карло в задачах физики реакторов и защиты. Методическое издание ИАТЭ. Обнинск, 1994.
4. Rhoades W.A., Childs R.L. The DORT Two-Dimensional Discrete Ordinate Transport Code, Nucl. Sci. & Eng., 99, 1 (May 1988). Pp.88-89.
5. Brown F.B., Kahler A.C., McKinney G.W., Mosteller R.D., White M.G. MCNP5+Data+MCNPX Workshop. Workshop presentation at the 2007 ANS Mathematics & Computation Division Topical Meeting (M&C+SNA-2007), Monterey, CA, April 15, 2007.
6. Barz H.-U. and Konheiser J. TRAMO - a Flexible Multigroup Neutron Transport Code on the Basis of the Monte Carlo Method for Flux Calculations, ZfK-705. Rossendorf, 1990.
7. Wouters R.M. et al. Analysis of PWR Pressure Vessel Surveillance Dosimetry with MCBEND. Proc. of the 8th ASTM-EURATOM Symposium on Reactor Dosimetry, August 29 - Sept. 3, 1993, Vail, Colorado. ASTM STP 1228, Harry Farrar IY et al. Eds., Philadelphia, 1994. Pp.132-139.
8. Использование программы MCU для анализа результатов критических экспериментов с шаровыми твэлами ВТГР на стенде "Астра"/ Н.Н. Пономарев-Степной, В.И. Брызгалов, Е.С. Глушков и др.// Атомная энергия. Т. 97. В. 4. С. 244-252. М.: 2004.
9. Mosteller Russell D. An Assessment of ENDF/B-VI Releases Using the MCNP Criticality Validation Suite, Los Alamos National Laboratory (January 2004). To be presented at PHYSOR 2004, Chicago, Illinois, April 25-29, 2004.
10. Booth Thomas E. MCNP Variance reduction examples. December 2004.
11. Крючков В.П., Андреев Е.А., Хренников Н.Н. Физика для персонала АЭС с ВВЭР и РБМК. //Учебное пособие. М.: Энергоатомиздат. 2006.
12. Borodkin G. I., Khrennikov N. N., Dmitriev A.M., Miroshnichenko M.I. and Grivizirsky V.A. Reactor Dosimetry Issues During Justification of Extension of Service Life of Non-Restorable Equipment of Russian VVER, Journal of ASTM International (JAI), Volume 3, Issue 4 (April 2006).
13. White J.E. et al. BUGLE-96: Coupled 47 Neutron, 20 Gamma-Ray Group Cross Section Library Derived from ENDF/B-VI for LWR Shielding and Pressure Vessel Dosimetry Applications. RSIC Data Library Collection, DLC-185, March 1996.