

А. М. Абдуллаев, С. А. Солдатов, В. В. Ганн,
С. В. Черницкий

Национальный научный центр «Харьковский физико-технический институт», г. Харьков, Украина

Расчет флюенса нейтронов и тепловыделения в конструкционных элементах реактора ВВЭР-1000 методом Монте-Карло

Описана методика расчета флюенса нейтронов и энерговыделения в выгородке и шахте реактора ВВЭР-1000 методом Монте-Карло с использованием кода MCNPX. Сформулирован подход к моделированию объемного источника нейтронов, а также условий транспортировки нейтронов и фотонов в объеме активной зоны. Представлены предварительные результаты расчетов флюенса нейтронов и энерговыделения в выгородке и шахте реактора ВВЭР-1000.

Ключевые слова: метод Монте-Карло, ВВЭР-1000, флюенс нейтронов, энерговыделение, выгородка, шахта реактора, проектный предел, продление эксплуатации, хрупкое разрушение.

А. М. Абдуллаев, С. А. Солдатов, В. В. Ганн, С. В. Черницкий

Розрахунок флюенса нейтронів і тепловиділення в конструкційних елементах реактора ВВЕР-1000 методом Монте-Карло

Описано методику розрахунку флюенса нейтронів і енерговиділення у вигородці й шахті реактора ВВЕР-1000 методом Монте-Карло з використанням коду MCNPX. Сформульовано підхід до моделювання об'ємного джерела нейтронів, а також умов транспортування нейтронів і фотонів у об'ємі активної зони. Наведено попередні результати розрахунків флюенса нейтронів і енерговиділення у вигородці й шахті реактора ВВЕР-1000.

Ключові слова: метод Монте-Карло, ВВЕР-1000, флюенс нейтронів, енерговиділення, вигородка, шахта реактора, проектна межа, продовження експлуатації, крихке руйнування.

© А. М. Абдуллаев, С. А. Солдатов, В. В. Ганн, С. В. Черницкий, 2018

Корпус реактора (КР) и внутрикорпусные устройства (ВКУ) в процессе эксплуатации подвергаются интенсивному облучению (в первую очередь — нейтронами) и разного рода термомеханическим нагрузкам. В результате этого меняются (деградируют) исходные свойства материалов, что в итоге снижает сопротивление материалов к одному из опасных видов разрушения — хрупкому разрушению [1].

Прочностные характеристики материалов таких критически важных элементов безопасности, как КР и ВКУ, становятся все более важными по мере приближения срока эксплуатации энергоблока к проектному пределу — 30 годам, установленному в 50—60-е годы прошлого столетия и отражающему консерватизм принятой в то время расчетной базы его обоснования, когда отсутствовали фактические эксплуатационные данные по износу оборудования. В проблеме продления эксплуатации энергоблоков АЭС прочностные характеристики материалов и их прогноз на последующие 20—30 лет приобретают ключевое значение для обоснования требуемого уровня безопасности эксплуатации энергоблока на сверхпроектный период.

КР и ВКУ во время эксплуатации одновременно подвергаются как воздействию облучения быстрыми нейтронами ($E_n > 0,5$ МэВ), так и изменениям температуры. Изменение температуры КР и ВКУ связано с изменением (повышением или снижением) мощности реактора и обусловлено двумя факторами: изменением температуры теплоносителя; изменением потока нейтронного и γ -излучения на КР и ВКУ. Температура теплоносителя, однозначно связанная с мощностью реактора, рассчитывается реакторными кодами и в пределах активной зоны хорошо известна. Консервативно для стационарного состояния можно принять, что температура КР и ВКУ не выше температуры теплоносителя. В то же время дополнительный разогрев КР и ВКУ нейтронным и γ -излучением определяется полями излучения за пределами активной зоны реактора, и обычно реакторными кодами внешние поля не рассчитываются. Поэтому необходимы дополнительные коды для расчета полей нейтронного и γ -излучения в КР и ВКУ. В России, например, для инженерных расчетов параметров радиационной нагрузки на корпус реакторов типа ВВЭР применяется аттестованный двумерный код DORT [2] с входными данными по нейтронно-физическим характеристикам активной зоны, получаемым из расчетов по аттестованным реакторным кодам [3].

Проблему оценки ресурса КР и ВКУ на сверхпроектный срок эксплуатации можно свести к решению следующих основных задач: (а) разработка и верификация модели изменения свойств материала КР и ВКУ в зависимости от времени; (б) оценка предельно допустимого значения температуры КР и ВКУ; (в) определение флюенса быстрых нейтронов на КР и ВКУ в критических, с точки зрения обеспечения прочности, местах.

В настоящей работе рассматривается один из возможных подходов к решению задачи (в), а именно: методом Монте-Карло (ММК) с использованием кода MCNPX [4, 5] рассчитываются поля излучения и энерговыделения в КР и ВКУ. Расчет полей излучения позволяет определить величину флюенса нейтронов и распределение энерговыделения в соответствующих, важных с точки зрения прочности конструкции реактора, местах КР и ВКУ. Полученные расчетные значения флюенса нейтронов и энерговыделения в дальнейшем могут служить в качестве исходных данных для решения задач (а) и (б).

Код MCNPX решает задачу переноса нейтронов и γ -квантов от источника до точки регистрации исходя

из фундаментальных принципов взаимодействия излучения с веществом, и при этом детально моделируются активная зона реактора как объемный источник излучения с различными неоднородными и нестационарными свойствами, а также конструкция самого реактора и околокорпусного пространства с учетом особенностей, формирующих неоднородности поля излучения. Детальное моделирование источника излучения и реактора дает возможность получать реалистичное пространственно-энергетическое распределение нейтронов и γ -квантов в местах регистрации и минимизировать модельные неопределенности, которые влияют на результаты расчетов и являются одной из возможных причин рассогласования расчета с экспериментальными данными вне реакторного контроля.

Цель статьи — описать подход к разработке модели активной зоны и внутрикорпусных устройств реактора ВВЭР-1000 с помощью метода Монте-Карло кодом MCNPX для расчета флюенса нейтронов и энерговыделения в выгородке и шахте реактора.

Описание модели для кода MCNPX

При описании расчетной модели для кода MCNPX основное внимание уделяется подходу, который применяется для моделирования объемного источника излучения, активной зоны реактора, ВКУ (выгородка, шахта) и т. д., поэтому геометрические размеры, используемые в модели, приводиться не будут. Данные по реакторной установке с реактором типа ВВЭР-1000 и ядерному топливу, загружаемому в активную зону, можно взять из любой доступной базы данных (см., например, [6]).

Объемный источник излучения. Активная зона (АкЗ) реактора является основным источником нейтронного и γ -излучений. Излучение, покидающее пределы АкЗ вследствие утечки, формирует поля излучения в конструкциях реактора, расположенных за пределами АкЗ. Очевидно, что точность задания (моделирования) объемного источника излучения будет в значительной степени влиять на конечный результат расчетов полей излучения. Поэтому АкЗ следует моделировать достаточно точно не только с точки зрения геометрических размеров, но и элементарных объемов, формирующих геометрию АкЗ, т. е. по возможности избегать излишних упрощений в формировании геометрии. В описываемой модели АкЗ моделировалась как совокупность тепловыделяющих сборок (ТВС), которые в свою очередь моделировались потвэльно. Модель твэла включает в себя все основные элементы конструкции: топливный столб, центральное отверстие (если такое имеется), зазор между топливом и оболочкой, оболочку твэла, нижний концевик и верхний газосборник. Твэлы вместе с окружающим их теплоносителем (водой) формируют топливные ячейки, шестигранный массив которых формирует отдельную ТВС. Затем из отдельных ТВС формируется АкЗ — объемный источник излучения.

В модели ТВС упрощенно моделировались головка и хвостовик ТВС. Упрощение состояло в том, что эти части ТВС, имеющие довольно сложную геометрическую форму, заменялись цилиндром, высота которого соответствовала высоте головки или хвостовика, внешний диаметр равнялся внешнему размеру, а внутренний диаметр подбирался таким образом, чтобы масса упрощенной головки или хвостовика равнялась реальной массе.

Следующей характеристикой источника излучения является интенсивность излучения, распределенная по объему источника. Потвэльное представление ТВС позволяет задавать источники нейтронов в расчетной модели также потвэльно и локализовать их в областях, занимаемых только топливом, что в максимальной степени соответствует реальной ситуации — реакция деления ядер урана является основным источником нейтронов. Потвэльное распределение интенсивности источников нейтронов можно взять из выходного файла реакторного кода, способного рассчитывать потвэльные относительные мощности ТВС при расчете выгорания топливной кампании. В нашем случае данные брались из выходного файла двугруппового диффузионного нодального кода ANC-H [7] при расчете выгорания одной из топливных кампаний энергоблока № 3 Южно-Украинской АЭС.

Относительные потвэльные мощности можно рассматривать как относительные мощности источников нейтронного излучения, поскольку мощность твэла пропорциональна скорости реакции деления, а интенсивность источника пропорциональна скорости реакции деления, умноженной на среднее число нейтронов в одном акте деления. Следовательно, интенсивность источника излучения пропорциональна относительной мощности твэла.

При тестировании модели объемный источник излучения можно взять на любой момент топливной кампании, соответствующий длительной работе реактора на номинальной мощности. На этот момент кампании также следует брать критическую концентрацию борной кислоты в теплоносителе. Кроме того, чтобы условия транспортировки нейтронов в АкЗ соответствовали реальным реакторным условиям, необходимо задать среднюю плотность теплоносителя в каждой моделируемой ТВС. Данные для подготовки средней плотности теплоносителя брались на выбранный момент топливной кампании из информационного блока E-PTN выходного файла реакторного кода ANC-H. Информационный блок содержит данные повысотного распределения плотности теплоносителя для каждой ТВС, входящей в состав топливной загрузки. Данные повысотного распределения плотности теплоносителя усреднялись по высоте для каждой моделируемой ТВС, и полученное значение использовалось в MCNPX модели.

Кроме плотности теплоносителя, на условия транспортировки нейтронов в АкЗ влияет изотопный состав топлива. При учете изотопного состава выгоревшего топлива принимались в расчет только «транспортные» изотопы, которые вносят основной вклад в формирование пространственно-энергетического распределения потока нейтронов как функции от выгорания ТВС.

Таким образом, при задании источника нейтронов по возможности точно моделируются внутриреакторные условия: температура топлива и теплоносителя, плотность теплоносителя, концентрация борной кислоты, изотопный состав выгоревшего топлива в зависимости от глубины выгорания. Все это формирует реалистичные условия для транспортировки нейтронов и фотонов в объеме АкЗ, утечку излучения из АкЗ и, следовательно, реалистичные потоки излучения в конструкциях реактора за пределами АкЗ.

Разогрев выгородки реактора и других ВКУ происходит в основном за счет поглощения γ -квантов, которые сильно поглощаются железом — основным материалом внутрикорпусных устройств. Пробег γ -квантов в железе невелик, поэтому основное энерговыделение происходит

на небольшой глубине проникновения. Таким образом, если задавать источник излучения только как источник γ -квантов, разогрев внутренних областей выгородки и шахты будет недооценен.

Нейтроны как нейтральные частицы обладают большей проникающей способностью и могут достигать более глубоких внутренних слоев выгородки и шахты. Нейтроны тепловых энергий имеют достаточно большое сечение радиационного захвата в железе (около 2,5 барн) и поглощаются по каналу реакции ${}^A\text{Fe} + n = > {}^{A+1}\text{Fe} + \gamma$ с выделением энергии 7,646 МэВ для изотопа железа ${}^{56}\text{Fe}$, 9,298 МэВ для изотопа ${}^{54}\text{Fe}$ и 10,044 МэВ для изотопа ${}^{57}\text{Fe}$ [8]. Выделившаяся в реакции энергия в основном уносится γ -квантом, который затем частично или полностью поглощается. Энергия поглощенных γ -квантов из реакции радиационного захвата нейтронов ядром железа в основном формирует энерговыделение в глубинных слоях выгородки и шахты.

При задании в модели двух типов частиц для транспортировки — нейтронов и γ -квантов — кодом MCNPX иницируются сечения взаимодействия этих частиц с материалами по всевозможным каналам реакций. Библиотеки кода MCNPX содержат данные для генерации мгновенных и запаздывающих вторичных γ -квантов, которые испускаются осколками деления ядер урана, а также появляются в результате реакции радиационного захвата. Эти каналы реакций (деления и радиационного захвата) в основном являются источником γ -излучения в АкЗ, поэтому нет необходимости напрямую задавать источник γ -излучения как источник первичных частиц. Задание только источника нейтронов соответствует реальным физическим процессам, происходящим в АкЗ: нейтроны, рожденные в размножающей среде, термализуются и вызывают деление ядер урана с рождением вторичных нейтронов и γ -квантов или на этапе термализации поглощаются различными изотопами с испусканием γ -квантов. Самостоятельного источника γ -квантов, не связанного с нейтронными реакциями или их последствиями (распад нестабильных ядер и т. д.), в АкЗ реактора нет.

Задание фиксированного источника нейтронов в размножающей среде требует исключения из списка всевозможных каналов реакций реакции деления на ядра делящихся изотопов. Взятые из результатов расчетов реакторного кода интенсивность и пространственное распределение источника нейтронов, которые задаются во входном файле модели, самосогласованны и соответствуют нейтронному полю, порождаемому задаваемым источником нейтронов. Источник нейтронов является результатом реакции деления, поэтому для испускаемых источником нейтронов реакция деления уже произошла — нейтроны есть ее продуктом. Активация (включение) в коде MCNPX реакции деления породит новые нейтроны деления, которых нет и не должно быть в исходном источнике; так как интенсивность источника уже сформирована, задаваемый исходный источник нейтронов исказится. Также исказится вторично рожденными нейтронами деления и нейтронное поле в АкЗ и за ее пределами, соответствующее этому искаженному источнику. Деактивация (выключение) реакции деления дает возможность в ММК-расчете восстановить нейтронное поле, соответствующее задаваемому источнику нейтронов. Правильное восстановление нейтронного поля по источнику деления возможно, если реакция деления в коде MCNPX выключена не полностью, а соответствует просто поглощению нейтрона без рождения вторичных нейтронов, но с рождением вторичных

γ -квантов. В этом случае также правильно формируется поле γ -излучения.

Таким образом, задание в модели нейтронного источника излучения с соответствующими управляющими опциями как источника основных первичных частиц позволяет реалистично описать физические процессы, инициированные нейтронами деления как в АкЗ реактора, так и за ее пределами.

Геометрия расчетной модели. Геометрические средства кода MCNPX помогают детально моделировать не только топливо в АкЗ реактора, но и другие элементы конструкции реактора. За пределами АкЗ, содержащей ТВС, моделировались выгородка и шахта реактора, а между выгородкой и шахтой — водный зазор.

Задача выгородки — группировка топливной загрузки в АкЗ, формирование ее геометрических размеров и обеспечение геометрической конфигурации периферии АкЗ. Кроме того, выгородка обеспечивает циркуляцию теплоносителя по проектному тракту и снижает интенсивность нейтронного потока на корпус реактора.

Конструктивно выгородка представляет собой цилиндрическую обечайку, которая состоит из колец, скрепленных между собой. Кольца выгородки имеют наружную цилиндрическую поверхность и граненую внутреннюю поверхность, которая повторяет геометрическую конфигурацию ТВС на границе АкЗ. Внутри колец проложены вертикальные каналы для охлаждения выгородки, а также каналы системы контроля нейтронного потока при перегрузке топлива.

Описанная конструкция выгородки моделировалась в коде MCNPX. Модель выгородки как часть общей расчетной модели представлялась как цилиндр с граненой внутренней поверхностью, точно повторяющей внешние контуры АкЗ. Между внутренней поверхностью выгородки и внешней границей АкЗ задавался соответствующий зазор, заполняемый теплоносителем. В модели выгородки также учитывались все вертикальные каналы охлаждения и вертикальные проточки на внешней поверхности выгородки, которые дополнительно улучшают охлаждение металла выгородки.

За выгородкой через зазор, заполняемый теплоносителем, располагается внутрикорпусная (ВК) шахта. ВК шахта предназначена для разделения входного и выходного потоков теплоносителя, защиты корпуса реактора от нейтронного и γ -излучений и размещения в ней элементов АкЗ. Конструктивно ВК шахта представляет собой цилиндрическую обечайку с фланцем и эллиптическим днищем. В днище закреплены 163 опорные трубы (стакана) с шагом 236 мм, верхняя часть которых образует опорную плиту. В целом вся эта конструкция служит для установки и дистанционирования ТВС. На наружной части шахты для разделения потоков теплоносителя находится кольцевое утолщение, которое соприкасается с разделительным кольцом корпуса реактора.

Наибольшей радиационной нагрузке подвергается часть выгородки и ВК шахты, расположенной напротив топливной части АкЗ. В этой же области находится максимум флюенса нейтронов и энерговыделения в выгородке. Поэтому для определения месторасположения данной области достаточно смоделировать выгородку и часть ВК шахты напротив топливной части АкЗ. При таком подходе модель ВК шахты упрощается, так как нет необходимости детально моделировать нижнюю часть, содержащую эллиптическое днище с опорными трубами.

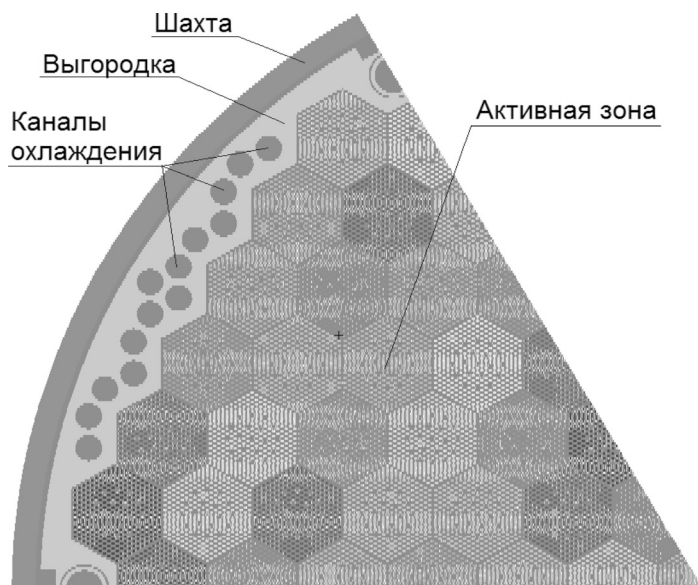


Рис. 1. Общий вид расчетной модели в горизонтальной плоскости

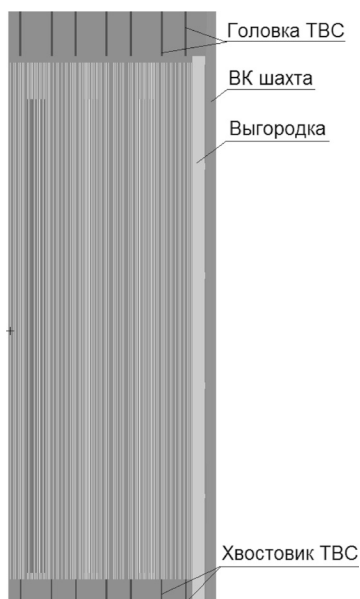


Рис. 2. Общий вид расчетной модели в вертикальной плоскости

АкЗ и выгородка имеют 60° -ю циклическую симметрию по окружности, поэтому для упрощения модели, сокращения времени счета и уменьшения статистической ошибки расчета можно рассматривать $1/6$ часть реактора, т. е. 60° -й сектор. На рис. 1 и 2 показаны схемы модели в радиальном и аксиальном планах для 60° -го сектора.

Описанная модель дает возможность рассчитать флюенс нейтронов и энерговыделение в выгородке и ВК шахте. Для расчета флюенса на КР модель должна быть дополнена элементом, моделирующим КР. Этим дополнительным элементом является расположенный на проектном расстоянии от шахты 60° -й цилиндрический слой из стали толщиной, соответствующей толщине КР. В целом описанную модель можно дополнять различными элементами конструкции реактора, для которых необходимо рассчитать энерговыделение или флюенс нейтронов.

Оптимизация расчетной модели. Описываемый подход для разработки модели по расчету флюенса нейтронов и энерговыделения в различных элементах конструкции реактора является достаточно полным и детальным с точки зрения моделирования объемного источника излучения и условий транспортировки нейтронов и γ -квантов. Однако для практических результатов такая полнота и детализация могут оказаться излишними — конечный результат будет слабочувствительным к некоторым характеристикам АкЗ. Например, потвэльное задание температуры топлива в объемном источнике является технически сложным для кода MCNPX, а степень влияния этого эффекта на условия транспортировки быстрых нейтронов оказывается незначительным, поскольку резонансная область сечения, чувствительная к температурным эффектам, для ^{235}U лежит ниже энергии 2,3 кэВ, а для ^{238}U — ниже 20 кэВ [8]. Поэтому при разработке модели можно применять некоторые обоснованные упрощения, которые не влияют на конечный результат.

Упрощения при разработке зависят от того, какие данные необходимо собрать. Если нужен спектр быстрых нейтронов, то температурные эффекты, наличие борной кислоты в теплоносителе оказывают незначительное влияние на конечный результат, поэтому данными эффектами можно пренебречь или учитывать их приближенно через процедуру усреднения.

Изотопный состав выгоревшего топлива также можно задавать в зависимости от типа расчетов и учитывать только те изотопы, которые вносят наибольший вклад в формирование пространственно-энергетического распределения нейтронов и γ -квантов.

В целом применение приближений в конкретном расчете должно основываться на фундаментальных физических принципах, определяющих взаимодействие нейтронов и γ -квантов с веществом, и понимании их вклада в конечный результат.

Сбор результатов расчетов

Код MCNPX имеет широкий набор инструментов для сбора результатов расчета. Для этого применяются так называемые талли (tally cards [4, разд. 5.6]); они определяют тип информации, которую пользователю необходимо собрать и сохранить в выходном файле. К этой информации относятся средний поток частиц через заданную поверхность или в заданной ячейке, поток в заданной точке, энерговыделение в ячейке и т. д. Для целей, описанных в статье, нужно задавать талли для сбора данных по средним потокам и энерговыделению в ячейках. Ячейки располагаются в выгородке и ВК шахте. При определении ячеек использовались периодические структуры, из которых формировались выгородка и шахта.

Механизм периодических структур является мощным инструментом, заметно упрощающим задание геометрии в модели. Суть этого механизма заключается в том, что можно описать ячейку только один раз и затем ее реплицировать в разных местах, задавая координаты размещения и ориентацию в пространстве. Кроме этого, набор однотипных ячеек можно сгруппировать в виде одно-, двух- и трехмерного массивов и разместить эти массивы в новой ячейке, внешние границы которой «обрежут» выступающие за эти границы части массивов.

С помощью такого механизма была сформирована геометрия выгородки и шахты. В тестовой модели размер одиночной ячейки задавался равным $1,475 \times 1,70325$ см. Массивами ячеек заполнялись места, занимаемые выгородкой и шахтой. По высоте размер ячейки в тестовой модели равнялся высоте выгородки. Для практических расчетов ячейку по высоте надо разбивать на определенное число слоев, чтобы получить по высоте распределение потока нейтронов и энерговыделение.

Расчетная сетка, накрывающая выгородку и шахту, формирует дискретное пространственное распределение потока нейтронов (флюенс) и энерговыделение. Для каждой элементарной ячейки трехмерной сетки рассчитываются средние по объему значения флюенса и энерговыделения. Среднее значение всегда меньше максимального, поэтому получаемые расчетные значения дают нижнюю оценку. Если функция в интервале усреднения гладкая и меняется незначительно, отличие максимального значения от среднего будет невелико. В любом случае для получения окончательного результата необходимо рассмотреть некоторые обоснованные корректирующие действия, уточняющие величину получаемой нижней оценки.

Для уточнения нижней оценки можно задать специальные талли кода MCNPX — точечные детекторы, формирующие локальные потоки в заданных точках. Такие талли можно разместить в критически важных областях конструкции реактора. Максимальное отношение усредненных результатов расчетов к расчетам с точечными детекторами даст коэффициент, на который можно умножить все полученные усредненные результаты и, таким образом, получить уточненный результат, приближенный к верхней оценке. Накрывающая выгородку и шахту расчетная сетка, используемая в MCNPX модели, с 60° -м фрагментом топливной части АкЗ показана на рис. 3.

Для сбора данных по потокам нейтронов и энерговыделению задаются соответствующие талли. В таллях указывается номер элементарной одиночной ячейки и путь

к ней через все геометрические объемы и их объединения. На основе этих данных кодом MCNPX формируется выходной массив с координатами каждой ячейки из общего массива ячеек, накрывающих выгородку и шахту, и этим ячейкам сопоставляются рассчитанные значения флюенса или энерговыделения. Координаты ячейки не являются пространственными координатами; они представляют собой целочисленные индексы, задающие положение ячейки в общем массиве. Поэтому для получения значений флюенса нейтронов и энерговыделения как функции координат необходимо провести обработку полученных результатов расчета.

Обработка результатов расчетов

Описанная выше модель $1/6$ части АкЗ реактора ВВЭР-1000, разработанная на базе кода MCNPX, применялась для оценки флюенса нейтронов и энерговыделения в выгородке. Исходными данными для источника нейтронов были потвэльные энерговыделения в одной из топливных кампаний энергоблока № 3 ЮУАЭС. Потвэльные энерговыделения рассчитывались двугрупповым диффузионным нодальным кодом ANC-N на 125-е эффективные сутки работы реактора, что соответствовало середине длительного периода работы реактора на номинальной мощности. На этот момент кампании также задавалась критическая концентрация борной кислоты в теплоносителе, равная $2,978$ г/кг. Результаты обработки расчета потоков нейтронов с энергией $E > 0,5$ МэВ в массиве ячеек размером $1,475 \times 1,70325$ см, накрывающих выгородку и шахту (см. рис. 3), приведены на рис. 4 и 5.

На рис. 4 показана рассчитанная кодом MCNPX первичная картограмма нейтронных потоков, усредненных по высоте выгородки. Первичная картограмма с низким разрешением может быть преобразована в картограмму с повышенным (в 9 раз) разрешением с использованием показаний таллей и геометрических характеристик

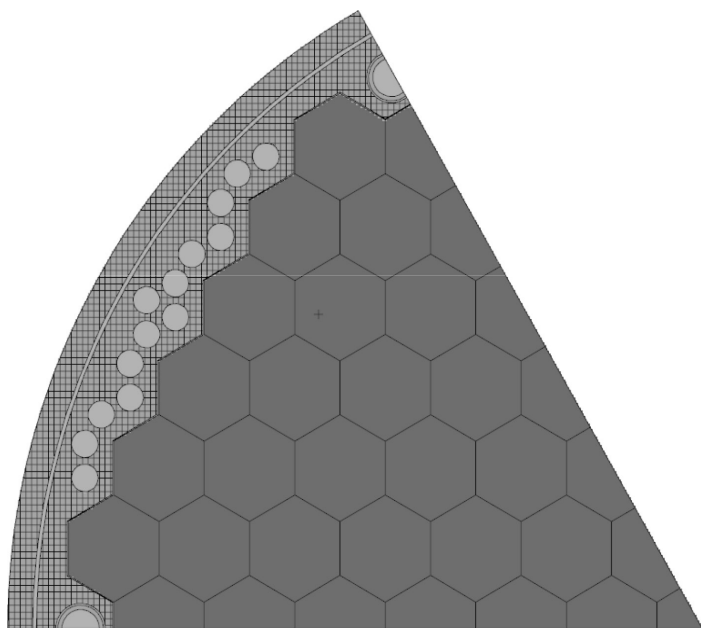


Рис. 3. Расчетная сетка для 60° сектора активной зоны реактора ВВЭР-1000 с выгородкой и шахтой

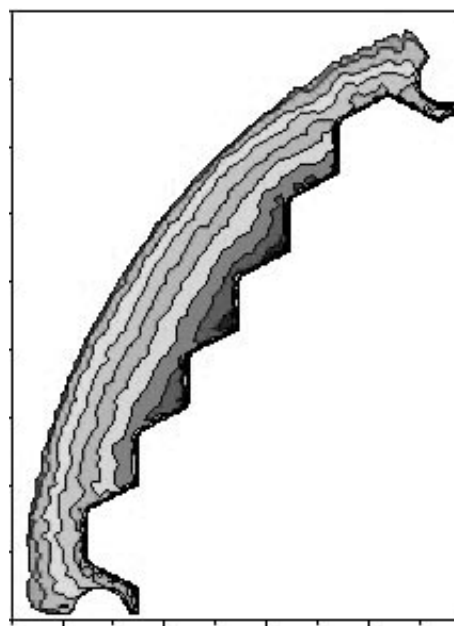


Рис. 4. Первичная картограмма нейтронных потоков в выгородке

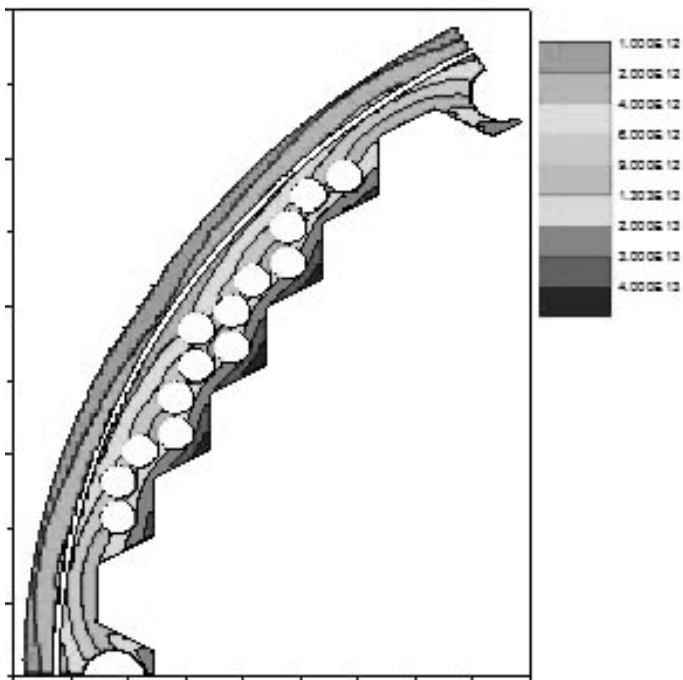


Рис. 5. Картограмма потоков нейтронов с энергией $E > 0,5$ МэВ в выгородке и шахте

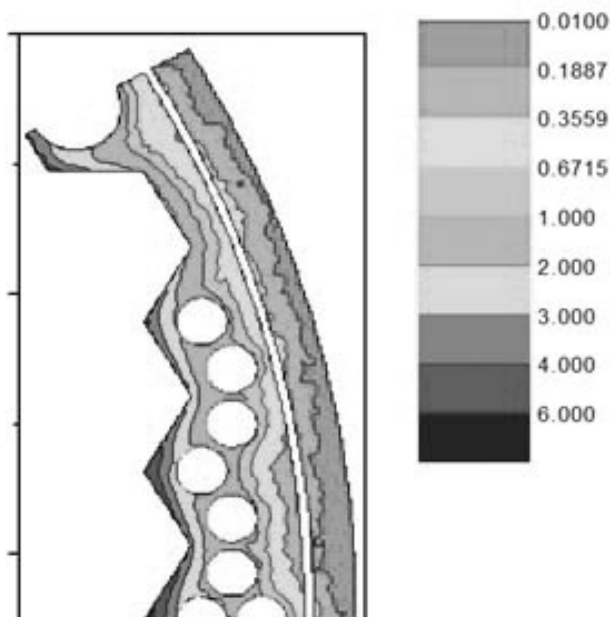


Рис. 6. Распределение энерговыделений в стенке выгородки и шахты, Вт/см³

выгородки (см. рис. 3). Картограмма с высоким разрешением представлена на рис. 5.

Картограмма полного энерговыделения (нейтроны + γ -кванты), усредненного по высоте выгородки и шахты, показана на рис. 6. Кодом MCNPX можно рассчитывать повысотный профиль энерговыделения, для этого необходимы изменения во входном файле модели. Величина энерговыделения в этом случае будет выше среднего в области выгородки, приблизительно напротив середины активной зоны.

Выводы

Применение кода MCNPX для расчета флюенса нейтронов и энерговыделения в ВКУ реактора ВВЭР открывает дополнительные возможности по сравнению с детерминистическими кодами. Во-первых, мощный геометрический пакет кода дает возможность максимально реалистично описать геометрию моделируемого объекта, тем самым снимая вопросы точности расчета, связанные с детальностью описания геометрии; во-вторых, широкий спектр изотопов, представленных в непрерывных по энергии библиотеках нейтронных сечений для дискретного набора температур, допускает задание практически всех материалов, используемых в промышленном производстве реакторов и других установок; кроме того, с помощью вспомогательных программных средств, поставляемых вместе с кодом MCNPX, можно модифицировать стандартные библиотеки нейтронных сечений для любых температур; в-третьих, применение ММК для решения транспортного уравнения включает в себя моделирование всех известных физических процессов взаимодействия нейтронов и γ -квантов с веществом, при этом моделируется выход не только мгновенных нейтронов (γ -квантов), но и запаздывающих; в-четвертых, гибкие средства задания типа и формата собираемых данных позволяют рассчитывать любые физические характеристики, связанные с потоками частиц, энерговыделением и скоростью реакций.

К недостатку ММК можно отнести довольно продолжительное время расчета. Однако благодаря быстрому развитию компьютерной техники и программному обеспечению можно собирать недорогие и производительные компьютерные кластеры, состоящие из нескольких системных блоков с общим числом ядер в несколько десятков. Применение распараллеленных версий компьютерных кодов ММК, в зависимости от производительности кластера, существенно (в десятки, а то и сотни раз) сокращает время расчета и дает результат со статистической ошибкой до 5%. Поэтому ММК является перспективным для данного типа расчетов и открывает широкие возможности в развитии методик расчетов.

Описанная тестовая модель для практических расчетов должна быть усовершенствована в части более детального описания источника нейтронов (учет аксиального распределения в интенсивности источника) и сбора результатов расчета (задание аксиальных слоев) в геометрии выгородки и шахты для получения повысотного распределения потока нейтронов и энерговыделения. Усовершенствование модели возможно и в геометрической части путем расширения списка элементов конструкции реактора, для которых необходимы расчеты флюенса нейтронов и энерговыделения, и списка расчетных точек. Гибкость средств ввода данных в коде MCNPX позволяет пользователю легко вносить любые изменения в модель.

Точность расчетов флюенса нейтронов и энерговыделения с использованием библиотек сечений взаимодействия нейтронов на основе библиотеки ENDF/B версии 7.0, по нашим предварительным оценкам, составляет порядка 10%. Однако более точное значение можно определить из сравнения результатов бенчмарковских экспериментов с их моделированием кодом MCNPX. В настоящее время такие работы выполняются, в качестве бенчмарка используются эксперименты на чешском реакторе нулевой мощности LR-0 [9].

Список использованной литературы

1. Chopra, O. K., Rao, A. S., 2011. A review of irradiation effects on LWR core internal materials. URL: <http://dx.doi.org/10.1016/j.jnucmat.2011.02.059>.
2. Rhoades W. A., Childs R. L., "The DORT Two-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code," Nucl. Sci. & Eng., 1988, V. 99, № 1, pp. 88–89.
3. Бородкин П. Г., Хренников Н. Н. Расчетно-экспериментальные исследования радиационной нагрузки на корпусах и опорных конструкциях ВВЭР-1000 в фактических реакторных условиях. URL: <http://www.secncs.ru/publications/nrszine/1-75-2015/st-1-b-15.pdf>
4. LA-CP-07-1473, "MCNPXTM user's manual", version 2.6.0, April 2008. URL: http://ssu.ac.ir/cms/fileadmin/user_upload/Mtahghighat/parto_darmani/matlab_amoosheshi/simulation/MCNP4C_Users_Manual.pdf
5. For the U.S. DEPARTMENT OF ENERGY. Monte Carlo N-Particle Transport Code System for Multiparticle and High Energy Applications, Version 2.4.0. Los Alamos National Laboratory, Los Alamos report LA-CP-02-408, 2002. URL: <http://www.mcnp.ir/admin/imgs/1354175991.C715.PDF>
6. Проект углубленного анализа безопасности энергоблока № 5 ЗАЭС. База данных по ядерной паропроизводящей установке / ЗАЭС. 2000.
7. Chao Y. A., Shatilla Y. A., "Conformal Mapping and Hexagonal Nodal Methods —II: Implementation in the ANC-H Code", Nucl. Sci. & Eng., 1995, V. 121, № 2, pp. 210–225.
8. Evaluated Nuclear Data File (ENDF/B-VII.1), URL: <https://www-nds.iaea.org/exfor/endl.htm>
9. Košťál M., Juřiček V., Milčák J., Rypar V., Kolros A. "Calculation and measurement of neutron flux in the VVER-1000 mock-up on the LR-0 research reactor", Annals of Nuclear Energy, 2012, Iss. 40, pp. 25–34.

References

1. Chopra, O.K., Rao, A.S. (2011), "A Review of Irradiation Effects on LWR Core Internal Materials, Neutron Embrittlement", Journal of Nuclear Materials 412, pp. 195–208, URL: <http://dx.doi.org/10.1016/j.jnucmat.2011.02.059> (ISSN 0022–3115)
2. Rhoades, W.A., Childs, R. L. (1988), "The DORT Two-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code", Nucl. Sci. & Eng., Vol. 99, No. 1, pp. 88–89.

3. Borodkin, P.G., Khrennikov, N.N. (2015), "Calculation and Experimental Investigations of Radiation Loads on the Reactor Pressure Vessel and Support Structures of WWER-1000 in Actual Reactor Condition" [Raschotno-eksperimentalnyie issledovaniia radiatsionnoi nagruzki na korpusakh i opornykh konstruksiiakh VVER-1000 v fakticheskikh reaktornykh usloviakh], Nuclear & Radiation Safety, Vol. 75, No. 1, URL: <http://www.secncs.ru/publications/nrszine/1-75-2015/st-1-b-15.pdf> (Rus)
4. LA-CP-07-1473, "MCNPXTM User's Manual", Version 2.6.0, April 2008, URL: http://ssu.ac.ir/cms/fileadmin/user_upload/Mtahghighat/parto_darmani/matlab_amoosheshi/simulation/MCNP4C_Users_Manual.pdf
5. For the U.S. DEPARTMENT OF ENERGY, Monte Carlo N-Particle Transport Code System for Multiparticle and High Energy Applications, Version 2.4.0, Los Alamos National Laboratory, Los Alamos Report LA-CP-02-408, 2002, URL: <http://www.mcnp.ir/admin/imgs/1354175991.C715.PDF>
6. Project for In-Depth Safety Analysis for Zaporizhzhya Nuclear Power Plant Unit 5, Database for Nuclear Steam Supply Systems [Proekt uglublennogo analiza bezopasnosti energobloka No. 5 ZAES. Baza dannykh po yadernoi paroprivodiashchei ustanovke], ZNPP, 2000. (Rus)
7. Chao, Y. A., Shatilla, Y. A. (1995), "Conformal Mapping and Hexagonal Nodal Methods —II: Implementation in the ANC-H Code", Nucl. Sci. & Eng., V. 121, No. 2, pp. 210–225, 1995.
8. Evaluated Nuclear Data File (ENDF/B-VII.1), URL: <https://www-nds.iaea.org/exfor/endl.htm>.
9. Košťál M., Juřiček V., Milčák J., Rypar, V., Kolros, A. (2012), "Calculation and Measurement of Neutron Flux in the WWER-1000 Mock-Up on the LR-0 Research Reactor", Annals of Nuclear Energy, 40, pp. 25–34.

Получено 03.11.2017.