

Кафедра №5

ПОЯСНИТЕЛЬНАЯ ЗАПИСКА
К МАГИСТЕРСКОЙ ДИССЕРТАЦИИ НА ТЕМУ:

**Анализ составляющих энерговыделения в
активной зоне реакторов ВВЭР-1000**

Студент-магистр

Богданович Ринат Бекирович
группа Ф04-02М

Руководитель магистерской
диссертации

Тихомиров Георгий Валентинович
к.ф.-м.н., доцент каф.5 НИЯУ МИФИ

Консультанты

Рецензент

Герасимов Александр Семенович
д.т.н., нач. лаб. ИТЭФ

Зав. кафедрой

Крючков Эдуард Феликсович

МИНИСТЕРСТВО ОБРАЗОВАНИЯ И НАУКИ РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ
ФЕДЕРАЛЬНОЕ ГОСУДАРСТВЕННОЕ АВТОНОМНОЕ ОБРАЗОВАТЕЛЬНОЕ УЧРЕЖДЕНИЕ
ВЫСШЕГО ПРОФЕССИОНАЛЬНОГО ОБРАЗОВАНИЯ
«Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»

Факультет Физико-технический

Кафедра теоретической и
экспериментальной физики ядерных
реакторов

Специальность (направление) 140800
(Ядерные физика и технологии)

Группа Ф04-02М

«Утверждаю»

Зав. кафедрой 5

(подпись)

(фамилия, имя, отчество)

« » » 20 г.

ЗАДАНИЕ НА ДИПЛОМНЫЙ ПРОЕКТ

(магистерскую диссертацию)

1. Фамилия, имя, отчество студента Богданович Ринат Бекирович
2. Тема проекта (магистерской диссертации) Анализ составляющих
энерговыведения в активной зоне реакторов ВВЭР-1000
3. Срок сдачи студентом готового проекта ____ до 20 ____ года ____
4. Место выполнения проекта НИЯУ МИФИ
5. Руководитель проекта Тихомиров Георгий Валентинович, доцент,
(фамилия, имя, отчество, должность, место работы)
каф.5, НИЯУ МИФИ
6. Соруководитель от НИЯУ МИФИ _____
(фамилия, имя, отчество, должность, место работы)
7. Консультант проекта _____
(фамилия, имя, отчество, должность, место работы)

1. Цель работы: Разработатка методики оценки составляющих энерговыделения для различных типов ядерных реакторов, расчет составляющих энерговыделения для реактора ВВЭР-1000.

2. Задание:

а) литература и обзор работ, связанных с проектом

Крамеров А.Я., Шевелев Я.В. Инженерные расчеты ядерных реакторов // М: «Энергоатомиздат», 1984. – 736с.

Бартоломей Г.Г., Бать Г.А., Байбаков В.Д., Алхутов М.С. Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов // М: «Энергоиздат», 1982. – 511с.

Горохов А.К., Драгунов Ю.Г., Лунин Г.Л., Новиков А.Н., Цофин В.И., Ананьев Ю.А. Обоснование нейтронно-физической и радиационной частей проектов ВВЭР // М: ИКЦ «Академкнига», 2004. – 496 с.

Варивцев А.В., Жемков И.Ю. Уточненная методика расчета радиационного тепловыделения в реакторе БОР-60 // Вопросы Атомной науки и техники, вып. 4, 2012. – стр. 31

б) расчетно-конструкторская, теоретическая, технологическая часть
Разработка модели ПКС ИРТ МИФИ, модели эквивалентной ячейки, ТВС типа 13ZS и 30ZSV реактора ВВЭР-1000, моделирование экспериментов на ПКС ИРТ МИФИ, создание методики расчета составляющих энерговыделения, расчет доли захватной энергии в общем энерговыделении для реактора ВВЭР-1000

в) экспериментальная часть _____

Отчетный материал проекта:

а) пояснительная записка;

б) графический материал (с указанием обязательных чертежей);

Чертеж модели ПКС ИРТ МИФИ, эквивалентной ячейки и ТВС реактора ВВЭР-1000

в) макетно-экспериментальная часть

3. Консультанты по проекту (с указанием относящихся к ним разделов проекта)

Раздел	Консультант	Подпись, дата	
		Задание выдал	Задание принял

Календарный план работы над магистерской диссертацией

(составляется руководителем с участием студента в течении первой недели с начала дипломного проектирования)

№ п/п	Наименование этапов работы	Сроки выполнения этапов	Степень готовности проекта в % к объему работы	Время выполнения
1	Изучение особенностей расчета объектов сложной геометрии в программе MCNP	10–24 янв., 2013	10	2 недели
2	Обзор литературы связанной с проектом	25 янв. – 26 фев., 2013	25	1 месяц
3	Создание методики расчета составляющих энерговыделения	26 фев.– 10 мар., 2013	45	2 недели
4	Создание модели эквивалентной ячейки реактора ВВЭР-1000	10 мар.–21 мар., 2013	55	1 недели
5	Апробация созданной методики на модели эквивалентной ячейки	21 мар.– 3 апр., 2013	65	2 недели
6	Создание модели ТВС реактора ВВЭР-1000	3 апр.–15 апр. 2013	75	2 недели
7	Расчет составляющих жнерговвыделения для модели ТВС	15 апр. – 28 апр., 2013	85	2 недели
8	Создание модели ТВС реактора ВВЭР-1000 с гадолинием	28 апр. – 5 мая, 2013	90	1 неделя
9	Расчет составляющих жнерговвыделения для модели ТВС с гадолинием	5 мая – 20 мая, 2013	95	2,5 недели
10	Оформление диссертации	20 мая – 10 июня, 2013	100	3 недели

Дата выдачи задания _____ 20 ____ года _

Руководитель дипломного
проекта

(подпись, фамилия, имя, отчество)

Задание принял к исполнению _____
(подпись) (фамилия, имя, отчество)

«__» _____ 20 ____ г.

ПЕРЕЧЕНЬ СОКРАЩЕНИЙ

АЭС – атомная электрическая станция

МАГАТЭ – Международное Агентство по Атомной Энергии

ВВЭР – водо-водяной энергетический реактор

ТВЭЛ – тепловыделяющий элемент

ПКС – подкритическая сборка

ИРТ – исследовательский реактор типовой

ГЭК – горизонтальный экспериментальный канал

ТВС – тепловыделяющая сборка

ОГЛАВЛЕНИЕ

Аннотация.....	8
Введение.....	9
1 Программа MCNP.....	11
1.1 Общие сведения о программе.	11
1.2 Структура входного и выходного файлов.....	13
1.3 Основные функционалы.....	14
1.4 Расчет эффективного коэффициента размножения нейтронов и времен жизни нейтронов.....	15
2 Использование программы MCNP для расчета уран-водной подкритической сборки типа ВВЭР на реакторе ИРТ МИФИ.....	18
2.1 Основные характеристики ПКС ИРТ МИФИ.....	18
2.2 Результаты расчета нейтронно-физических характеристик ПКС ИРТ МИФИ...22	
3 Энерговыделение в активных зонах ядерных реакторов	28
3.1 Механизм процесса деления и его стадии.....	28
3.2 Особенности энерговыделения и его составляющие	31
3.3 Временные периоды энерговыделения, продукты деления.....	34
4 Расчет составляющих энерговыделения в реакторе ВВЭР-1000.....	38
4.1 Методика расчета составляющих энерговыделения	38
4.2 Расчетная модель первого типа (эквивалентная ячейка реактора).....	39
4.3 Расчет составляющих энерговыделения для модели первого типа.....	41
4.4 Расчет составляющих энерговыделения для модели второго типа (тепловыделяющая сборка реактора ВВЭР-1000).....	48
4.5 Расчет составляющих энерговыделения для модели третьего типа (тепловыделяющая сборка реактора с гадолинием).....	50
Заключение.....	52
Список использованных источников.....	54
Приложение А. Таблицы с результатами расчетов.....	56
Приложение Б. KCODE карта.....	67
Приложение В. Команда mesh tally.....	69
Приложение Г. Входные файлы для расчета в программе MCNP.....	72

АННОТАЦИЯ

Магистерская диссертация 100 с., 20 рис., 17 табл., 21 источник, 4 прил.

СОСТАВЛЯЮЩИЕ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ, РЕАКЦИЯ ДЕЛЕНИЯ, ЗАХВАТНАЯ ЭНЕРГИЯ, РЕАКТОР ВВЭР-1000, ПРОГРАММА MCNP, ТЕПЛОВАЯ ПОДКРИТИЧЕСКАЯ СБОРКА, ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩАЯ СБОРКА

Цель работы. Создание методики расчета составляющих энерговыделения реактора ВВЭР-1000. Разработка входных файлов для кода MCNP, описывающих материальный состав и геометрию реактора ВВЭР-1000, расчет скоростей ядерных реакций и нахождение доли захватной энергии в полном энерговыделении.

Методы исследования. Математический расчет в методом Монте-Карло в прецизионной расчетной программе MCNP.

В результате работы была создана модель ПКС ИРТ МИФИ и выполнена ее верификация, разработана методика расчета составляющих энерговыделения в ядерном реакторе, произведена оценка вклада захватной энергии в общее энерговыделение для реакторов ВВЭР-1000 (~3,5%), выполнен расчет составляющих энерговыделения для трех моделей активной зоны реактора ВВЭР-1000. Расчеты показывают, что учет энерговыделения в зависимости от типа ТВС может влиять на общее энерговыделение на уровне 0,5%.

ВВЕДЕНИЕ

Рост потребности в энергоресурсах вызывает все больший интерес к ядерной энергетике. На сегодняшний день, наряду со странами, уже использующими атомную энергию, еще 60 государств заявили о своем намерении строить АЭС. По прогнозам МАГАТЭ, к 2030 году выработка энергии атомными станциями увеличится как минимум втрое. Успешное развитие атомной отрасли позволит в течение длительного времени удовлетворять растущие потребности в энергии без больших экологических последствий. Однако это не представляется возможным без модернизации старых и создания новых более мощных и совершенных, с точки зрения безопасности, реакторных установок.

Одним из главных направлений в разработке и эксплуатации ядерных реакторов является моделирование систем внутриреакторного контроля. Для поддержания стабильной работы сложной физической системы, необходимо предсказание ее поведения в режиме реального времени. Основной задачей, стоящей перед разработчиками, является точное описание происходящих внутри установки физических процессов. Поэтому в основу программ, моделирующих поведение ядерных реакторов, закладываются физические модели, отлаженные с учетом многолетнего эксплуатационного и экспериментального опыта. Компьютерное моделирование физических процессов используется в большинстве современных исследований в области реакторной физики. Оно необходимо для минимизации материальных расходов и оптимизации проводимых экспериментов (предсказания поведения установки, радиационного фона, откликов детекторов и т.д.).

После создания компьютерной модели установки и проведения верификационных расчетов, успешная модель может использоваться для дальнейших исследований. Прецизионные расчетные программы, в основе которых лежит метод Монте-Карло, позволяют описывать физическую систему с небольшим количеством приближений, получая при этом хорошо согласующиеся с экспериментом результаты, что часто требуется при решении задач ядерной и реакторной физики, физики высоких энергий, медицинской физики, — которые не всегда могут быть подтверждены экспериментально.

Целью моей работы является создание и отработка методики оценки вклада захватной энергии, т.е. энергии выделяющейся при исчезновении нейтронов в ядерных реакциях (n,γ) , (n,α) и (n,p) , в общее энерговыделение реакторов ВВЭР-1000. Модели энерговыделения, используемые во многих современных программах, не пересматривались уже более 20 лет. За этот период произошла эволюция не только в вычислительной технике, но и в ядерном топливе, начали использоваться различные типы выгорающих поглотителей, претерпела

изменения система выравнивания поля энерговыделения. Именно поэтому, оценка вклада захватной энергии в общее энерговыделение для современных реакторных установок является актуальной задачей, решение которой позволит оценить диапазон неопределенности значения энергии деления; уточнить применяемые в инженерных программах модели энерговыделения; улучшить и оптимизировать способы выравнивания энерговыделения; повысить точность характеристик отработавших тепловыделяющих сборок; пересмотреть требования к конструкционным материалам, в частности к запасам прочности оболочек ТВЭЛов.

Экспериментальное решение данной задачи сопряжено с большими трудностями в связи с тем, что размещение необходимых детектирующих систем в активной зоне реактора представляет собой нетривиальную задачу. К тому же малейшее искажение нейтронного потока приведет к неточным результатам. Поэтому, для проведения исследования было решено использовать транспортный код MCNP, позволяющий моделировать перенос нейтронов в объектах сложной геометрии и проводить расчеты функционалов, необходимых для нахождения составляющих энергии деления.

1 ПРОГРАММА MCNP

1.1 Общие сведения о программе.

MCNP (Monte-Carlo N-Particle Transport Code) — это универсальная компьютерная программа, основанная на методе Монте-Карло, которая позволяет рассчитывать перенос частиц в средах с различной геометрией. Разработана MCNP в Лос-Аламосской национальной лаборатории (Калифорния, США). Особенности MCNP можно описать с помощью следующих критериев [1-3]:

1. Физическая область применения.

а) Программа предназначена для решения задачи транспорта нейтронов, гамма-квантов и электронов. Возможен режим расчета эффективного коэффициента размножения нейтронов и времен жизни нейтронов.

б) Включает следующие непрерывные энергетические диапазоны:

для нейтронов — 10^{-5} эВ ÷ 20 МэВ, до 150 МэВ для некоторых изотопов

для фотонов — 10 КэВ ÷ 100 ГэВ

для электронов — 10 КэВ ÷ 2 ГэВ

в) Программа учитывает всевозможные взаимодействия частиц с веществом. Например, рассеяние нейтронов, деление ядер, возбуждение ядер посредством нейтронов, фотоядерные реакции, фотонные взаимодействия с веществом (когерентное и некогерентное рассеяние), возникновение вторичных электронов под действием гамма-квантов, производство электрон-позитронных пар, взаимодействия электронов с веществом, фотоэлектронное поглощение с возможностью флуоресцирующего испускания и т.д.

2. Возможности описания физической проблемы.

а) Геометрия задается в терминах объемов, или так называемых ячеек, которые ограничены поверхностями. Поверхности описываются с помощью стандартных форм (сферы, плоскости, конусы), которые можно совмещать, используя булевы операторы. Код сам проводит проверки геометрии, после которых пользователь может просмотреть геометрию визуально с помощью встроенного графического визуализатора. MCNP работает в правосторонней декартовой системе координат.

б) Материалы описываются по элементам, для каждого элемента задается доля его нахождения в материале. Данные по сечениям реакций могут учитывать молекулярные

связи и кристаллические эффекты. Плотность задается непосредственно при описании ячейки с данным материалом. Содержится 6 библиотек данных, полученных на основе экспериментов, в том числе и в Лос-Аламосе, 936 таблиц взаимодействия, примерно для 100 элементов и их изотопов. Также пользователь может сам добавлять библиотеки сечений. Данные при различных температурах доступны преимущественно для веществ, используемых в ядерной энергетике (тяжелая вода, водород, графит, цирконий и др.).

в) Задание внешних полей не возможно.

г) Программа работает во временном режиме, но не учитывает изменения изотопного состава вещества со временем.

д) Код MCNP открыт, его можно модифицировать (язык программирования Фортран и ANSI C). Для источника (SDEF) и рассчитываемых функционалов (TALLY) можно делать свои подпрограммы, не углубляясь в код.

е) Полученная информация сохраняется в текстовый файл и состоит из таблиц, выбор которых может осуществляться пользователем. Выводится информация о самой проблеме, подсчитываются объемы, погрешности, выводятся сведения о рождении и исчезновении частиц, столкновениях, проводится 10 статистических проверок, по результатам которых можно судить о стабильности полученных данных.

Характерная черта метода Монте-Карло, в том, что он накапливает информацию о путешествии частиц между событиями и поэтому, в отличие от детерминистических методов, дифференциация пространства и времени совсем не обязательна (рис. 1.1).

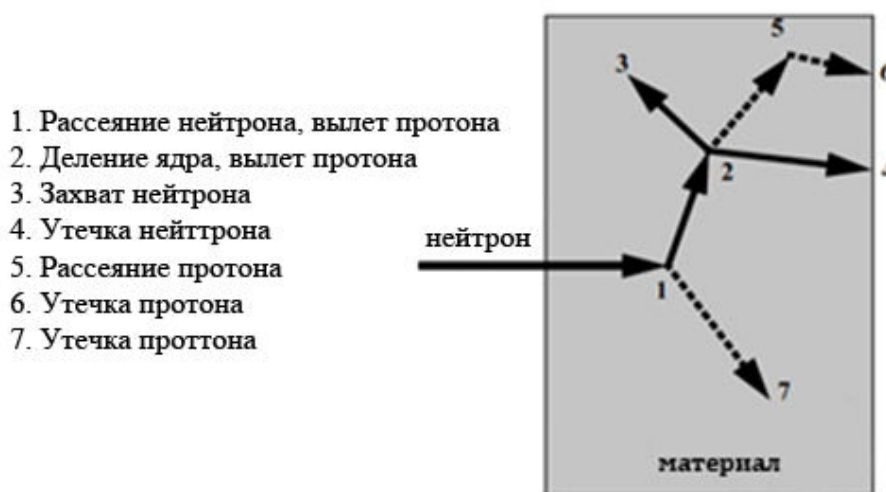


Рис.1.1 — Схема путешествия частицы между событиями.

Программа разыгрывает частицу, а потом следит за ней до исчезновения. События симулируются последовательно с запоминанием явлений, произошедших с каждой

частицей в той или иной точке пространства-времени (это зависит от рассчитываемых функционалов). Розыгрыш частиц проводится заданное число раз и формирует статистический ансамбль. Обработывая данные по ансамблю, с использованием центральной предельной теоремы, MCNP получает запрашиваемые пользователем данные. Предусмотрено задание как аналоговой Монте-Карло модели, так и не аналоговой, которая отслеживает наиболее интересующие пользователя частицы. Разработано четыре класса методов по снижению дисперсии, целесообразность применения которых зависит от решаемой проблемы [1].

1.2 Структура входного и выходного файлов.

Для работы с программой пользователь должен написать входной файл, представляемый в формате текста. Он состоит из трех основных блоков: Cell cards, Surface cards, Data cards (разделенных пустой строкой). Все строки ограничены по длине восьмьюдесятью символами, после которых программа команды не воспринимает. Запустив входной файл программа проводит его проверку и, если найдены ошибки, то сообщает пользователю.

Первый блок (Cell cards) предназначен для описания ячеек, из которых состоит геометрия. Каждая ячейка может содержать только один тип материала, задаваемый в Data cards. Структура Cell card следующая: номер ячейки (начинается с новой строки), номер материала, плотность материала, описание границ ячейки (с помощью булевых операторов), другие параметры ячейки. Все эти данные отделены друг от друга пробелами (применение табуляций не допускается).

Второй блок (Surface cards) описывает поверхности, которые ограничивают ячейки, и имеет следующую структуру: номер поверхности, тип поверхности, коэффициенты поверхности. В MCNP доступны плоскости, сферы, цилиндры, конусы, эллипсоиды, гиперboloиды, параболоиды и другие поверхности. Пользователь должен сформировать требуемую геометрию из этих поверхностей.

Третий блок (Data cards) состоит из других команд, основными из которых являются: рабочий режим (MODE, перенос каких частиц рассматривается), веса ячеек (IMP, с каким весом учитывается прохождение частиц), описание источника (SDEF), описание рассчитываемых функционалов (TALLY), количество выполняемых историй (NPS) и т.д.

После завершения подсчета MCNP предлагает несколько выходных файлов, соответствующих пользовательскому входному файлу. Обязательным является два файла

OUTP и RUNTPE. Файл RUNTPE создается в процессе расчета и перезаписывается много раз, в него сохраняется вся полученная о проблеме информация. Используя этот файл можно запустить задачу после прерывания, в том числе и с некоторыми увеличенными входными параметрами (число моделируемых частиц, время расчета и др.). В файле OUTP содержится основная информация о проблеме: листинг входного файла; резюме о рождении/уничтожении частиц, объемах, массах ячеек; рассчитываемые функционалы; сведения о десяти статистических проверках и другие данные [1-3].

Очень важно получить сведения о точности решения задачи. Поэтому совместно с каждым функционалом программа выводит относительную статистическую ошибку:

$$R = \frac{\Delta x}{\bar{x}} \sim \frac{1}{\sqrt{N}} \quad (1.1),$$

где \bar{x} – среднее значение измеряемой величины, Δx – абсолютная ошибка измеряемой величины, N – количество историй. Также предоставляется информация о характере изменения других статистических величин с возрастанием количества историй. С помощью этих простых проверок пользователь получает данные о статистической точности подсчитанных величин [4].

1.3 Основные функционалы.

Программа MCNP позволяет рассчитывать около 10 видов функционалов, с возможностью их различной модификации (разбиение по энергии, времени и т.д.). Основными из них являются полный поверхностный ток (F1), усредненный поверхностный ток (F2) и усредненный объемный ток (F4).

Каждый раз, когда частица пересекает заданную поверхность, ее вес добавляется к функционалу F1. Следует отметить, что учитываются все частицы, независимо от угла падения на поверхность. Если $\vec{J}(\vec{r}_s, E, \vec{\Omega})$ – ток через поверхность A, то полный поверхностный ток определяется как:

$$F1 = \int_A dA \int_E dE \int_{4\pi} d\Omega \vec{n} \cdot \vec{J}(\vec{r}_s, E, \vec{\Omega}) \quad (1.2).$$

Для подсчета переноса энергии через поверхность, необходимо добавить символ «*» перед командой F1, а именно:

$$*F1 = \int_A dA \int_E dE \int_{4\pi} d\Omega E \cdot \vec{n} \cdot \vec{J}(\vec{r}_s, E, \vec{\Omega}) \quad (1.3).$$

При расчете усредненного поверхностного тока ($F2$), каждая частица, имеющая вес W и пересекающая поверхность A под углом θ , добавляет к функционалу число равное $\frac{W|\sec \theta|}{A}$. Формально, если $\Phi(\vec{r}_s, E, \vec{\Omega})$ – поток частиц через поверхность A , то

$$F2 = \frac{1}{A} \int_A dA \int_E dE \int_{4\pi} d\Omega \Phi(\vec{r}_s, E, \vec{\Omega}) \quad (1.4),$$

$$*F2 = \frac{1}{A} \int_A dA \int_E dE \int_{4\pi} d\Omega E \cdot \Phi(\vec{r}_s, E, \vec{\Omega}) \quad (1.5).$$

А теперь предположим, что частица с весом W и энергией E проходит путь T внутри ячейки объемом V . Это событие вносит вклад равный $\frac{WT}{V}$ в поток, усредненный по объему ($F4$), который можно выразить следующей формулой:

$$F4 = \frac{1}{V} \int_V dV \int_E dE \int_{4\pi} d\Omega \Phi(\vec{r}, E, \vec{\Omega}) \quad (1.6),$$

$$*F4 = \frac{1}{V} \int_V dV \int_E dE \int_{4\pi} d\Omega E \cdot \Phi(\vec{r}, E, \vec{\Omega}) \quad (1.7).$$

Для запуска расчета в программе MCNP необходимо наличие во входном файле хотя бы одной карты, определяющей искомый функционал. Данная карта имеет вид $Fn:pl num$, где n – идентификационный номер функционала, последняя цифра которого определяет вид функционала, pl – вид регистрируемых частиц (N – нейтроны, P – фотоны, E – электроны), num – номера поверхностей или ячеек, в которых производится расчет [3].

1.4 Расчет эффективного коэффициента размножения нейтронов и времен жизни нейтронов

Для того чтобы запустить расчет эффективного коэффициента размножения нейтронов следует включить в третий блок входного файла KCODE карту (Приложение Б), в которой указаны различные параметры расчета. Весь процесс разбивается на заданное число циклов, содержащих определенное количество историй. По завершении расчета программа выводит результат как по каждому циклу в отдельности, так и усредненный по всем активным циклам. В KCODE режиме программа рассчитывает эффективный коэффициент размножения нейтронов, времена жизни мгновенных нейтронов и их стандартные отклонения [5].

Эффективный коэффициент размножения нейтронов это величина, характеризующая размножающую среду, равная отношению количества нейтронов последующего поколения (N_{i+1}) к количеству нейтронов предыдущего поколения (N_i):

$$K_{\phi} = \frac{N_{i+1}}{N_i} = \frac{\rho_a \int_V \int_0^\infty \int_E \int_\Omega \nu \sigma_f \Phi dV dt dE d\Omega}{\int_V \int_0^\infty \int_E \int_\Omega \nabla \cdot J dV dt dE d\Omega + \rho_a \int_V \int_0^\infty \int_E \int_\Omega \sigma_T \Phi dV dt dE d\Omega} \quad (1.8),$$

где t – время, E – энергия, Ω – телесный угол, V – объем, ρ_a – атомная плотность, ν – среднее число нейтронов испущенных при делении, J – нейтронный поток, σ_c – микроскопическое сечение захвата, σ_T – полное микроскопическое сечение взаимодействия.

Среднее время жизни мгновенного нейтрона это среднее время, прошедшее от испускания нейтрона при делении до его исчезновения вследствие какого-либо физического процесса, например в результате утечки, захвата или деления:

$$\tau_r = \frac{\int_V \int_0^\infty \int_E \int_\Omega \eta dV dt dE d\Omega}{\int_V \int_0^\infty \int_E \int_\Omega \nabla \cdot J dV dt dE d\Omega + \rho_a \int_V \int_0^\infty \int_E \int_\Omega \sigma_T \Phi dV dt dE d\Omega} \quad (1.9),$$

где η – количество нейтронов данной энергии в единице объема в единицу телесного угла. Время жизни мгновенного нейтрона для определенной реакции равно:

$$\tau_x = \frac{\int_V \int_0^\infty \int_E \int_\Omega \eta dV dt dE d\Omega}{\int_V \int_0^\infty \int_E \int_\Omega \nabla \cdot J dV dt dE d\Omega + \rho_a \int_V \int_0^\infty \int_E \int_\Omega \sigma_x \Phi dV dt dE d\Omega} \quad (1.10),$$

где σ_x – микроскопическое сечение данной реакции.

MCNP проводит три оценки эффективного коэффициента размножения нейтронов:

1. Оценка по столкновениям.

$$K_{\phi}^c = \frac{1}{N} \sum_i W_i \left[\frac{\sum_k f_k \bar{\nu}_k \sigma_{f_k}}{\sum_k f_k \sigma_{T_k}} \right] \quad (1.11),$$

где i – сумма по всем столкновениям в цикле, где возможно деление, k – сумма по всем нуклидам, вовлеченным в i -е столкновение, σ_{T_k} – полное микроскопическое сечение взаимодействия, σ_{f_k} – микроскопическое сечение деления, $\bar{\nu}_k$ – среднее число нейтронов испущенных при делении, f_k – атомная доля k -го нуклида в веществе, W_i – весовой

коэффициент частицы, участвующей в столкновении, N – номинальный размер делящегося вещества.

2. Оценка по поглощениям.

Существует два вида оценки $K_{эф}$ по поглощениям: аналоговая (рассматривает процесс деление) и имплицитная (не рассматривает деление).

Для аналоговой оценки:

$$K_{эф}^a = \frac{1}{N} \sum_i W_i \bar{\nu}_k \frac{\sigma_{f_k}}{\sigma_{c_k} + \sigma_{f_k}} \quad (1.12),$$

где i – суммирование по всем поглощениям в k -ом нуклиде, σ_{c_k} – микроскопическое сечение захвата. Разница между аналоговой оценкой и оценкой по столкновениям состоит лишь в том, что последняя использует величины, усредненные по всем одинаковым нуклидам в материале, в то время как в аналоговой оценке используются данные по каждому отдельному нуклиду.

Для имплицитной оценки:

$$K_{эф}^i = \frac{1}{N} \sum_i W_i' \bar{\nu}_k \frac{\sigma_{f_k}}{\sigma_{c_k} + \sigma_{f_k}} \quad (1.13),$$

где i – суммирование по всем столкновениям, где возможно деление,

$$W_i' = W_i \frac{\sigma_{c_k} + \sigma_{f_k}}{\sigma_{T_k}} \quad (1.14),$$

3. Оценка по длине пробега

Накапливается каждый раз, когда нейтрон проходит расстояние d в делящемся материале и может быть выражена формулой:

$$K_{эф}^{TL} = \frac{1}{N} \sum_i W_i \rho d \sum_k f_k \bar{\nu}_k \sigma_{f_k} \quad (1.15),$$

где i – суммирование по траекториям нейтронов, ρ – атомная плотность в ячейке, d – длина пути между данным и предыдущим событием. Данный метод быстро набирает хорошую сходимостъ и показывает малые расхождения для сред с тонкими ячейками делящегося материала и систем на быстрых нейтронах. Наряду с тремя описанными оценками MCNP выдает комбинированную оценку $K_{эф}$, которую следует считать наиболее точной, так как усреднение идет по всем активным циклам [2].

2 ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ПРОГРАММЫ MCNP ДЛЯ РАСЧЕТА УРАН-ВОДНОЙ ПОДКРИТИЧЕСКОЙ СБОРКИ ТИПА ВВЭР НА РЕАКТОРЕ ИРТ МИФИ

С целью освоения программы MCNP и создания расчетной модели для планирования экспериментов, была решена задача моделирования тепловой подкритической сборки, расположенной на реакторе ИРТ МИФИ.

Данная установка управляется внешним нейтронным источником и по своему составу и конфигурации повторяет тепловыделяющую сборку реактора ВВЭР. Она была создана более 40 лет назад для проведения исследований перспективных топливных композиций реакторов ВВЭР. В настоящее время установка в основном используется в учебных целях.

Созданная модель была отлажена и верифицирована на основе проведенных за время существования ПКС экспериментов. Также были рассчитаны функционалы, необходимые для создания виртуальной лабораторной работы.

2.1 Основные характеристики ПКС ИРТ МИФИ

Установка размещена в физическом зале на горизонтальном экспериментальном канале реактора ИРТ МИФИ. Она состоит из подкритической уран-водной сборки с водяным отражателем нейтронов, в основании которой расположен преобразователь пучка нейтронов ГЭК; биологической защиты; аппаратуры для контроля нейтронного потока. Источником нейтронов для подкритической сборки служит нейтронное поле, сформированное преобразователем. Подкритическая сборка размещена на верхнем торце преобразователя и представляет собой систему из двух коаксиальных баков (рис. 2.1): внешнего – диаметром 1000 мм и внутреннего – диаметром 235 мм (приведены значения внутренних диаметров баков), изготовленных из алюминия. Толщина стенки внутреннего бака 2,5 мм, а внешнего бака 7,5 мм. Сверху баки закрываются алюминиевыми крышками толщиной 10 мм.

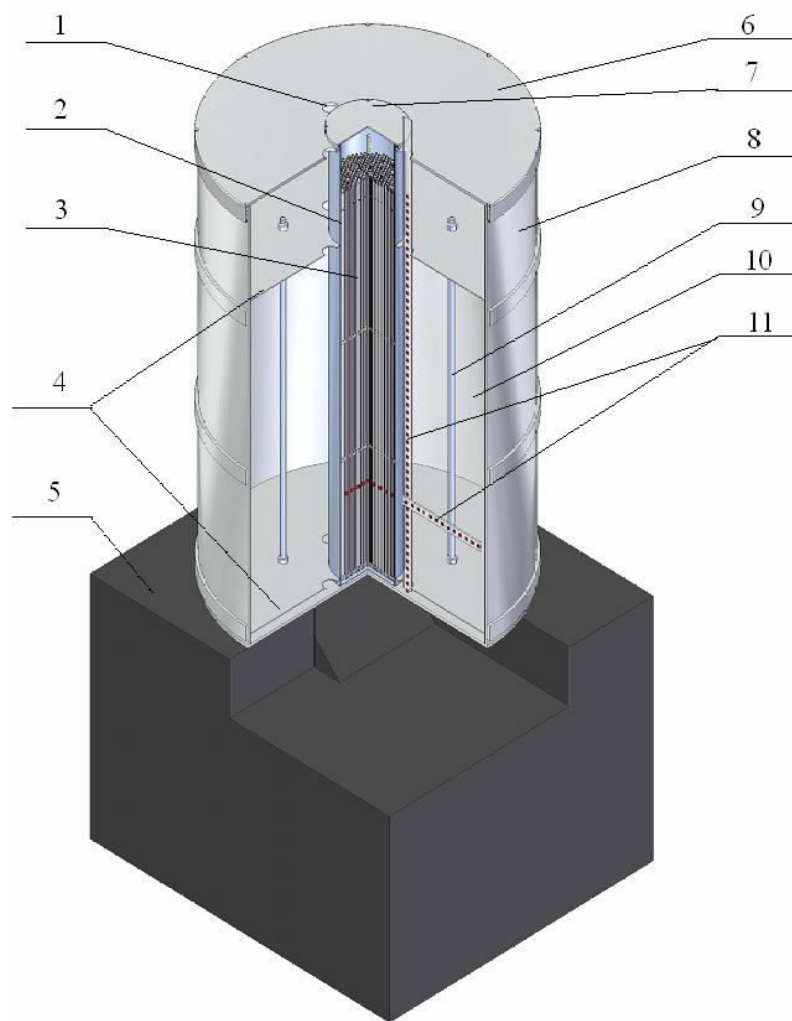


Рис. 2.1 – Схема ПКС ИРТ МИФИ:

1 – отверстие для технологического канала контроля нейтронного потока в отражателе (3 шт.), 2 – внутренний бак, 3 – активная зона сборки, 4 – диски дистанционирующие (2 шт.), 5 – преобразователь пучка нейтронов из ГЭК реактора, 6 – крышка внешнего бака, 7 – крышка внутреннего бака, 8 – внешний бак, 9 – стержень с резьбой для крепления дисков дистанционирующих (4 шт.), 10 – отражатель нейтронов (вода дистиллированная), 11 – оснастка для размещения активационных детекторов в заданных позициях в отражателе.

Активная зона подкритической сборки размещается во внутреннем баке. В качестве замедлителя в сборке используется дистиллированная вода. В большом баке дистиллированная вода служит отражателем нейтронов. Номинальная температура воды при проведении экспериментов 20°C. Фактически в экспериментах температура воды составляет (20 ± 2) °C. Во внутреннем баке расположены четыре дистанционирующие решетки: верхняя – из алюминия, две промежуточных – из плексигласа, нижняя (опорная

плита) – из алюминия. В отверстия решеток устанавливаются экспериментальные ТВЭЛы (рис. 2.2).

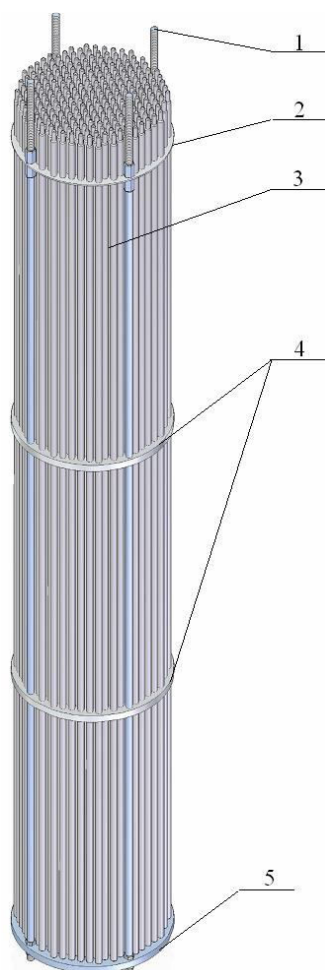


Рис. 2.2 – Активная зона установки:

1 – стержень с резьбой (4 шт.) для крепления дистанционирующих решеток и перемещения активной зоны, 2 – верхняя дистанционирующая решетка, 3 – экспериментальные ТВЭЛы, 4 – промежуточная дистанционирующая решетка (2 шт.), 5 – нижняя дистанционирующая решетка (опорная плита для ТВЭЛов).

В установке используются экспериментальные ТВЭЛы двух типов: а) неразборные (состоят из (Zr-Nb) – оболочки, UO₂ – таблеток и двух (Zr-Nb) – концевых элементов, приваренных на торцах оболочки ТВЭЛа); б) разборные (состоят из (Zr-Nb) – оболочки, UO₂ – таблеток и двух (Zr-Nb) – концевых элементов; эти элементы могут быть соединены с (Zr-Nb) – оболочкой резьбовым соединением. У (Zr-Nb) – оболочек внешний диаметр 9,1 мм; толщина стенки 0,65 мм. Длина активной части ТВЭЛа 125 см. Диаметр UO₂–таблеток 7,65 мм; обогащение – 6,5 % по изотопу ²³⁵U. Разборные ТВЭЛы

используются для размещения в заданных позициях (между UO2 – таблетками) активационных детекторов – фольг в виде дисков диаметром 7,65 мм или UO2 – образцов, не отличающихся по составу, плотности и диаметру от UO2 – таблеток. В крышке внешнего бака установки и в дисках дистанционирующих, используемых для фиксации бака внутреннего в баке внешнем, есть соосные отверстия, которые используются для размещения каналов контроля нейтронного потока. Для исследования нейтронного поля в отражателе, через эти отверстия, может загружаться специальная оснастка из плексигласа, на которой предусмотрено размещение и фиксация набора активационных детекторов в радиальном и аксиальном направлениях. Дистанционирующие решетки и опорная плита могут быть легко демонтированы и заменены другими. Это позволяет исследовать решетки с разными значениями шага треугольной решетки ТВЭЛов. Эксперименты проводятся при фиксированных значениях шага треугольной решетки ТВЭЛов: 11,5 мм, 12,7 мм, 13,6 мм, 15,0 мм, 16,0 мм, 19,0 мм (рис. 2.3).

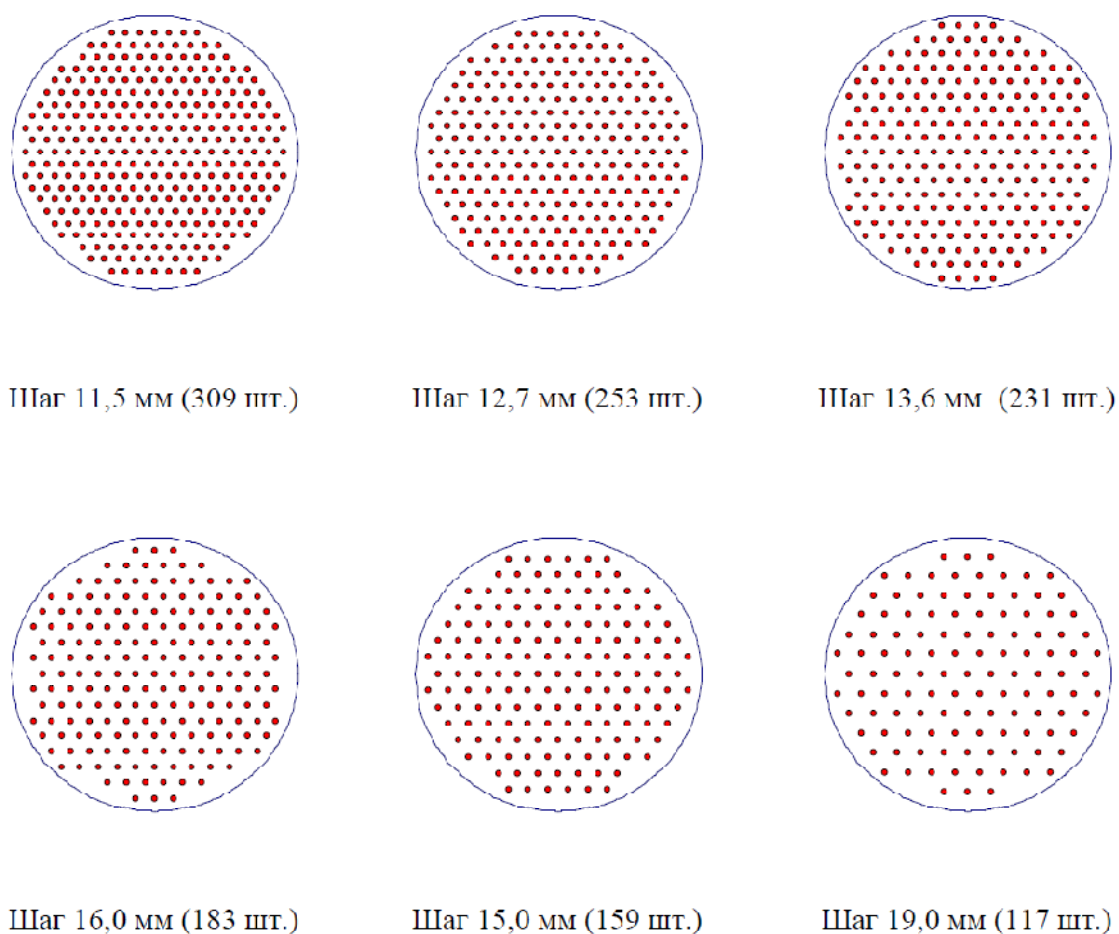


Рис. 2.3 – Расположение ТВЭЛов в установке для разных шагов решетки.

Достижение критического состояния на установке невозможно ввиду отсутствия каналов для введения ТВЭЛов свыше допустимого количества. На основании экспериментальных результатов об аксиальных и радиальных распределениях спектральных функционалов, в установке можно выделить три области пространственно-энергетического распределения нейтронов. В верхней и нижней областях на пространственно-энергетическое распределение нейтронов оказывают влияние краевые эффекты (утечка нейтронов, внешний источник нейтронов). В центральной области активной зоны спектр нейтронов постоянен, а плотность потока нейтронов изменяется в аксиальном направлении по экспоненциальному закону. Вблизи боковой поверхности активной зоны наблюдается отклонение спектра нейтронов от установившегося. В радиальном отражателе на определенном расстоянии от боковой поверхности активной зоны наблюдается постоянный спектр нейтронов. Экспериментальные данные о пространственном (радиальном) распределении тепловых, промежуточных и быстрых нейтронов в радиальном отражателе описываются примерно одним и тем же экспоненциальным законом. В аксиальном направлении в отражателе плотность потока нейтронов следует экспоненциальному закону.

Преобразователь пучка нейтронов из ГЭК представляет собой источник тепловых нейтронов с малой “примесью” надтепловых. У распределения плотности потока тепловых нейтронов вблизи верхнего торца преобразователя нейтронного пучка должен быть максимум, местоположение которого должно совпадать с осью симметрии активной зоны установки. Плотность потока тепловых нейтронов в центральной области сборки приблизительно равна $10^8 \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$ при работе реактора ИРТ МИФИ на мощности 2500 кВт [6].

2.2 Результаты расчета нейтронно-физических характеристик ПКС ИРТ МИФИ.

При разработке модели состав и геометрия установки были описаны в полном соответствии с их техническим описанием (рис. 2.4). Основное упрощение заключается в том, что в качестве внешнего источника нейтронов был смоделирован однородный плоский источник, помещенный на нижнюю опорную плиту, с Максвелловским спектром по энергии. В реальной же установке небольшая доля нейтронов имеет эпитепловые энергии, а в центральной части опорной плиты наблюдается максимум нейтронного потока.

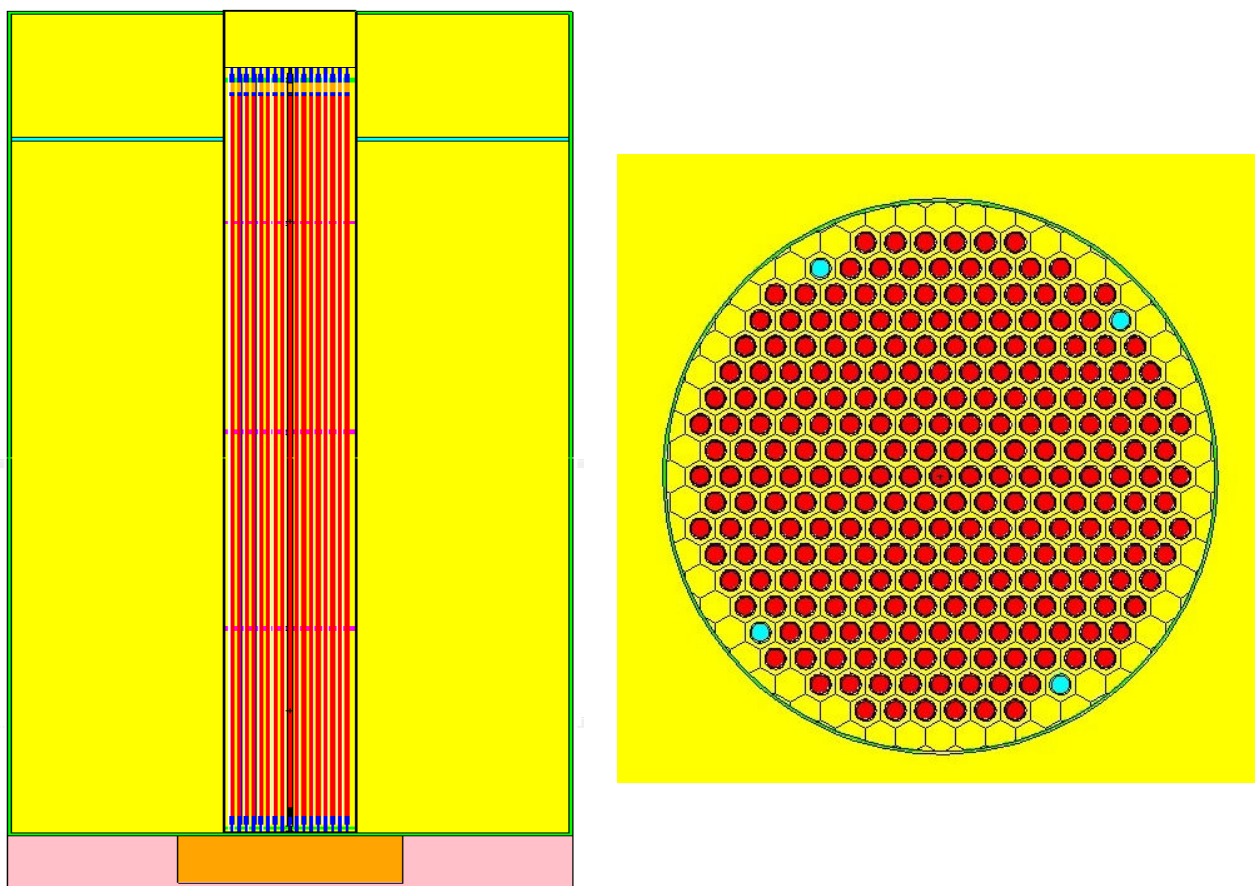


Рис. 2.4 — Модель установки для расчета в программе MCNP (вид в плоскостях XZ и XY).

С помощью созданной модели был рассчитан эффективный коэффициент размножения для 3-х конфигураций сборки (табл. 2.1).

Таблица 2.1

Результаты расчета эффективного коэффициента размножения нейтронов ПКС ИРТ МИФИ.

Шаг решетки, мм	$K_{эф}$
12,7	$0.848 \pm 0,003$
15.0	$0,860 \pm 0,003$
19.0	$0.889 \pm 0,003$

Для конфигурации с шагом 12,7 см были рассчитаны скорости реакции $\text{Cu}(n,\gamma)$ в элементах объема центрального ТВЭЛа на разных расстояниях от дна сборки. На основе полученных данных определена константа спада нейтронного потока по высоте, которая равна $0,077 \pm 0,004$. Расхождения с экспериментом ($0,069 \pm 0,002$) составили 11,6%.

На основе расчета было определено расстояние от дна сборки, на котором устанавливается асимптотический спектр нейтронов. Оно составляет $(8,9 \pm 0,2)$ см (рис. 2.5).

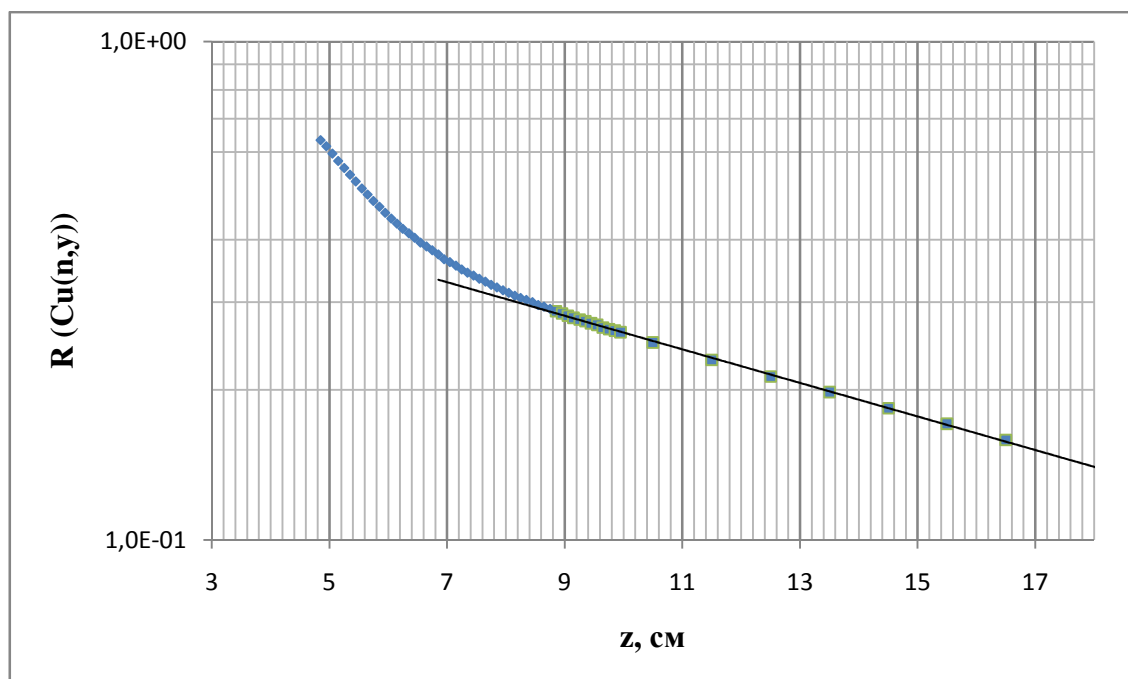


Рис. 2.5 – Аксиальное распределение скоростей реакции $\text{Cu}(n,\gamma)$ в центральном ТВЭЛе, для конфигурации с шагом 12,7 мм.

После расчета скоростей реакции $^{235}\text{U}(n,f)$ для тепловой и резонансной областей энергий в элементарных объемах ТВЭЛов (рис. 2.6) на расстоянии 20 см от дна сборки были получены значения параметра δ^{25} (табл. 2.2, рис. 2.7).

$$\delta^{25} = \frac{\int_{0,5\Delta B}^{100K\Delta B} \Sigma_f^{235}(E) \Phi(E) dE}{\int_0^{0,5\Delta B} \Sigma_f^{235}(E) \Phi(E) dE} \quad (2.1),$$

где $\Sigma_f^{235}(E)$ – макроскопическое сечение деления ^{235}U , $\Phi(E)$ – нейтронный поток.

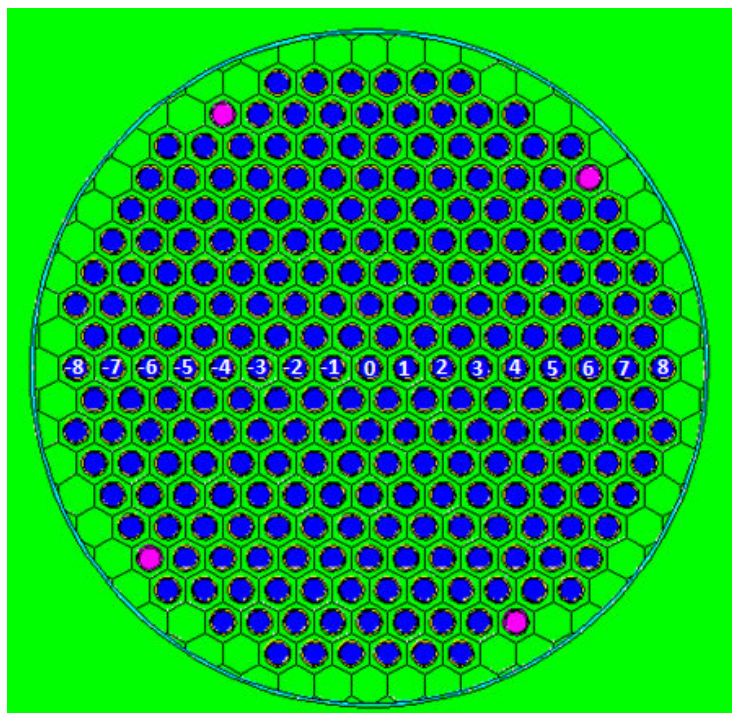


Рис. 2.6 – Вид активной зоны сборки с нумерацией ТВЭЛов, в которых проводился расчет.

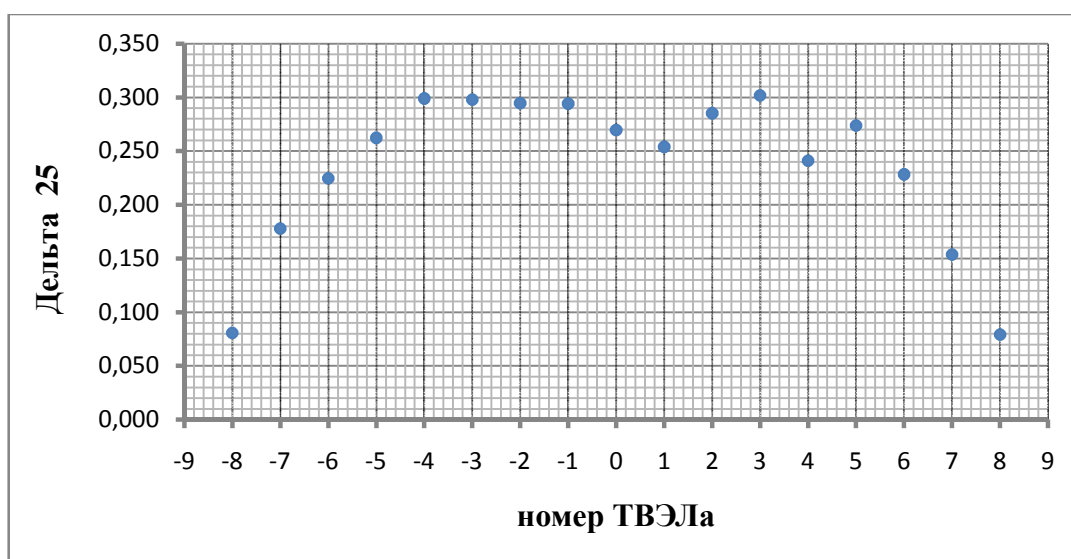


Рис. 2.7 – Зависимость параметра δ^{25} от номера ТВЭЛа (в элементарном объеме на расстоянии 20 см от дна сборки).

На основании рассчитанных скоростей реакции ^{235}U (n,f) и ^{238}U (n,f) в элементарных объемах ТВЭЛов на расстоянии 20 см от дна сборки были получены значения параметра δ^{28} (табл. 2.2, рис. 2.8).

$$\delta^{28} = \frac{\int_0^{10,5\text{ МэВ}} \Sigma_f^{238}(E) \Phi(E) dE}{\int_0^{10,5\text{ МэВ}} \Sigma_f^{235}(E) \Phi(E) dE} \quad (2.2),$$

где $\Sigma_f^{238}(E)$ – макроскопическое сечение деления ^{238}U [7].

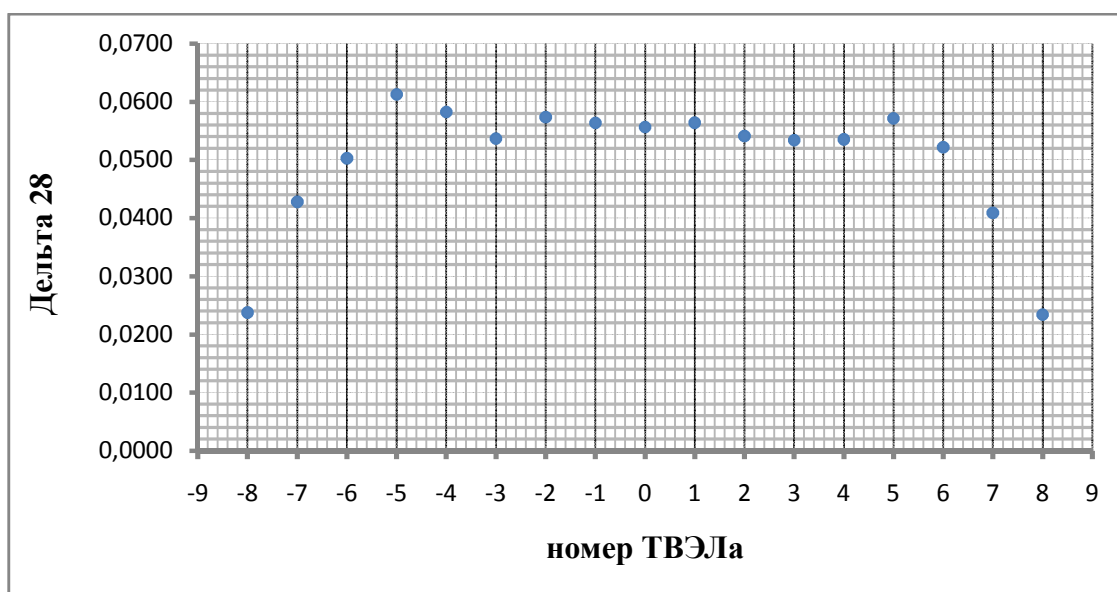


Рис. 2.8 – Зависимость параметра δ^{28} от номера ТВЭЛа (в элементарном объеме на расстоянии 20 см от дна сборки).

Таблица 2.2

Параметры δ^{25} и δ^{28} , полученные расчетным и экспериментальным путем для центрального ТВЭЛа на расстоянии 20 см от дна сборки.

	Расчет	Эксперимент	(Р-Э)/Э
δ^{25}	$0,270 \pm 0,016$	$0,266 \pm 0,006$	1,38 %
δ^{28}	$0,0557 \pm 0,0025$	$0,0537 \pm 0,0015$	3,53 %

Дополнительный расчет скоростей реакции $^{238}\text{U} (n,\gamma)$ в элементарных объемах ТВЭЛов на расстоянии 20 см от дна сборки позволил получить отношения усредненных по нейтронному спектру сечений (рис. 2.9):

$$\frac{\langle \sigma_{n,\gamma}^{238} \rangle}{\langle \sigma_{n,f}^{235} \rangle} = \frac{\int_0^{10,5 \text{ МэВ}} \Sigma_{\gamma}^{238}(E) \Phi(E) dE}{\int_0^{10,5 \text{ МэВ}} \Sigma_f^{235}(E) \Phi(E) dE} \cdot \frac{\rho^{235}}{\rho^{238}} \quad (2.3),$$

где Σ_{γ}^{238} – макроскопическое сечение радиационного захвата ^{238}U , ρ^{235} и ρ^{238} – ядерные плотности ^{235}U и ^{238}U соответственно. Расхождения расчета с экспериментом составляют 8,7%.

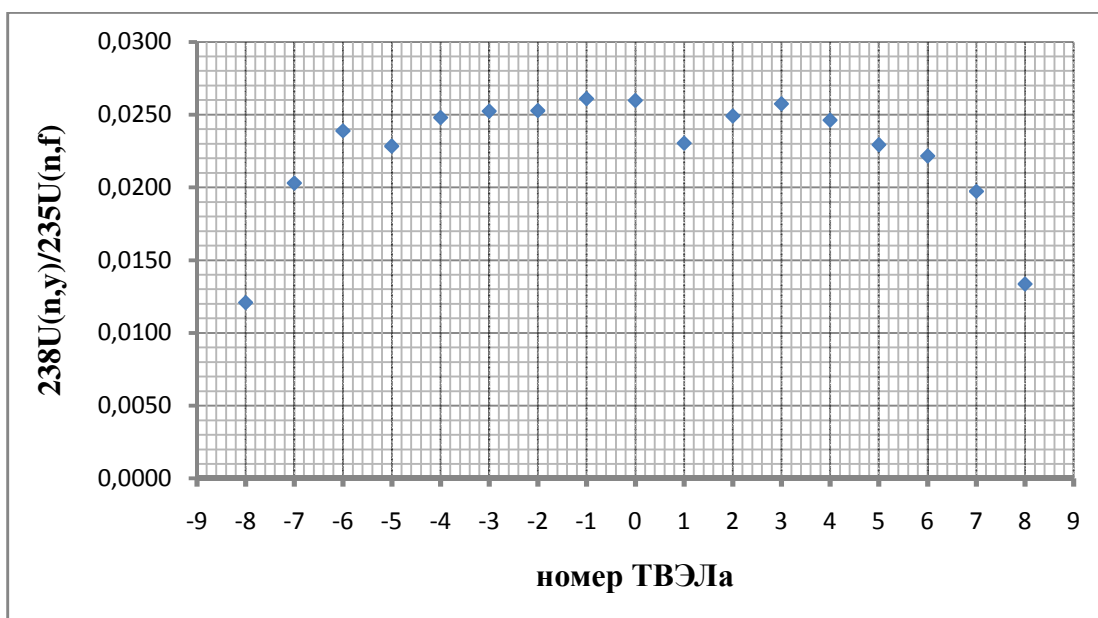


Рис. 2.9 – Зависимость отношения усредненных по спектру сечений от номера ТВЭЛа (в элементарном объеме на расстоянии 20 см от дна сборки).

В результате проведенных расчетов было показано, что расхождения между расчетными и экспериментальными данными колеблются в промежутке от 1,4% до 11,6%.

Созданная компьютерная модель позволит ускорить подготовку экспериментов на подкритической сборке, а также упростить и оптимизировать учебный процесс. В ходе моделирования были рассчитаны функционалы, необходимые для создания виртуальной лабораторной работы, которая войдет в базу лабораторных работ «Системы поддержки лабораторных работ на уникальном экспериментальном оборудовании в области ядерных энергетических установок».

3 ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЕ В АКТИВНЫХ ЗОНАХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

3.1 Механизм процесса деления и его стадии

Деление тяжелого ядра – это вероятностный процесс, в результате которого исходное ядро расщепляется на два или более осколков с выделением большого количества энергии. Для описания деления используются различные модели, ни одна из которых, к сожалению, не позволяет полностью объяснить данный процесс [13].

Возможность процесса деления можно объяснить формой кривой удельной энергии связи как функции массового числа A (рис. 3.1). Для правой части кривой деление является процессом приводящим ядро в более устойчивое состояние и, следовательно, энергетически выгодным. Однако деление происходит лишь с самыми тяжелыми ядрами, т.к. существует кулоновский потенциальный барьер.

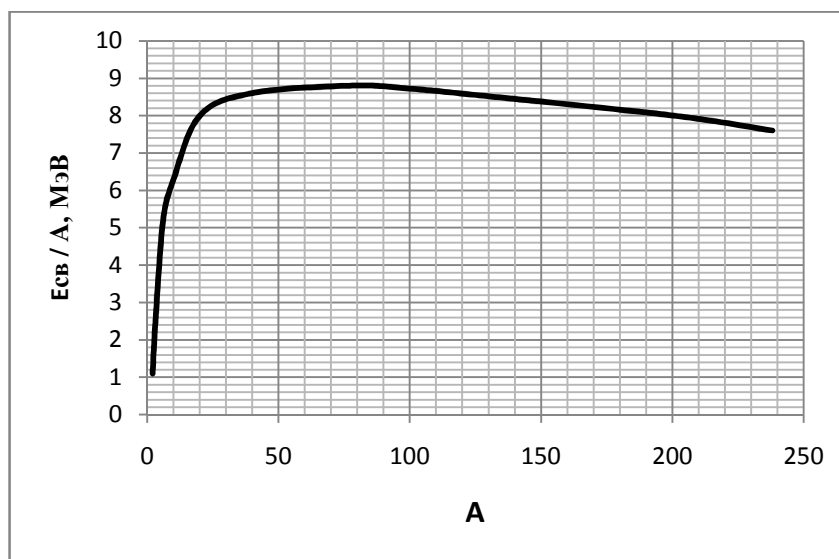


Рис. 3.1 – Кривая зависимости удельной энергии связи нуклона в ядре от массового числа (A).

Наиболее простой считается капельная модель, в которой роль поверхностных сил, играют ядерные силы взаимодействия между нуклонами. При возбуждении ядра происходят колебания его формы (отклонения от сферической). Превысив критическое значение, они приведут к разрыву капли (рис. 3.2). Колебательные движения возможны благодаря наличию двух противодействующих сил – поверхностных, сжимающих каплю, и кулоновских, пытающихся ее разорвать [12]. Энергия поверхностного натяжения

постепенно возрастает с ростом деформации, т.к. увеличивается площадь поверхности ядра, а кулоновского отталкивания уменьшается, вследствие увеличения расстояния между зарядами [13].

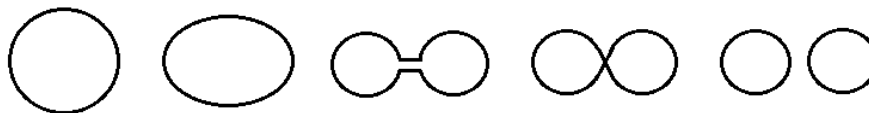


Рис. 3.2 – Стадии деформация ядра в процессе деления.

Разность между максимальным значением потенциальной энергии возбужденного деформированного ядра, и ее значением для сферической капли принято называть *эффективным энергетическим барьером деления* (W_f). Эффективным его называют потому, что с небольшой интенсивностью деление может идти и ниже порога за счет квантового проникновения через барьер. Для ядер с массовым числом $A=100\div 200$ барьер деления составляет порядка 40-60 МэВ, далее с ростом массового числа он быстро уменьшается и становится равным приблизительно 6 МэВ. Для $A \geq 260$ барьер равен практически нулю, поэтому, с точки зрения капельной модели, данные ядра не должны существовать в природе.

Наиболее подходящим способом передачи энергии делящемуся нуклиду является бомбардировка его нейтронами, которые не имеют заряда, и, следовательно, легко проникают в ядро. Они приносят с собой не только кинетическую энергию, но и энергию связи в ядре. Испускание мгновенных нейтронов в процессе деления создает основу для протекания цепной ядерной реакции. Деление нейтронами является основным процессом в ядерном реакторе, тогда как вклад остальных способов не превышает 1% (возможно деление гамма-квантами, дейтронами, протонами и т.д.) [12, 14]. Сечение деления в зависимости от энергии налетающего нейтрона подчиняется закону $1/v$ (где v – скорость нейтрона) и достигает наибольших значений для тепловых нейтронов.

Процесс деления ядра начинается с образования составного ядра. Спустя $\sim 10^{-14}$ с ядро делится на два осколка, которые ускоряются под действием сил кулоновского отталкивания. Ускоренное движение заканчивается, когда осколки находятся на расстоянии порядка размера атома (10^{-8} см), к этому моменту они имеют кинетическую энергию ~ 170 МэВ. Часть энергии деления переходит в энергию возбуждения осколков (~ 20 МэВ), которая снимается испусканием запаздывающих частиц. Испускание нуклонов

более вероятный процесс, но он возможен лишь в случае, когда энергия возбуждения превышает энергию связи нуклона в ядре.

Таким образом, почти мгновенно после деления ядра, осколки деления испускают два или три нейтрона (*мгновенные нейтроны*). Средняя энергия мгновенных нейтронов порядка 2 МэВ (рис. 3.3). Далее, через $\sim 10^{-9}$ с, происходит излучение мгновенных гамма-квантов.

В процессе движения осколки тратят свою кинетическую энергию на ионизацию и возбуждение атомов среды, превращаясь в конечном итоге в *продукты деления* – нейтральные атомы с ядрами в основных состояниях. Продукты деления имеют избыточное количество нейтронов, поэтому каждое ядро является β^- -радиоактивным. В среднем происходит три β^- -распада, которые сопровождаются испусканием антинейтрино. В результате данных распадов образуются ядра в возбужденных энергетических состояниях, которые переходят в основное состояние путем испускания запаздывающих гамма-квантов, либо превращаются в другие ядра, испуская запаздывающие нейтроны.

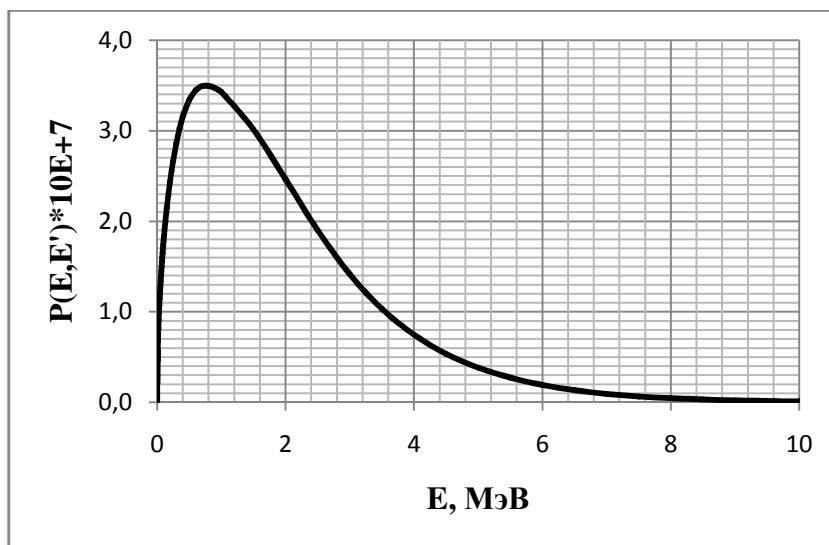


Рис. 3.3 – Спектр нейтронов деления ^{235}U .

Следует отметить, что в процессе деления возможно образование других частиц (напр. α -частиц), либо осколков деления в количестве большем двух. Однако, эти события настолько маловероятны, что не имеют практического значения для ядерной энергетики [12].

3.2 Особенности энерговыделения и его составляющие.

Тепло в работающем или остановленном ядерном реакторе, выделяется не только в ТВЭЛах но и в других элементах активной зоны и отражателя. Основными физическими процессами тепловыделения являются торможение осколков деления, поглощение гамма-квантов, нейтронов и бета-частиц.

Тепловыделение, приходящееся на одно разделившееся ядро, можно представить как сумму следующих величин:

$$E_f = E_k + \Delta E_n + E_\beta + E_{\gamma \text{ мгн}} + E_{\gamma \text{ зап}} + E_{\text{захв}} \quad (3.1),$$

где E_k – кинетическая энергия осколков деления; ΔE_n – разница между кинетической энергией нейтронов деления и нейтрона, вызвавшего деление; E_β – энергия бета-частиц, испускаемых осколками и продуктами деления (выделяется как мгновенно, так и с запаздыванием); $E_{\gamma \text{ мгн}}$ – энергия гамма-квантов, вылетающих из осколков деления до их распада (*мгновенные гамма-кванты*); $E_{\gamma \text{ зап}}$ – энергия гамма-квантов испускаемых осколками в процессе бета-распадов (*запаздывающие гамма-кванты*); $E_{\text{захв}}$ – энергия, выделяющаяся при поглощении нейтронов, не сопровождающемся делением [8].

В действительности значение выделившейся при делении энергии зависит от массовых чисел осколков. Истинная энергия должна равняться среднему взвешенному по 30 или большему числу различных способов расщепления ядра. Однако большинство актов деления приводит к возникновению продуктов, имеющих массовые числа в довольно ограниченном интервале. Для всех них высвобождающаяся энергия примерно одна и та же (табл. 3.1) [13].

Таблица 3.1

Энерговыделение на одну реакцию деления.
(МэВ, ϵ_n – энергия нейтрона вызвавшего деление)

Нуклид	ϵ_n	E_k	ΔE_n	E_β	$E_{\gamma \text{ зап}}$	$E_{\gamma \text{ мгн}}$	ΣE
^{235}U	0	170	4,65	6,7	6,15	6,5	194
		87,63%	2,40%	3,45%	3,17%	3,35%	100,00%
^{238}U	3	169,9	2,5	8,2	7,7	6	194,3
		87,44%	1,29%	4,22%	3,96%	3,09%	100,00%
^{239}Pu	0	176,2	5,8	5,2	5,1	6,8	199,1
		88,50%	2,91%	2,61%	2,56%	3,42%	100,00%

В зависимости от времени прошедшего после деления ядра, составляющие энерговыделения можно объединить в две группы. К первой группе отнесем энергию, выделяющуюся «мгновенно», в результате торможения осколков, испускания осколками мгновенных γ -квантов, замедления и поглощения нейтронов деления (захватные реакции (n,γ) , (n,p) , (n,α) и др.) – порядка 88% от энергии деления. Все перечисленные выше вклады в энерговыделение, кроме захватной энергии, зависят лишь от изотопного состава топлива, тогда как на $E_{\text{захв}}$ также влияют используемые конструкционные материалы. Основной вклад, как правило, дают гамма-кванты, возникающие в процессе реакции (n,γ) , но иногда следует учитывать и другие ядерные реакции:

$$E_{\text{захв}} = E_{\gamma \text{ захв}} + E_{\alpha \text{ захв}} + E_{p \text{ захв}} \quad (3.2),$$

где $E_{\gamma \text{ захв}}$ – энергия гамма-квантов, возникающих по каналу (n,γ) , $E_{\alpha \text{ захв}}$ – энергия альфа-частиц (n,α) , $E_{p \text{ захв}}$ – энергия протонов (n,p) .

Вторая группа включает запаздывающее энерговыделение. Это остаточное бета- и гамма-излучение, испускаемое продуктами деления в процессе распадов. Среди продуктов деления есть долго- и короткоживущие изотопы. Концентрация последних быстро выйдет на равновесный уровень, поэтому около 85 % энергии бета-распадов будет выделяться так, словно эта энергия выделяется мгновенно, вследствие распадов накопившихся ранее продуктов деления. В процессе β^- -распадов выделяются антинейтрино (с суммарной энергией порядка 10 МэВ), которые являются слабовазаимодействующими частицами и поглощаются вне реактора, поэтому их энергия не включена в E_f . Энергию, уносимую антинейтрино, частично компенсирует энергия, выделяющаяся вследствие захватных реакций (~ 7 МэВ). Поэтому для приближенных оценок можно считать, что на каждое деление выделяется 200 МэВ энергии, которая передается теплоносителю. Также в E_f включена энергия, выделяющаяся при распаде нуклидов с большими, в сравнении со временем топливной кампании, периодами полураспада, она составляет порядка 0,1% от E_f .

Полное запаздывающее энерговыделение составляет порядка 5% от энергии деления, оно обусловлено долговременными процессами распада накопленных осколков деления и, поэтому, не поддается мгновенному регулированию. Однако, как указывалось выше, при долговременной работе реактора в стационарном режиме устанавливается равновесие в выделении запаздывающего энерговыделения [8, 12, 18].

Величина энерговыделения, за исключением $E_{\text{захв}}$, определяется только делящимися нуклидами и спектром нейтронов. На $E_{\text{захв}}$ сильно влияет элементный состав активной зоны реактора. Поэтому она различается для разных типов реакторов и топливных композиций. Например, $E_{\gamma \text{ захв}}$ для воды составляет порядка 2,23 МэВ, а для натрия – 11,6 МэВ (табл. 3.2).

Таблица 3.2

Энерговыделение при захвате нейтрона некоторыми ядрами (МэВ).

Ядро	Реакция	$E_{\text{захв}}$
^1H	(n, γ)	2,23
^{12}C	(n, γ)	4,95
^{10}B	(n, α)	2,8
^{56}Fe	(n, γ)	7,8
^{91}Zr	(n, γ)	8,6
^{235}U	(n, γ)	6,55
^{238}U	(n, γ)	4,8

Таким образом, $E_{\text{захв}}$ является характеристикой данного типа реактора, она зависит от материалов, находящихся в его активной зоне, и выгорания топлива. Так в реакторах ВВЭР вначале кампании $E_{\text{захв}} \approx 7,0$ МэВ, тогда как $E_f \approx 200,2$ МэВ. Замещение урана плутонием к концу кампании приводит к росту E_f на несколько процентов, а рост поглощения осколками деления увеличивает E_f порядка на 0,5%.

Важной характеристикой тепловыделения является *длина потери энергии*. Она определяется как 1/6 среднего квадрата расстояния, на которое энергия распространяется от источника, прежде чем перейти в тепло:

$$L_i^2 = \frac{1}{6} \frac{\int \rho_i r^2 dr}{\int \rho_i dr} \quad (3.3),$$

где i – номер источника энергии, ρ_i – плотность тепловыделения, вызванная данным источником. Длина потери энергии является величиной того же порядка что и длина пробега частицы.

Для бета-частиц, распространяющихся в твердом теле, длина потери энергии составляет несколько миллиметров, поэтому их энергия выделяется непосредственно внутри ТВЭЛов, размеры которых порядка сантиметра. Тоже происходит с осколками деления, пробеги которых составляют микрометры. Тепловыделение в ТВЭЛах составляет не менее 85% от мощности реактора, остальная энергия рассеивается в других материалах.

А вот с быстрыми нейтронами дело обстоит иначе. Они могут терять энергию в результате упругих столкновений с легкими ядрами, либо в результате неупругого столкновения с тяжелым ядром, после чего возникает гамма-квант и уносит энергию дальше. Длина потери энергии нейтрона определяется как:

$$L_n^2 = (1 - W) L_{n \text{ упр}}^2 + W(L_{n \text{ неупр}}^2 + L_\gamma^2 \text{ неупр}) \quad (3.4),$$

где W – вероятность неупругого рассеяния. Для реакторов на тепловых нейтронах W величина малая, поэтому $L_n^2 \approx L_{n \text{ упр}}^2$. В таблице 3.3 приведены длины потери энергии гамма-квантами в разных материалах на основе Монте-Карло расчетов [8].

Таблица 3.3

Длины потери энергии γ -квантами в разных материалах (см).

E_γ, МэВ	H₂O	Fe	Pb
0,5	11,7	1,32	0,49
1	13,0	1,80	0,87
2	16,9	2,42	1,39
6	25,4	3,09	1,65

Величины L_n и L_γ обычно велики по сравнению с поперечными размерами ТВЭЛов и малы по сравнению с размерами реактора, следовательно, значительная часть энергии нейтронов и гамма-квантов выделяется вне ТВЭЛов [8]. Тепловыделение в замедлителе составляет примерно 5% от общей мощности реактора ($W_{\text{полн.}}$). Тепло, выделяющееся в отражателе (2-3% $W_{\text{полн.}}$) и биологической защите (1-2% $W_{\text{полн.}}$), обусловлено по большей части поглощением гамма-излучения [9].

3.3 Временные периоды энергосвободения, продукты деления.

Как было указано выше, все источники энергии в ядерном реакторе можно разделить на мгновенные (E_k , ΔE_n , $E_{\gamma \text{ мгн}}$, $E_{\text{захв}}$) и запаздывающие (E_β , $E_{\gamma \text{ зап}}$). Энергия мгновенных источников превращается в тепло не позднее смены поколения нейтронов (на данном отрезке времени можно считать мощность реактора и плотность материалов неизменными). На рисунке 3.4 показан закон высвобождения энергии деления ^{235}U в зависимости от времени. Подъем кривой связан с постепенным распадом продуктов деления. Следует отметить, что интенсивность делений, вызванная запаздывающими

нейтронами играет очень малую роль в запаздывающем тепловыделении (в сравнении с бета- и гамма-излучением).

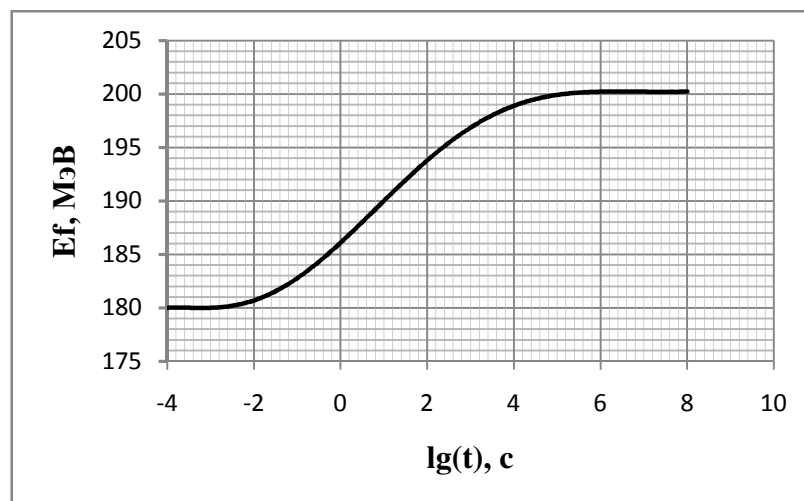


Рис. 3.4 – Тепловыделение как функция времени, прошедшего с момента деления ядра ^{235}U .

После остановки реактора основную роль в тепловыделении играет радиоактивный распад. Чем больше времени прошло с момента останова реактора, тем меньше нуклидов дают вклад в энерговыделение. Так, через месяц достаточно рассмотреть 30 нуклидов, через год – менее десяти. Условно можно выделить три временных интервала, прошедших с момента реакции деления, в которых расчеты запаздывающего энерговыделения имеют различное назначение и выполняются по-разному. Первый – от нуля до нескольких месяцев – важен при расчете аварийных средств охлаждения остановленного реактора и перемещаемых отработавших топливных сборок. Второй интервал – от нескольких месяцев до нескольких лет – важен при расчете хранилищ ОТВС, контейнеров для их перевозки и технологического оборудования перерабатывающих заводов. Третий – от нескольких лет до тысячелетий – важен при расчете теплового режима мест окончательного захоронения отходов [8].

При делении ядер ^{235}U тепловыми нейтронами образуется около 30 пар осколков. Самый легкий осколок имеет массовое число 72, самый тяжелый – 161. Наиболее вероятно деление на осколки с отношением масс 3/2 (выход таких осколков порядка 6%). Асимметрия в распределении осколков по массам не связана с какими-либо индивидуальными свойствами ядер, она присуща самому механизму деления и уменьшается при увеличении энергии возбуждения делящегося ядра (рис. 3.5).

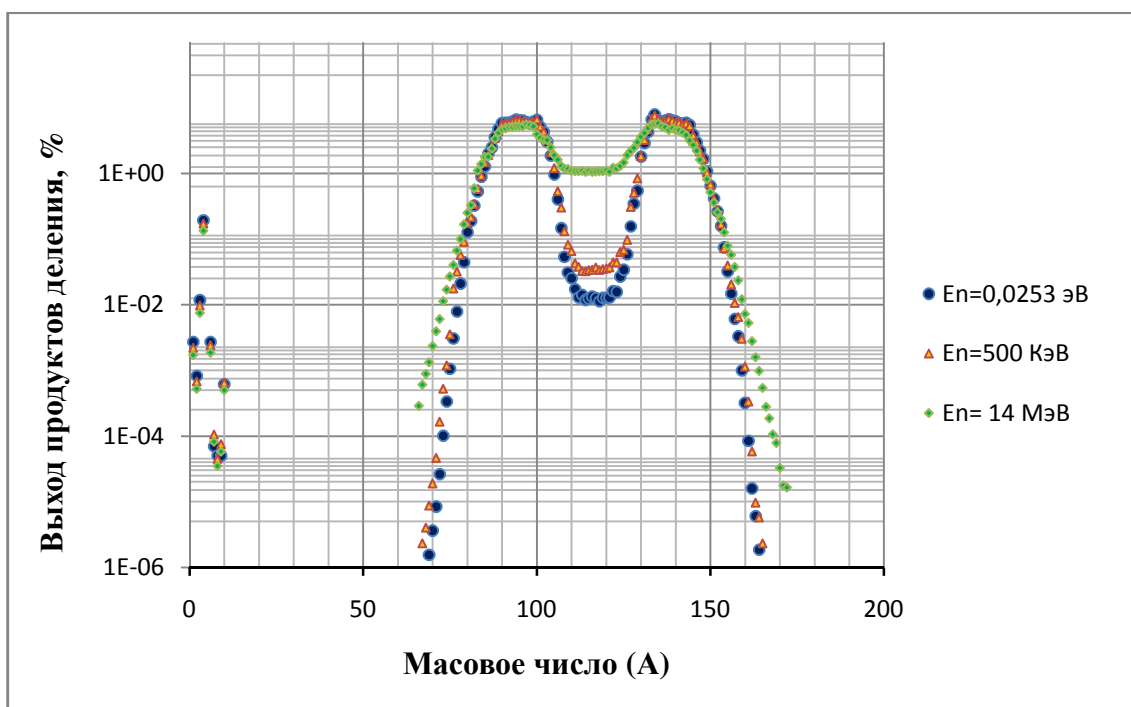


Рис. 3.5 – Выход осколков деления ^{235}U с данным массовым числом (A) для разных энергий делящих нейтронов.

Остановившись и сняв возбуждение, осколки деления становятся продуктами деления, которые претерпевают от одного до шести β^- -распадов. Всего обнаружено более 200 продуктов деления, постоянные распада которых уменьшаются с приближением к стабильному состоянию. Первые бета-частицы испускаются в течение долей секунд, в то время как последние распады происходят через десятки, сотни и даже миллионы лет. Как правило массовое число в процессе распадов не уменьшается, поэтому выход осколка деления с массовым числом A можно рассматривать как выход всех продуктов деления с данным массовым числом (массовые числа продуктов деления в основном находятся в интервалах 90-105 и 130-145).

Учет продуктов деления важен не только с точки зрения остаточного энерговыделения, они существенно влияют на баланс нейтронов в реакторе. Состав продуктов деления постоянно изменяется, но при продолжительной работе реактора, большинство цепочек достигает равновесия, и химический состав становится неизменным. Наиболее значимые с точки зрения энерговыделения долгоживущие продукты деления приведены в таблице 3.4 [12, 18]. Оценки показывают что энерговыделение за счет распадов минорных актиноидов при выгорании 40 МВт*сут/кг составляют незначительную часть общего энерговыделения ОТВС.

Таблица 3.4

Долгоживущие продукты деления.

(Σ – полный выход при делении ^{235}U тепловым нейтроном, Q_e и Q_γ – средняя энергия электронов и гамма-квантов, с учетом последующих звеньев изобарной цепочки)

Изотоп	$T_{1/2}$	Σ , %	Q_β , МэВ	Q_γ , МэВ
Se-79	$6,5 \cdot 10^4$ лет	0,05	0,05	0,05
Kr-85	10,7 лет	0,29	0,25	0,002
Sr-90	29,1 лет	5,85	1,13	-
Zr-93	1,53 года	6,32	0,05	0,02
Tc-99	$2,1 \cdot 10^5$ года	6,18	0,09	-
Ru-106	1,01 года	0,41	1,42	0,20
Pd-107	$6,5 \cdot 10^6$ лет	0,14	0,01	-
Sn-126	$1,0 \cdot 10^5$ лет	0,06	0,70	1,80
Sb-125	2,73 года	0,03	0,10	0,43
I-129	$1,6 \cdot 10^7$ лет	0,78	0,06	0,02
Cs-134	2,06 года	0*	0,16	1,55
Cs-135	$2,3 \cdot 10^6$ лет	6,58	0,06	-
Cs-137	30,0 лет	6,24	0,25	0,56
Ce-144	285 суток	5,46	1,30	0,05
Pm-147	2,62 года	2,27	0,06	-
Sm-151	88,73 года	0,42	0,03	-
Eu-154	8,6 года	0*	0,28	1,23
Eu-155	4,96 года	0,03	0,06	0,06

* Накапливается в результате поглощения нейтронов более легким изотопом данного элемента.

Выше были рассмотрены основные физические особенности деления тяжелых ядер в реакторе ВВЭР-1000. Доля энерговыделения за счет захватных реакций зависит не только от типа реактора и типа ТВС, но и от обогащения и выгорания топлива. Изучение зависимости захватного энерговыделения от этих факторов является актуальной в настоящее время задачей, решение которой стало возможным благодаря наличию прецизионных программ по моделированию физических процессов (MCNP, MCU и т.д.) и высокой мощности вычислительных систем, позволяющих добиться хорошей статистической точности.

4 РАСЧЕТ СОСТАВЛЯЮЩИХ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ В РЕАКТОРЕ ВВЭР-1000

В данной главе описан алгоритм расчетной методики составляющих энерговыделения в ядерном реакторе. С помощью программы MCNP проведены расчеты для трех моделей элементов активной зоны реактора ВВЭР-1000.

Теория, изложенная в главе 3, применена для оценки некоторых составляющих энерговыделения. Основным интерес с точки зрения расчета представляет энергия, выделяющаяся в ходе захватных реакций, т.е. реакций с исчезновением нейтронов по каналам (n,γ) , (n,α) и (n,p) , которая зависит от различных характеристик активной зоны ядерного реактора.

4.1 Методика расчета составляющих энерговыделения.

Для определения доли энергии, выделяющейся в результате захватных реакций в активной зоне ядерного реактора, предлагается использовать следующий алгоритм:

1. Разработать модель характерного элемента активной зоны ядерного реактора, с выделением типов материалов и занимаемых ими объемов для последующего расчета скоростей ядерных реакций.
2. Определить ядерные реакции, приводящие к исчезновению нейтронов, и их энергетические выходы.
3. Провести расчет скоростей ядерных реакций, инициированных нейтронами, в программе MCNP.
4. Определить мгновенное и запаздывающее энерговыделение на основе полученных скоростей реакции деления и табличных значений энергии деления.
5. Рассчитать энергию, выделяющуюся в захватных реакциях и определить ее долю по отношению к полной энергии деления.

Прежде чем найти суммарную энергию, выделяющуюся во всех захватных реакциях, необходимо рассчитать количество энергии выделяющейся в одной реакции. Для этого используются следующие формулы [8]:

$$E_{\gamma}^0 = E_k + \Delta(A,Z) \cdot c^2 + \Delta(n) \cdot c^2 - \Delta(A+1,Z) \cdot c^2 \quad (4.1),$$

$$E_{\alpha}^0 = E_k + \Delta(A,Z) \cdot c^2 + \Delta(n) \cdot c^2 - \Delta(A-3,Z-2) \cdot c^2 - \Delta(\alpha) \cdot c^2 \quad (4.2),$$

где E_{γ}^0 , E_{α}^0 – энергия, выделяющаяся при одной реакции (n, γ) и (n, α) соответственно, E_k – кинетическая энергия налетающего нейтрона, $\Delta(A, Z)$ – избыток массы нуклида с массовым числом A и порядковым номером Z , $\Delta(n)$ – избыток массы нейтрона, $\Delta(\alpha)$ – избыток массы α -частицы.

Расчет скоростей ядерных реакций в программе MCNP проводится с помощью функционала Fm4 (см. пункт 1.3), который определяет усредненное по объему ячейки значение скорости данной ядерной реакции. Если использовать KCODE карту, позволяющую моделировать источник деления без его отдельного описания (см. Приложение Б), то Fm4 дает значение, нормированное на нейтрон деления, возникающий в одном поколении. При проведении расчета скоростей реакций в веществе единичной плотности, для перехода от функционала Fm4 к скорости ядерной реакции по всему объему $R(r)$ следует умножить рассчитанное значение на объем (v) и плотность (ρ) вещества:

$$R(r) = Fm4 \cdot \rho \cdot v \quad (4.3),$$

где $Fm4$ – скорость ядерной реакции в единице объема, рассчитанная в веществе единичной плотности.

Для получения суммарной энергии, выделяющейся в материале в процессе определенной захватной ядерной реакции (E_r), вызванной нейтронами, образовавшимися при делении одного тяжелого ядра, необходимо рассчитать среднее количество этих нейтронов, исчезающих за счет данной реакции (поделив полученную скорость реакции на скорость деления ядер). После этого следует умножить полученное значение на энергию, выделяющуюся в результате одной реакции данного типа:

$$E_r = \frac{R(r)}{R(n, f)} \cdot E_r^0 \quad (4.4),$$

где $R(r)$ – скорость реакции типа r во всем объеме данной ячейки, $R(n, f)$ – скорость реакции деления во всем объеме топлива, E_r^0 – энергия, выделяющаяся в результате реакции типа r .

4.2 Расчетная модель первого типа (эквивалентная ячейка реактора).

Решение любой физической проблемы предполагает принятие различных упрощений, определяемых применяемыми моделями и требуемой точностью. В случае компьютерного моделирования ядерных реакторов упрощение их геометрических и материальных характеристик может сильно сократить расчетное время (на десятки часов, дней). Наилучшим способом достижения решения поставленной задачи является метод

постепенного приближения, когда с учетом характеристик реальной физической системы пользователь создает адекватную расчетную модель, уменьшая с каждым шагом количество и характер принятых упрощений, тем самым увеличивая точность до требуемого уровня.

Для отработки созданной методики расчета составляющих энерговыделения была выбрана упрощенная модель реактора ВВЭР-1000 – эквивалентная ячейка с зеркальным отражением нейтронов на границах (рис.4.1, табл. 4.1) [19].

Таблица 4.1

Характеристики модели эквивалентной ячейки реактора ВВЭР-1000 (модели первого типа) для расчета в программе MCNP.

Материал	Состав	$\rho, \frac{\text{г}}{\text{см}^3}$	Объем, см^3
оксид урана (топливо)	UO_2 , 3% ^{235}U	10,0	13,23
цирконий (оболочка)	^{90}Zr , 1% ^{91}Nb	6,55	5,22
вода (замедлитель)	H_2O , 0,135% ^{10}B	0,715	31,99

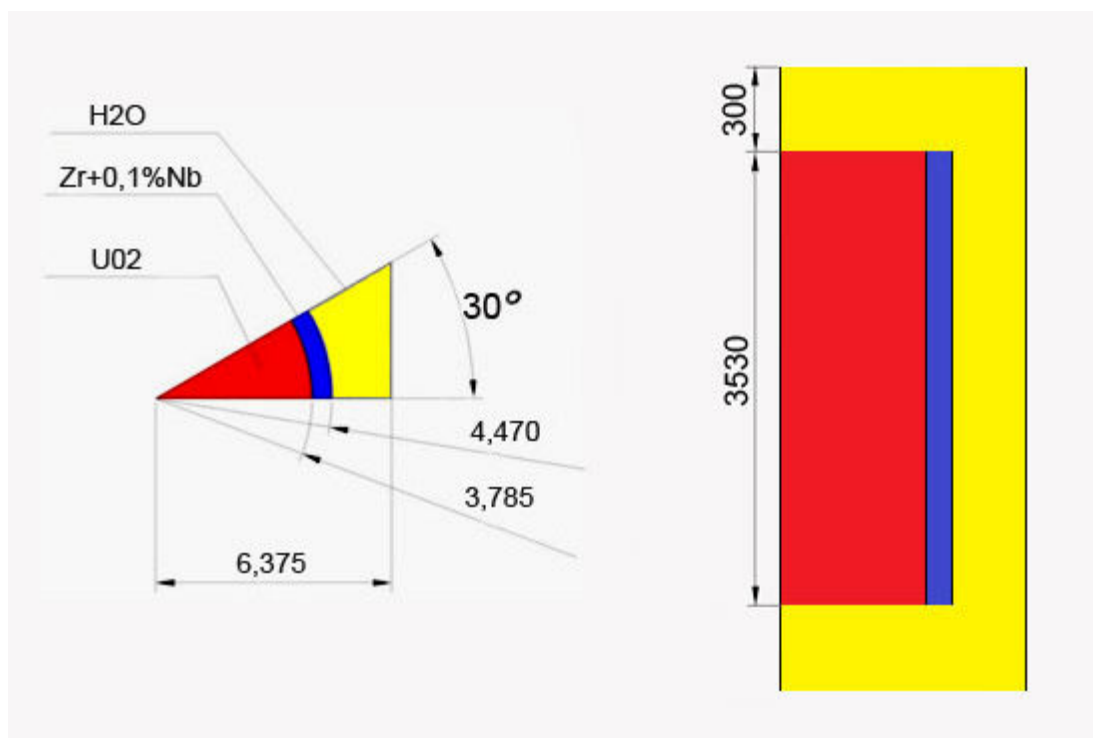


Рис.4.1 – Размеры модели первого типа для расчета в программе MCNP (мм).

Модель представляет собой топливную часть тепловыделяющего элемента реактора (рис. 4.2), транслируя которую можно восстановить всю активную зону. Для перевода модели в критическое состояние ($k_{эф} = 1$), в водный замедлитель был введен изотоп ^{10}B , который имеет высокое сечение поглощения тепловых нейтронов (для канала (n, α)). Полученный данным способом эффективный коэффициент размножения нейтронов составил 1,004, с относительным среднеквадратичным отклонением равным 0,004. Подобное значение $k_{эф}$ было получено для всех расчетных моделей, используемых в данной работе.

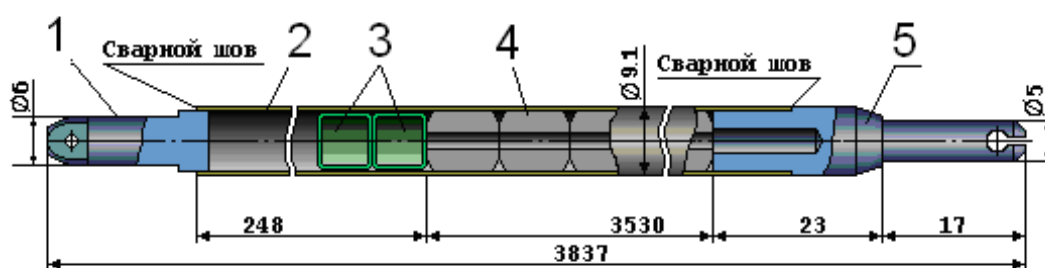


Рис.4.2 — Тепловыделяющий элемент реактора ВВЭР-1000:

1 – заглушка верхняя, 2 – оболочка, 3 – фиксатор, 4 – топливная таблетка, 5 – заглушка нижняя.

4.3 Расчет составляющих энерговыделения для модели первого типа.

Наибольший интерес представляет составляющая энерговыделения, связанная с захватными реакциями (n, γ) , (n, α) и (n, p) , так как она зависит от типа реактора, типа ТВС, обогащения и выгорания топлива. Результаты расчета энергии, выделяющейся в одной реакции (n, γ) и реакции (n, α) приведены в таблицах 4.2 и 4.3 соответственно. Кинетическая энергия налетающего нейтрона (E_k) была принята равной нулю, так как она будет учтена при расчете мгновенного энерговыделения.

Таблица 4.2

Результаты расчета энергии выделяющейся в (n, γ) реакции для различных нуклидов.

материал	нуклид	$\Delta(A,Z) \cdot c^2$, КэВ	$\Delta(A+1,Z) \cdot c^2$, КэВ	$\Delta(n) \cdot c^2$, КэВ	E_{γ}^0 , МэВ
оксидное топливо	^{238}U	47308,9	50573,9	8071,3	4,8063
	^{235}U	40920,5	42446,3	8071,3	6,5455
	^{16}O	-4737,0	-808,8	8071,3	4,1431
циркониевая оболочка	^{93}Nb	-87208,3	-86364,5	8071,3	7,2275
	^{91}Zr	-87890,4	-88453,9	8071,3	8,6348
водный замедлитель	^1H	7289,0	13135,7	8071,3	2,2246
	^{16}O	-4737,0	-808,8	8071,3	4,1431
	^{10}B	12050,7	8667,9	8071,3	11,4541

*данные по дефектам масс взяты из базы данных Nubase 2003 [17]

Таблица 4.3

Результаты расчета энергии выделяющейся в (n, α) реакции для различных нуклидов.

материал	нуклид	$\Delta(A,Z) \cdot c^2$, КэВ	$\Delta(A-3,Z-2) \cdot c^2$, КэВ	$\Delta(n) \cdot c^2$, КэВ	$\Delta(\alpha) \cdot c^2$, КэВ	E_{α}^0 , МэВ
оксидное топливо	^{238}U	47308,9	44260,0	8071,3	2424,9	8,6953
	^{235}U	40920,5	35448,3	8071,3	2424,9	11,1186
	^{16}O	-4737,0	3125,0	8071,3	2424,9	-2,2156
циркониевая оболочка	^{93}Nb	-87208,3	86487,5	8071,3	2424,9	4,9283
	^{91}Zr	-87890,4	87921,7	8071,3	2424,9	5,6716
водный замедлитель	^1H	7289,0	-	8071,3	2424,9	-
	^{16}O	-4737,0	3125,0	8071,3	2424,9	-2,2156
	^{10}B	12050,7	14908,1	8071,3	2424,9	2,7900

*данные по дефектам масс взяты из базы данных Nubase 2003 [17]

Для определения средней энергии деления необходимо получить значения скоростей реакций деления в ячейке. Библиотека ENDF/B-VII.1 содержит значения энергии деления для различных тяжелых ядер, куда входят все составляющие кроме захватной энергии. Величина средней энергии деления для эквивалентной ячейки реактора ВВЭР-1000 составляет 193,74 МэВ (табл. 4.4). Расчет ячеек с различным обогащением по ^{235}U показывает незначительное увеличение мгновенного энерговыделения с ростом обогащения (порядка 0,0001% при $\Delta x=0,5\%$, приложение А, табл. А1).

Таблица 4.4

Результаты расчета мгновенного и запаздывающего энерговыделения для модели первого типа.

нуклид	ρ , 1/см ³	v , см ³	(n,f)			E^0 , МэВ	$E^{\text{доля}}$, МэВ
			Fm4 (-6)	R (-6)	σ		
^{238}U	2,1630E+22	13,23	1,0781E-01	3,0853E-02	0,0006	197,7860	15,006
^{235}U	6,6910E+20	13,23	4,2452E+01	3,7580E-01	0,0004	193,4054	178,732
суммарное по столбцу			-	4,0665E-01	0,0004	-	193,74

σ – относительное среднеквадратическое отклонение,

E^0 – величина энергии деления данного нуклида (по данным библиотеки ENDF/B-VII.1) [16]

$E^{\text{доля}}$ – доля энергии деления, выделившейся на данном нуклиде, нормированная на одно деление

С целью последующего определения захватной энергии, выделяющейся при делении тяжелого ядра в реакторе ВВЭР-1000, были рассчитаны скорости ядерных реакций в ячейке (табл. 4.5, приложение А, табл. А2-А5). Эти реакции инициированы мгновенными и запаздывающими нейтронами деления, а также нейтронами, возникающими в реакциях (n,2n), (n,3n) и т.д. Уравнение баланса реакций в системе, находящейся в критическом состоянии ($k_{\text{эф}} = 1$), можно записать следующим образом:

$$\sum_r R(r) = 1 \quad (4.5),$$

Суммарное количество всех рассчитанных ядерных реакций в ячейке составляет $1,0130 \pm 0,0006$, то есть были учтены все преобладающие ядерные реакции. Отклонение от единицы объясняется тем, что эффективный коэффициент размножения нейтронов для расчетной модели был выведен на единицу с ошибкой во втором знаке после запятой. Как видно из таблицы, большая часть всех реакций, а именно 75%, происходит в топливе, 22% в воде, в основном на изотопе ^{10}B , и 3% в оболочке ТВЭЛа.

Таблица 4.5

Результаты расчета скоростей ядерных реакций в модели первого типа.

материал	нуклид	ρ , 1/ см ³	v, см ³	(n,f)			(n, γ)			(n, α)		
				Fm4 (-6)	σ	R (-6)	Fm4 (102)	σ	R (102)	Fm4 (107)	σ	R (107)
оксидное топливо	²³⁸ U	2,1630E+22	13,23	1,0781E-01	0,0006	3,0853E-02	9,2782E-01	0,0005	2,6551E-01	-	-	-
	²³⁵ U	6,6910E+20	13,23	4,2452E+01	0,0004	3,7580E-01	9,5186E+00	0,0004	8,4260E-02	-	-	-
	¹⁶ O	4,4610E+22	13,23	-	-	-	1,4505E-05	0,0004	8,5608E-06	3,9404E-03	0,0018	2,3256E-03
циркониевая оболочка	⁹³ Nb	9,8610E+20	5,22	-	-	-	4,5964E-01	0,0013	2,3659E-03	3,4835E-05	0,0017	1,7931E-07
	⁹¹ Zr	9,7620E+22	5,22	-	-	-	4,4667E-02	0,0009	2,2761E-02	8,8474E-06	0,0045	4,5084E-06
водный замедлитель	¹ H	4,6790E+22	31,99	-	-	-	2,0467E-02	0,0004	3,0635E-02	-	-	-
	¹⁶ O	2,3390E+22	31,99	-	-	-	1,1757E-05	0,0004	8,7971E-06	2,6851E-03	0,0019	2,0091E-03
	¹⁰ B	2,5760E+19	31,99	-	-	-	3,0722E-02	0,0004	2,5317E-05	2,3640E+02	0,0004	1,9481E-01
суммарное по столбцу				-	-	4,0665E-01	-	-	4,0557E-01	-	-	1,9915E-01

(n,p)			(n,2n)			(n,3n)			Суммарное по строке	Доля всех реакций
Fm4 (103)	σ	R (103)	Fm4 (16)	σ	R (16)	Fm4 (17)	σ	R (17)		
-	-	-	4,7055E-03	0,0047	1,3465E-03	2,7200E-05	0,0422	7,7837E-06	2,9772E-01	29,39%
-	-	-	3,8590E-03	0,0035	3,4161E-05	3,4345E-06	0,0813	3,0403E-08	4,6009E-01	45,42%
7,2774E-06	0,0245	4,2951E-06	-	-	-	-	-	-	2,3384E-03	0,23%
8,0994E-05	0,0027	4,1691E-07	4,2722E-04	0,0146	2,1991E-06	6,1028E-08	0,3764	3,1414E-10	2,3687E-03	0,23%
7,4424E-05	0,0031	3,7925E-05	4,2085E-04	0,0101	2,1445E-04	-	-	-	2,3018E-02	2,27%
-	-	-	-	-	-	-	-	-	3,0635E-02	3,02%
5,0282E-06	0,0246	3,7623E-06	-	-	-	-	-	-	2,0217E-03	0,20%
2,4698E-03	0,0007	2,0353E-06	-	-	-	-	-	-	1,9484E-01	19,23%
-	-	4,8434E-05	-	-	1,5974E-03	-	-	7,8145E-06	1,0130E+00	100%

На основании результатов, полученных при расчете скоростей ядерных реакций, было определено количество нейтронов исчезающих в различных захватных реакциях, нормированное на одну реакцию деления (табл. 4.6), а также доля этих нейтронов по отношению к общему количеству возникающих после одного деления нейтронов (табл. 4.7). Основной вклад в исчезновение нейтронов дают реакции (n,γ) и (n,α) , в них исчезает 1,49 нейтронов, возникающих при делении (т.е. около 60%). Помимо мгновенных и запаздывающих нейтронов деления в системе присутствуют вторичные нейтроны, возникающие в реакциях $(n,2n)$, $(n,3n)$ и т.д., количество которых зависит от материального состава активной зоны и нейтронного спектра. Не следует забывать, что они учитываются при нормировке на одну реакцию деления.

Результаты расчета захватного энерговыделения приведены в таблицах 4.8 и 4.9. Величина захватного энерговыделения для модели первого типа (ячейки с обогащением 3% по ^{235}U) составляет 6,53 МэВ. Разногласие со значением приведенным в литературе (7 МэВ, см. главу 3.2) составляет 6,7%. Как видно из таблицы величина энерговыделения за счет реакции (n,p) на шесть порядков меньше суммарной захватной энергии, поэтому ее вкладом можно пренебречь. На рисунке 4.3 отражена зависимость энергии, выделяющейся в результате реакций (n,γ) и (n,α) , от обогащения топлива. Уменьшение E_γ с ростом обогащения обусловлено уменьшением концентрации ^{238}U , тогда как увеличение E_α — ростом концентрации бора. Для обогащений свыше 5% наблюдается чрезвычайно слабая зависимость, поэтому можно говорить об ее отсутствии.

Если ядерный реактор работает в стационарном режиме столько времени, сколько необходимо для выхода концентрации основных распадающихся продуктов деления на равновесный уровень (порядка нескольких суток), то можно сказать, что все составляющие энергии деления выделяется мгновенно. Следовательно, полная средняя энергия, выделившаяся при одном делении тяжелого ядра в ячейке реактора ВВЭР-1000, равняется 200,27 МэВ. Таким образом, доля захватной энергии составляет 3,26% от полного энерговыделения.

Таблица 4.6

Количество нейтронов исчезающих в различных ядерных реакциях, для модели первого типа (нормировка на одну реакцию деления).

материал	нуклид	(n,f)	(n,2n)	(n,3n)	(n,γ)	(n,p)	(n,α)
оксидное топливо	²³⁸ U	0,076	0,003	0,00002	0,653	-	-
	²³⁵ U	0,924	0,00008	0,0000001	0,207	-	-
	¹⁶ O	-	-	-	0,00002	0,00001	0,006
циркониевая оболочка	⁹³ Nb	-	0,000005	0,000000001	0,006	0,000001	0,0000004
	⁹¹ Zr	-	0,0005	-	0,056	0,00009	0,00001
водный замедлитель	¹ H	-	-	-	0,075	-	-
	¹⁶ O	-	-	-	0,00002	0,000009	0,005
	¹⁰ B	-	-	-	0,00006	0,000005	0,479
суммарное по столбцу		1,000	0,004	0,00002	0,997	0,0001	0,490

Таблица 4.7

Доля нейтронов, исчезающих в различных ядерных реакциях, для модели первого типа (нормировка на одну реакцию деления).

материал	нуклид	(n,f)	(n,2n)	(n,3n)	(n,γ)	(n,p)	(n,α)
оксидное топливо	²³⁸ U	3,046%	0,133%	0,0008%	26,210%	-	-
	²³⁵ U	37,096%	0,003%	0,0000003%	8,318%	-	-
	¹⁶ O	-	-	-	0,0009%	0,0004%	0,230%
циркониевая оболочка	⁹³ Nb	-	0,0002%	0,000000003%	0,234%	0,00004%	0,00002%
	⁹¹ Zr	-	0,021%	-	2,247%	0,004%	0,0005%
водный замедлитель	¹ H	-	-	-	3,024%	-	-
	¹⁶ O	-	-	-	0,0009%	0,0004%	0,198%
	¹⁰ B	-	-	-	0,003%	0,0002%	19,230%
суммарное по столбцу		40,142%	0,158%	0,001%	40,036%	0,005%	19,659%

Таблица 4.8

Результаты расчета захватной энергии для модели первого типа (МэВ, σ' –среднеквадратическое отклонение).

материал	нуклид	E_γ^0	E_γ	σ'	E_α^0	E_α	σ'	E_p^0	E_p	ΣE	Доля
оксидное топливо	^{238}U	4,8063	3,1381E+00	1,96E-03	-	-	-	-	-	3,1381E+00	48,095%
	^{235}U	6,5455	1,3563E+00	7,41E-04	-	-	-	-	-	1,3563E+00	20,786%
	^{16}O	4,1431	8,7221E-05	4,77E-08	-2,2156	-1,2671E-02	2,33E-05	-9,6386	-1,0180E-04	8,7221E-05	0,001%
циркониевая оболочка	^{93}Nb	7,2275	4,2051E-02	5,69E-05	4,9283	2,1731E-06	3,78E-09	0,6921	7,0952E-07	4,2054E-02	0,645%
	^{91}Zr	8,6348	4,8332E-01	4,71E-04	5,6716	6,2879E-05	2,84E-07	-0,7619	-7,1059E-05	4,8338E-01	7,408%
водный замедлитель	^1H	2,2246	1,6759E-01	9,16E-05	-	-	-	-	-	1,6759E-01	2,568%
	^{16}O	4,1431	8,9629E-05	4,90E-08	-2,2156	-1,0947E-02	2,12E-05	-9,6386	-8,9177E-05	8,9629E-05	0,001%
	^{10}B	11,4541	7,1310E-04	3,90E-07	2,7900	1,3366E+00	7,31E-04	0,2256	1,1289E-06	1,3373E+00	20,495%
суммарное по столбцу		-	5,188	0,002	-	1,337	0,001	-	0,000002	6,525	100,000%

* Отрицательные значения свидетельствуют о том, что реакция пороговая и в ней теряется данное количество энергии нейтронов

Таблица 4.9

Результаты расчета захватной энергии для модели первого типа с разным обогащением топлива (МэВ).

x % ^{235}U	E_γ	E_α	ΣE
3,0	5,19	1,34	6,53
3,5	5,04	1,44	6,48
4,0	4,91	1,51	6,42
4,5	4,84	1,57	6,41
5,0	4,77	1,62	6,39

*Для подробных расчетов см. приложение А.

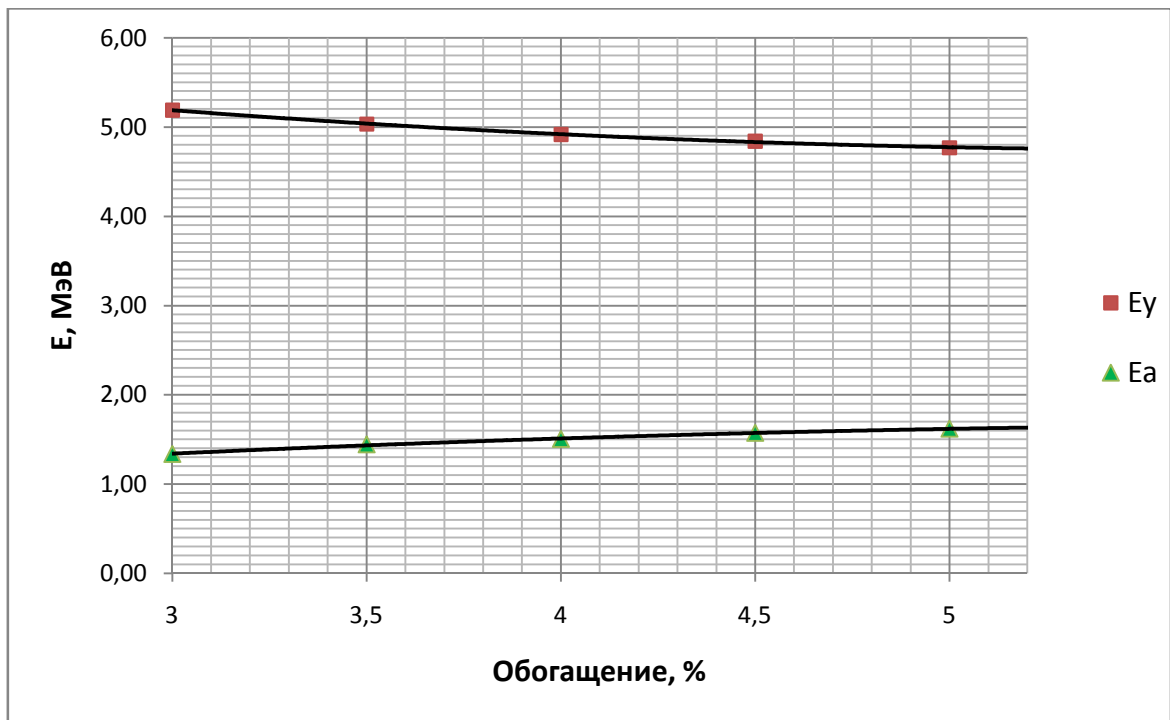


Рис.4.3 — Зависимость захватной энергии от обогащения топлива, для модели эквивалентной ячейки реактора ВВЭР-1000.

4.4 Расчет составляющих энерговыделения для модели второго типа (тепловыделяющая сборка реактора ВВЭР-1000).

Для уточнения предыдущего расчета составляющих энерговыделения в ядерном реакторе ВВЭР-1000 в качестве модели была выбрана более сложная характерная часть реактора — тепловыделяющая сборка типа 13ZS с зеркальным отражением нейтронов на границах (рис. 4.4). Размеры и материальный состав тепловыделяющих элементов входящих в ТВС полностью совпадают с приведенными для модели первого типа (см. главу 4.2), за исключением материального состава циркониевой оболочки. Шаг решетки составляет 12,75 мм, размер ТВС под ключ – 236 мм. Помимо ТВЭЛов в модели присутствует 12 направляющих каналов, представляющих собой заполненные водой стальные трубы с оболочкой толщиной 0,87 мм и внешним радиусом 6,32 мм [20, 21].

Величина средней энергии деления, рассчитанная для модели второго типа, составляет 193,71 МэВ (табл.4.10). Подобное значение было получено для модели первого типа, что является доказательством схожести моделей.

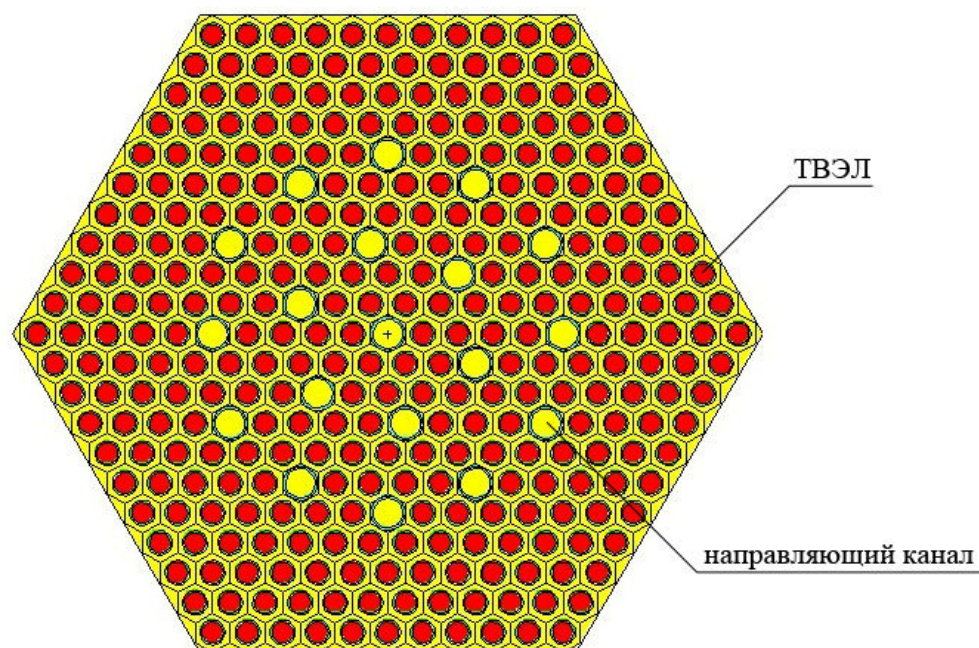


Рис.4.4 — Модель второго типа для расчета в программе MCNP
(тепловыделяющая сборка типа 13ZS).

Таблица 4.10

Результаты расчета мгновенного энерговыделения для модели второго типа.

нуклид	ρ , 1/ см ³	(n,f)			E^0 , МэВ	$E^{\text{доля}}$, МэВ
		Fm4 (-6)	R (-6)	σ		
²³⁸ U	2,1630E+22	1,3787E+00	2,8346E-02	0,0006	197,786	13,676
²³⁵ U	6,6910E+20	6,0011E+02	3,8161E-01	0,0004	193,4054	180,033
суммарное по столбцу		-	4,0996E-01	-	-	193,71

Результаты расчета скоростей ядерных реакций и захватного энерговыделения по всему объему ТВС приведены в таблицах А6 – А8 (приложение А). Величина захватного энерговыделения для модели второго типа (ТВС типа 13ZS с обогащением 3% по ²³⁵U, 0,09% по ¹⁰B) равна 6,36 МэВ. Разногласие со значением приведенным в литературе (7 МэВ, см. главу 3.2) составляет 9,1%. Отличие энерговыделения полученного для модели первого типа от значения для модели второго типа составляет 2,6%. В первую очередь это связано с появлением дополнительных материалов в ячейке (периферийная вода, направляющие каналы с водой), которые вызвали смягчение спектра нейтронов и, следовательно, уменьшение количества реакций (n,γ) на ²³⁸U. Помимо этого, были учтены

примеси других металлов в оболочке ТВЭЛов, что уменьшило концентрацию ^{91}Zr , который дает наибольший вклад в захватное энерговыделение внутри оболочки. Небольшая компенсация получилась за счет захватных реакций в стальной оболочке направляющих каналов.

Считая, что ядерный реактор работает в стационарном режиме и концентрация основных распадающихся продуктов деления вышла на постоянный уровень, можно сказать, что полная средняя энергия, выделившаяся при одном делении тяжелого ядра в модели ТВС реактора ВВЭР-1000, равна 200,07 МэВ. Таким образом, доля захватного энерговыделения в полном энерговыделении составляет 3,18%.

4.5 Расчет составляющих энерговыделения для модели третьего типа (тепловыделяющая сборка реактора с гадолинием).

Для нахождения величины захватной энергии при использовании в активной зоне выгорающих поглотителей, в программе MCNP была создана модель тепловыделяющей сборки с гадолинием типа 30ZSV (рис. 4.5). Размеры и материальный состав тепловыделяющих элементов входящих в ТВС с гадолинием полностью совпадают с приведенными для модели второго типа (см. пункт 4.4). Тепловыделяющий элемент с гадолинием содержит оксидное урановое топливо, обогащенное до 2,4 % по ^{235}U , и Gd_2O_3 массовая доля которого составляет 8% [20, 21].

Величина средней энергии деления, рассчитанная для модели третьего типа, полностью совпадает с расчетом для второй модели и равняется 193,71 МэВ (табл. 4.11).

Таблица 4.11

Результаты расчета мгновенного энерговыделения для модели третьего типа.

тип ТВЭЛов	нуклид	ρ , 1/см ³	(n,f)			E^0 , МэВ	$E^{\text{доля}}$, МэВ
			Fm4 (-6)	R (-6)	σ		
без гадолиния	^{238}U	2,06E+22	1,3433E+00	2,7618E-02	0,0006	197,786	13,397
	^{235}U	6,36E+20	5,9401E+02	3,7773E-01	0,0004	193,4054	179,17
с гадолинием	^{238}U	1,90E+22	3,6683E-02	6,9808E-04	0,0016	197,786	0,339
	^{235}U	4,68E+20	3,6431E+00	1,7053E-03	0,0017	193,4054	0,809
суммарное по столбцу			-	4,0775E-01	-	-	193,71

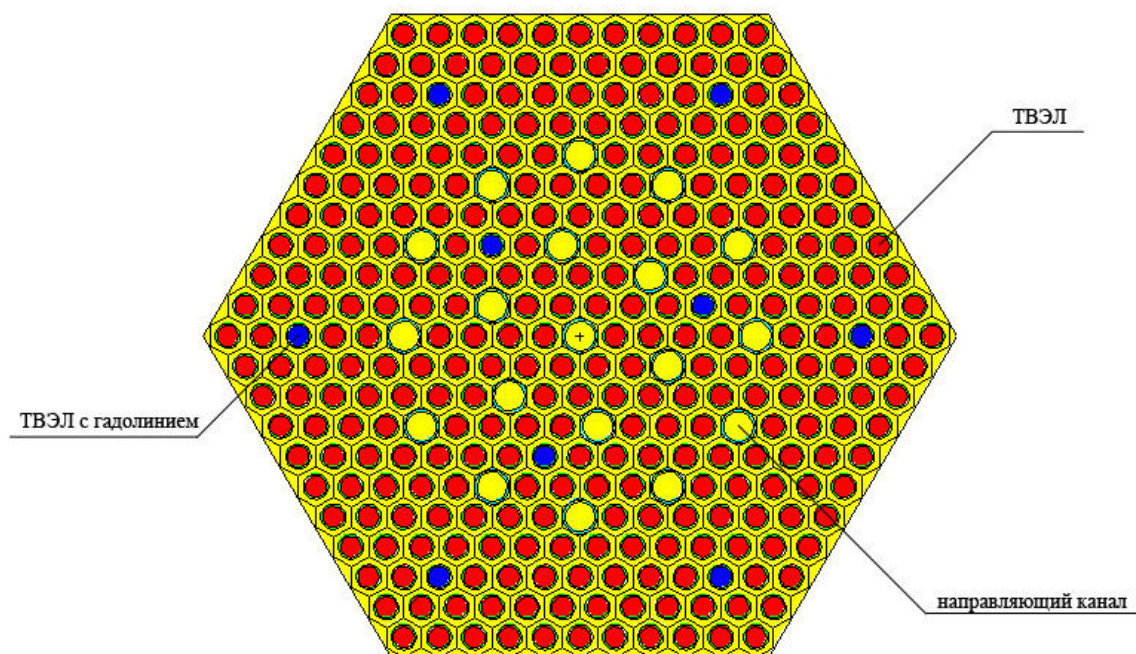


Рис.4.5 — Модель третьего типа для расчета в программе MCNP
(тепловыделяющая сборка типа 30ZSV с гадолинием).

Результаты расчета скоростей ядерных реакций и захватного энерговыделения по всему объему ТВС приведены в таблицах А9 – А11. Величина захватного энерговыделения для модели третьего типа (ТВС с гадолинием типа 30ZSV, обогащение 3% по ^{235}U , 0,06% по ^{10}B) равна 7,32 МэВ. Отличие энерговыделения полученного для модели второго типа от значения для модели третьего типа составляет 13,1%. Это связано с появлением дополнительного энерговыделения за счет реакции (n,γ) на гадолинии, энергетический выход которой превышает выход для реакции (n,α) на ^{10}B практически в три раза.

Пользуясь алгоритмом, приведенным в предыдущих пунктах можно определить полную среднюю энергию, выделившуюся при одном делении тяжелого ядра в реакторе ВВЭР-1000 с использованием гадолиния, она равна 201,03 МэВ. Таким образом, доля захватного энерговыделения в полном энерговыделении составляет 3,64%.

Полученные результаты свидетельствуют о росте общего энерговыделения при использовании ТВЭЛов с гадолинием в качестве выгорающего поглотителя. Различие составляет 0,97 МэВ или 0,49% от значения энергии выделяющейся при одном делении в ТВС с обыкновенными ТВЭЛами. Учет полученного различия позволит добиться большей точности при моделировании поведения ядерных реакторных установок и при расчете отработавших тепловыделяющих сборок.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Успешное развитие атомной отрасли невозможно без создания новых и модернизации уже существующих реакторных установок. Для решения проблем, возникающих в ходе проектирования и эксплуатации ядерных реакторов, очень часто используется компьютерное моделирование. Оно позволяет значительно сократить материальную и временную составляющие исследования. Именно поэтому, для расчетов, цель которых состояла в определении составляющих энергии выделяющейся при делении тяжелого ядра в реакторе ВВЭР-1000, была выбрана прецизионная расчетная программа, основанная на методе Монте-Карло (программа MCNP).

В ходе исследования было выполнено следующее:

- Изучены особенности моделирования объектов сложной геометрии в программе MCNP
- Разработана и верифицирована модель тепловой подкритической сборки на реакторе ИРТ МИФИ
- Рассчитаны функционалы необходимые для создания виртуальной лабораторной работы
- Создана методика оценки вклада захватной энергии в общее энерговыделение для любого типа ядерного реактора
- Проведена оценка составляющих энерговыделения для реактора ВВЭР-1000

Для изучения методов используемых при проведении расчетов сложных по составу и геометрии объектов в программе MCNP была решена задача моделирования тепловой подкритической сборки, расположенной на реакторе ИРТ МИФИ. Результаты, полученные при расчете, указывают на хорошую корреляцию с экспериментом (расхождения составляют от 1,4% до 11,6%, в зависимости от вида эксперимента). Разработанная модель полностью готова к дальнейшему использованию при планировании экспериментов на данной установке.

В ходе моделирования ПКС ИРТ МИФИ были также рассчитаны функционалы, необходимые для создания виртуальной лабораторной работы. В настоящее время, научная группа, в состав которой входят студенты и аспиранты 28-ой и 5-ой кафедр НИЯУ МИФИ, проводит работы по созданию обучающего видеоролика и исполняющего файла компьютерной программы виртуальной лабораторной работы. Данная лабораторная работа войдет в «Систему поддержки лабораторных работ на уникальном

экспериментальном оборудовании в области ядерных энергетических установок», которая была создана в 2009 на 5-ой кафедре НИЯУ МИФИ.

При создании методики оценки вклада захватной энергии в общее энерговыделение были учтены основные физические особенности деления тяжелых ядер и взаимодействия нейтронов с материалами ядерного реактора. Показано, что доля энерговыделения за счет захватных реакций зависит не только от типа реактора и типа ТВС, но и от обогащения топлива (для низких обогащений). Была определена полная средняя энергия деления тяжелого ядра в реакторе ВВЭР-1000. Она составляет 200,07 МэВ при использовании ТВС типа 13ZS (обогащение 3% по ^{235}U) и 201,03 МэВ при использовании ТВС типа 30ZSV с гадолинием (3% по ^{235}U , 8% по Gd_2O_3). Доля захватной энергии в общем энерговыделении для двух данных типов ТВС составляет 3,19% и 3,69% соответственно.

Результаты показывают, что учет энерговыделения в зависимости от типа ТВС может влиять на общее энерговыделение на уровне 0,5%. Это вносит существенный вклад в глубину выгорания и позволяет повысить точность характеристик ОТВС реактора ВВЭР-1000. В настоящий момент используется значение доли захватной энергии для ТВС 2-го поколения с низким обогащением без выгорающих поглотителей. При использовании этих устаревших данных для ТВС с выгорающими поглотителями получается неопределенность в суммарной энергии деления порядка 1%.

Использование разработанной методики позволит в будущем расширить данную работу. Перспективой ее развития является расчет составляющих энерговыделения для ТВС с разным выгоранием топлива; оценка влияния длиннопробежных гамма-квантов и нейтронов, возникающих в результате захватных реакций, на энерговыделение в различных частях реактора; оценка составляющих энерговыделения для современных быстрых реакторов (БН-1200, БРЕСТ-300 и др.).

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННЫХ ИСТОЧНИКОВ

1. Jeremy E. Sweezy, X-5 Monte Carlo Team. MCNP5 Manual Vol I // U. S. A., 2003. – 340p.
2. Jeremy E. Sweezy, X-5 Monte Carlo Team. MCNP5 Manual Vol II // U. S. A., 2003. – 504p.
3. Shultis J.K., Faw R.E. An MCNP Primer // Dept. of Mechanical and Nuclear Engineering Kansas State University, Manhattan, 2004. – 45p.
4. Соболев И.М. Метод Монте-Карло // М: «НАУКА», 1978. – 64с.
5. Goorley T., X-5 Monte Carlo Team. Criticality Calculations with MCNP5: A Primer // U. S. A., 2004. – 193p.
6. Методические указания к лабораторной работе «Изучение нейтронного поля в уран-водной подкритической сборке на реакторе ИРТ МИФИ», ссылка: <http://wintuning.ru/play/labs/index.php?id=16>
7. Бушуев А.В. Экспериментальная реакторная физика // М: «МИФИ», 2008. – 280с.
8. Крамеров А.Я., Шевелев Я.В. Инженерные расчеты ядерных реакторов // М: «Энергоатомиздат», 1984. – 736с.
9. Петухов Б.С., Генин Л.Г., Ковалев С.А. Теплообмен в ядерных энергетических установках // М: «Атомиздат», 1974. – 408с.
10. Кириллов П.Л., Богословская Г.П. Тепло-массообмен в ядерных энергетических установках // М: «Энергоатомиздат», 2000. – 458с.
11. Гордеев И.В., Кардашев Д.А., Малышев А.В. Ядерно-физические константы // М: «Госатомиздат», 1963. – 511с.
12. Бартоломей Г.Г., Бать Г.А., Байбаков В.Д., Алхутов М.С. Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов // М: «Энергоиздат», 1982. – 511с.
13. Глестон С., Эдлунд М. Основы теории ядерных реакторов // М: «ИЛ», 1954. – 458с.
14. Широков Ю.М., Юдин Н.П. Ядерная физика // М: «Наука», 1980. – 729с.

15. Дежурко М.Д., Дубовская И.Я., Тихомиров В.В. Физика ядра и элементарных частиц. Сборник задач для студентов физического факультета // Минск, 2007. – 95с.
16. Java-based nuclear data display program (JANIS). Link: <http://www.oecd-nea.org/janis/>
17. National Nuclear Data Center, Brookhaven Laboratory. Link: <http://www.nndc.bnl.gov/>
18. Давиденко Н.Н., Куценко К.В., Тихомиров Г.В., Лаврухин А.А.. Обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами в атомной энергетике: Учебное пособие. // М: МИФИ, 2007. – 136с.
19. Герасимов В.В., Монахов А.С. Материалы ядерной техники // М: «Энергоиздат», 1982. – 289с.
20. Горохов А.К., Драгунов Ю.Г., Лунин Г.Л., Новиков А.Н., Цофин В.И., Ананьев Ю.А. Обоснование нейтронно-физической и радиационной частей проектов ВВЭР // М: ИКЦ «Академкнига», 2004. – 496 с.
21. Емельянов И.Я., Михан В.И., Солонин В.И., Конструирование ядерных реакторов // М: «Энергоиздат», 1982. – 400с.

ПРИЛОЖЕНИЕ А Результаты расчетов

Таблица А1

Результаты расчета мгновенного и запаздывающего энерговыделения для модели первого типа с разным обогащением топлива.

x %	нуклид	ρ , 1/ см ³	ν , см ³	(n,f)			E^0 , МэВ	$E^{\text{доля}}$, МэВ
				Fm4 (-6)	R (-6)	σ		
3,5%	²³⁸ U	2,15E+22	13,23	1,0778E-01	3,0685E-02	0,0006	197,786	14,886
	²³⁵ U	7,81E+20	13,23	3,6506E+01	3,7701E-01	0,0004	193,4054	178,849
сумма	-	-	-	-	4,0769E-01	-	-	193,74
4%	²³⁸ U	2,14E+22	13,23	1,0784E-01	3,0545E-02	0,0006	197,786	14,775
	²³⁵ U	8,92E+20	13,23	3,2056E+01	3,7834E-01	0,0004	193,4054	178,957
сумма	-	-	-	-	4,0888E-01	-	-	193,73
4,5%	²³⁸ U	2,13E+22	13,23	1,0780E-01	3,0379E-02	0,0006	197,786	14,735
	²³⁵ U	1,00E+21	13,23	2,8412E+01	3,7740E-01	0,0004	193,4054	178,997
сумма	-	-	-	-	4,0778E-01	-	-	193,73
5%	²³⁸ U	2,12E+22	13,23	1,0790E-01	3,0248E-02	0,0006	197,786	14,6597
	²³⁵ U	1,12E+21	13,23	2,5615E+01	3,7786E-01	0,0004	193,4054	179,0704
сумма	-	-	-	-	4,0811E-01	-	-	193,73

Таблица А2

Результаты расчета захватной энергии для модели первого типа с обогащением 3,5% (МэВ, σ' – среднеквадратическое отклонение).

материал	нуклид	ρ , 1/ см ³	ν , 1/ см ³	(n,f)			(n, γ)					
				Fm4 (-6)	σ	R (-6)	Fm4 (102)	σ	R (102)	E_γ^0 , МэВ	E_γ , МэВ	σ'
оксидное топливо	²³⁸ U	2,15E+22	13,23	1,08E-01	0,0006	3,07E-02	8,90E-01	0,0005	2,53E-01	4,8063	2,9882E+00	1,2E-03
	²³⁵ U	7,81E+20	13,23	3,65E+01	0,0004	3,77E-01	8,44E+00	0,0004	8,72E-02	6,5455	1,3996E+00	1,6E-04
	¹⁶ O	4,46E+22	13,23	-	-	-	1,24E-05	0,0004	7,33E-06	4,1431	7,4478E-05	7,3E-13
циркониевая оболочка	⁹³ Nb	9,86E+20	5,22	-	-	-	4,45E-01	0,0013	2,29E-03	7,2275	4,0617E-02	3,1E-07
	⁹¹ Zr	9,76E+22	5,22	-	-	-	4,25E-02	0,0009	2,16E-02	8,6348	4,5830E-01	2,4E-05
водный замедлитель	¹ H	4,78E+22	31,99	-	-	-	1,77E-02	0,0005	2,70E-02	2,2246	1,4739E-01	6,1E-06
	¹⁶ O	2,39E+22	31,99	-	-	-	1,02E-05	0,0005	7,76E-06	4,1431	7,8883E-05	9,4E-13
	¹⁰ B	3,23E+19	31,99	-	-	-	2,65E-02	0,0005	2,74E-05	11,4541	7,6999E-04	3,2E-11
суммарное по столбцу				4,08E-01			3,92E-01			5,0350E+00		0,0012

(n, α)						(n,p)					ΣE , МэВ
Fm4 (107)	σ	R (107)	E_α^0 , МэВ	E_α , МэВ	σ'	Fm4 (103)	σ	R (103)	E_p^0 , МэВ	E_p , МэВ	
-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	2,9882E+00
-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1,3996E+00
3,93E-03	0,0018	2,32E-03	-2,2156	-1,2603E-02	2,3E-05	7,49E-06	0,0239	4,42E-06	-9,6386	-1,0483E-04	7,4478E-05
3,48E-05	0,0017	1,79E-07	4,9283	2,1646E-06	3,8E-09	8,09E-05	0,0027	4,16E-07	0,6921	7,0843E-07	4,0620E-02
8,84E-06	0,0045	4,50E-06	5,6716	6,2632E-05	2,8E-07	7,43E-05	0,0031	3,78E-05	-0,7619	-7,0909E-05	4,5836E-01
-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1,4739E-01
2,68E-03	0,0019	2,05E-03	-2,2156	-1,1120E-02	2,2E-05	5,24E-06	0,0245	4,00E-06	-9,6386	-9,4868E-05	7,8883E-05
2,04E+02	0,0005	2,11E-01	2,7900	1,4434E+00	9,0E-04	2,46E-03	0,0007	2,54E-06	0,2255	1,4106E-06	1,4442E+00
2,15E-01				1,4435E+00	0,0009	4,92E-05			0,000002		6,48E+00

Результаты расчета захватной энергии для модели первого типа с обогащением 4% (МэВ, σ' – среднеквадратическое отклонение).

материал	нуклид	ρ , 1/ см ³	v , 1/ см ³	(n,f)			(n, γ)				
				Fm4 (-6)	σ	R (-6)	Fm4 (102)	σ	R (102)	E_γ^0 , МэВ	E_γ , МэВ
оксидное топливо	²³⁸ U	2,14E+22	13,23	1,08E-01	0,0006	3,05E-02	8,62E-01	0,0005	2,44E-01	4,8063171	2,8692E+00
	²³⁵ U	8,92E+20	13,23	3,21E+01	0,0004	3,78E-01	7,62E+00	0,0004	8,99E-02	6,5455171	1,4395E+00
	¹⁶ O	4,46E+22	13,23	-	-	-	1,09E-05	0,0005	6,41E-06	4,1431258	6,4903E-05
циркониевая оболочка	⁹³ Nb	9,79E+20	5,22	-	-	-	4,32E-01	0,0013	2,21E-03	7,2275174	3,9047E-02
	⁹¹ Zr	9,69E+22	5,22	-	-	-	4,08E-02	0,001	2,06E-02	8,6348173	4,3534E-01
водный замедлитель	¹ H	4,77E+22	31,99	-	-	-	1,56E-02	0,0005	2,38E-02	2,2245664	1,2950E-01
	¹⁶ O	2,39E+22	31,99	-	-	-	8,96E-06	0,0005	6,84E-06	4,1431262	6,9316E-05
	¹⁰ B	3,83E+19	31,99	-	-	-	2,34E-02	0,0005	2,86E-05	11,454118	8,0176E-04
суммарное по столбцу				4,09E-01			3,81E-01				

(n, α)					(n,p)					ΣE , МэВ
Fm4 (107)	σ	R (107)	E_α^0 , МэВ	E_α , МэВ	Fm4 (103)	σ	R (103)	E_p^0 , МэВ	E_p , МэВ	
-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	2,8692E+00
-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1,4395E+00
3,94E-03	0,0018	2,32E-03	-2,2156	-1,26E-02	7,60E-06	0,0242	4,48E-06	-9,63856	-1,06E-04	6,4903E-05
3,48E-05	0,0017	1,78E-07	4,9283	2,14E-06	8,10E-05	0,0027	4,14E-07	0,69205	7,04E-07	3,9050E-02
8,84E-06	0,0045	4,47E-06	5,6716	6,20E-05	7,44E-05	0,0031	3,76E-05	-0,76193	-7,05E-05	4,3540E-01
-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1,2950E-01
2,69E-03	0,0019	2,05E-03	-2,2156	-1,11E-02	5,20E-06	0,0247	3,97E-06	-9,63856	-9,41E-05	6,9316E-05
1,80E+02	0,0005	2,20E-01	2,7900	1,50E+00	2,46E-03	0,0007	3,01E-06	0,225549	1,67E-06	1,5039E+00
2,25E-01				1,50E+00	4,95E-05					2,37E-06
										6,42E+00

Таблица А4

Результаты расчета захватной энергии для модели первого типа с обогащением 4,5% (МэВ, σ' – среднеквадратическое отклонение).

материал	нуклид	ρ , 1/ см ³	v , 1/ см ³	(n,f)			(n, γ)				
				Fm4 (-6)	σ	R (-6)	Fm4 (102)	σ	R (102)	E_{γ}^0 , МэВ	E_{γ} , МэВ
оксидное топливо	²³⁸ U	2,13E+22	13,23	1,08E-01	0,0006	3,04E-02	8,37E-01	0,0005	2,36E-01	4,8063171	2,7785E+00
	²³⁵ U	1,00E+21	13,23	2,84E+01	0,0004	3,77E-01	6,94E+00	0,0004	9,22E-02	6,5455171	1,4796E+00
	¹⁶ O	4,46E+22	13,23	-	-	-	9,57E-06	0,0005	5,65E-06	4,1431258	5,7376E-05
циркониевая оболочка	⁹³ Nb	9,86E+20	5,22	-	-	-	4,24E-01	0,0014	2,18E-03	7,2275174	3,8669E-02
	⁹¹ Zr	9,76E+22	5,22	-	-	-	3,94E-02	0,001	2,01E-02	8,6348173	4,2526E-01
водный замедлитель	¹ H	4,77E+22	31,99	-	-	-	1,38E-02	0,0005	2,11E-02	2,2245664	1,1518E-01
	¹⁶ O	2,39E+22	31,99	-	-	-	7,95E-06	0,0005	6,07E-06	4,1431262	6,1662E-05
	¹⁰ B	4,50E+19	31,99	-	-	-	2,08E-02	0,0005	2,98E-05	11,454118	8,3818E-04
суммарное по столбцу				4,08E-01			3,71E-01			4,84E+00	

(n, α)					(n,p)					ΣE , МэВ
Fm4 (107)	σ	R (107)	E_{α}^0 , МэВ	E_{α} , МэВ	Fm4 (103)	σ	R (103)	E_p^0 , МэВ	E_p , МэВ	
-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	2,7785E+00
-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1,4796E+00
3,93E-03	0,0018	2,32E-03	-2,2156	-1,26E-02	7,36E-06	0,0242	4,34E-06	-9,63856	-1,03E-04	5,7376E-05
3,48E-05	0,0017	1,79E-07	4,9283	2,16E-06	8,08E-05	0,0027	4,16E-07	0,69205	7,06E-07	3,8672E-02
8,81E-06	0,0045	4,49E-06	5,6716	6,25E-05	7,42E-05	0,0031	3,78E-05	-0,76193	-7,07E-05	4,2532E-01
-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1,1518E-01
2,68E-03	0,0019	2,04E-03	-2,2156	-1,11E-02	5,08E-06	0,0249	3,87E-06	-9,63856	-9,16E-05	6,1662E-05
1,60E+02	0,0005	2,30E-01	2,7900	1,57E+00	2,46E-03	0,0007	3,53E-06	0,225549	1,95E-06	1,5724E+00
2,34E-01				1,57E+00	5,00E-05				2,66E-06	6,41E+00

Таблица А5

Результаты расчета захватной энергии для модели первого типа с обогащением 5% (МэВ, σ' – среднеквадратическое отклонение).

материал	нуклид	ρ , 1/ см ³	v , 1/ см ³	(n,f)			(n, γ)					
				Fm4 (-6)	σ	R (-6)	Fm4 (102)	σ	R (102)	E_γ^0 , МэВ	E_γ , МэВ	σ'
оксидное топливо	²³⁸ U	2,12E+22	13,23	1,08E-01	0,0006	3,02E-02	8,17E-01	0,0005	2,29E-01	4,8063171	2,6980E+00	9,5E-04
	²³⁵ U	1,12E+21	13,23	2,56E+01	0,0004	3,78E-01	6,41E+00	0,0004	9,45E-02	6,5455171	1,5165E+00	1,9E-04
	¹⁶ O	4,46E+22	13,23	-	-	-	8,58E-06	0,0005	5,06E-06	4,1431258	5,1399E-05	4,0E-13
циркониевая оболочка	⁹³ Nb	9,86E+20	5,22	-	-	-	4,15E-01	0,0014	2,14E-03	7,2275174	3,7857E-02	2,9E-07
	⁹¹ Zr	9,76E+22	5,22	-	-	-	3,83E-02	0,001	1,95E-02	8,6348173	4,1268E-01	2,1E-05
водный замедлитель	¹ H	4,77E+22	31,99	-	-	-	1,25E-02	0,0005	1,90E-02	2,2245664	1,0378E-01	3,0E-06
	¹⁶ O	2,39E+22	31,99	-	-	-	7,17E-06	0,0005	5,48E-06	4,1431262	5,5588E-05	4,7E-13
	¹⁰ B	5,14E+19	31,99	-	-	-	1,87E-02	0,0005	3,08E-05	11,454118	8,6372E-04	4,1E-11
суммарное по столбцу				4,08E-01			3,64E-01			4,7697E+00		0,0009

(n, α)						(n,p)					ΣE , МэВ
Fm4 (107)	σ	R (107)	E_α^0 , МэВ	E_α , МэВ	σ'	Fm4 (103)	σ	R (103)	E_p^0 , МэВ	E_p , МэВ	
-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	2,6980E+00
-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1,5165E+00
3,94E-03	0,0018	2,32E-03	-2,2156	-1,26E-02	2,3E-05	7,57E-06	0,0245	4,46E-06	-9,63856	-1,05E-04	5,1399E-05
3,49E-05	0,0017	1,80E-07	4,9283	2,17E-06	3,8E-09	8,12E-05	0,0027	4,18E-07	0,69205	7,09E-07	3,7860E-02
8,88E-06	0,0045	4,52E-06	5,6716	6,29E-05	2,8E-07	7,46E-05	0,0031	3,80E-05	-0,76193	-7,10E-05	4,1275E-01
-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1,0378E-01
2,69E-03	0,0019	2,05E-03	-2,2156	-1,11E-02	2,2E-05	5,15E-06	0,025	3,93E-06	-9,63856	-9,29E-05	5,5588E-05
1,44E+02	0,0005	2,37E-01	2,7900	1,62E+00	1,0E-03	2,46E-03	0,0007	4,04E-06	0,225549	2,23E-06	1,6205E+00
2,41E-01				1,6197E+00	0,0010	5,09E-05				0,000003	6,39E+00

Таблица А6

Результаты расчета скоростей ядерных реакций и величин захватного энерговыделения для модели второго типа (часть 1).

материал	нуклид	ρ , 1/ см ³	(n,f)			(n, γ)					
			Fm4 (-6)	σ	R (-6)	Fm4 (102)	σ	R (102)	E_{γ}^0 , МэВ	E_{γ} , МэВ	σ'
оксидное топливо	²³⁸ U	2,06E+22	1,3787E+00	0,0006	2,8346E-02	1,2287E+01	0,0005	2,5262E-01	4,8063	2,962E+00	1,85E-03
	²³⁵ U	6,36E+20	6,0011E+02	0,0004	3,8161E-01	1,3167E+02	0,0004	8,3730E-02	6,5455	1,337E+00	7,33E-04
	¹⁶ O	4,24E+22	-	-	-	2,0593E-04	0,0004	8,7292E-06	4,1431	8,822E-05	4,83E-08
циркониевая оболочка	⁹¹ Zr	4,08E+22	-	-	-	2,4063E-01	0,0009	9,8183E-03	8,6348	2,068E-01	2,02E-04
	⁵⁶ Fe	2,84E+21	-	-	-	1,2605E+00	0,0005	3,5801E-03	7,6461	6,677E-02	4,17E-05
	⁵⁹ Ni	4,05E+20	-	-	-	2,2084E+00	0,0004	8,9517E-04	11,3877	2,487E-02	1,36E-05
	⁵² Cr	8,1E+20	-	-	-	1,5242E+00	0,0004	1,2340E-03	7,9391	2,390E-02	1,31E-05
	⁴⁹ Ti	4,73E+19	-	-	-	2,8179E+00	0,0004	1,3316E-04	10,9392	3,553E-03	1,95E-06
	¹² C	2,32E+19	-	-	-	1,6047E-03	0,0004	3,7249E-08	4,9463	4,494E-07	2,46E-10
	⁹³ Nb	4,03E+20	-	-	-	2,4274E+00	0,0013	9,7946E-04	7,2275	1,727E-02	2,34E-05
водный замедлитель	¹ H	4,78E+22	-	-	-	7,4471E-01	0,0004	3,5575E-02	2,2246	1,930E-01	1,08E-04
	¹⁶ O	2,39E+22	-	-	-	4,2768E-04	0,0004	1,0217E-05	4,1431	1,033E-04	5,80E-08
	¹⁰ B	2,15E+19	-	-	-	1,1179E+00	0,0004	2,4057E-05	11,4541	6,721E-04	3,77E-07
стальная оболочка направляющего канала	⁵⁶ Fe	5,81E+22	-	-	-	1,3774E-01	0,0011	8,0073E-03	7,6461	1,493E-01	1,74E-04
	⁵⁹ Ni	8,29E+21	-	-	-	2,4377E-01	0,0010	2,0210E-03	11,3877	5,614E-02	6,00E-05
	⁵² Cr	1,66E+22	-	-	-	1,6793E-01	0,0010	2,7833E-03	7,9391	5,390E-02	5,76E-05
	⁴⁹ Ti	9,71E+20	-	-	-	3,1182E-01	0,0010	3,0264E-04	10,9392	8,076E-03	8,62E-06
	¹² C	4,66E+20	-	-	-	1,7724E-04	0,0010	8,2568E-08	4,9463	9,962E-07	1,06E-09
суммарное по столбцу			-	-	4,10E-01	-	-	4,02E-01	-	5,103E+00	0,002

Таблица А7

Результаты расчета скоростей ядерных реакций и величин захватного энерговыделения для модели второго типа (часть 2).

материал	нуклид	ρ , 1/см ³	(n,alpha)						(n,2n)		
			Fm4 (107)	σ	R (107)	E_{α}^0 , МэВ	E_{α} , МэВ	σ'	Fm4 (16)	σ	R (16)
оксидное топливо	²³⁸ U	2,06E+22	-	-	-	-	-	-	5,9835E-02	0,0047	1,2302E-03
	²³⁵ U	6,36E+20	-	-	-	-	-	-	4,9122E-02	0,0035	3,1237E-05
	¹⁶ O	4,24E+22	5,0030E-02	0,0019	2,1208E-03	-2,2156	-1,146E-02	2,22E-05	-	-	-
циркониевая оболочка	⁹¹ Zr	4,08E+22	4,6105E-05	0,0046	1,8812E-06	5,6716	2,603E-05	1,20E-07	2,2107E-03	0,0102	9,0202E-05
	⁵⁶ Fe	2,84E+21	5,0403E-04	0,0039	1,4316E-06	0,3259	1,138E-06	4,46E-09	1,3218E-04	0,0413	3,7543E-07
	⁵⁹ Ni	4,05E+20	7,6192E-03	0,0020	3,0884E-06	5,0967	3,840E-05	7,81E-08	7,5637E-05	0,0245	3,0660E-08
	⁵² Cr	8,1E+20	1,7959E-04	0,0054	1,4540E-07	-1,2089	-4,288E-07	2,32E-09	3,6880E-04	0,0144	2,9860E-07
	⁴⁹ Ti	4,73E+19	1,0352E-03	0,0012	4,8920E-08	0,2220	2,649E-08	3,33E-11	1,5084E-04	0,0295	7,1280E-09
	¹² C	2,32E+19	1,7860E-03	0,0065	4,1459E-08	-5,7021	-5,766E-07	3,75E-09	2,3669E-11	1,0000	5,4942E-16
	⁹³ Nb	4,03E+20	1,8139E-04	0,0017	7,3191E-08	4,9283	8,799E-07	1,53E-09	2,2738E-03	0,0147	9,1747E-07
водный замедлитель	¹ H	4,78E+22	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	¹⁶ O	2,39E+22	8,6747E-02	0,0018	2,0724E-03	-2,2156	-1,120E-02	2,05E-05	-	-	-
	¹⁰ B	2,15E+19	8,6012E+03	0,0005	1,8510E-01	2,7900	1,260E+00	7,75E-04	-	-	-
стальная оболочка направляющего канала	⁵⁶ Fe	5,81E+22	4,8419E-05	0,0058	2,8147E-06	0,3259	2,237E-06	1,30E-08	1,3446E-05	0,0598	7,8163E-07
	⁵⁹ Ni	8,29E+21	7,3109E-04	0,0031	6,0613E-06	5,0967	7,536E-05	2,35E-07	7,5292E-06	0,0358	6,2422E-08
	⁵² Cr	1,66E+22	1,7298E-05	0,0080	2,8670E-07	-1,2089	-8,454E-07	6,77E-09	3,6167E-05	0,0215	5,9943E-07
	⁴⁹ Ti	9,71E+20	9,9709E-05	0,0018	9,6772E-08	0,2220	5,240E-08	9,63E-11	1,5115E-05	0,0431	1,4670E-08
	¹² C	4,66E+20	1,7175E-04	0,0098	8,0014E-08	-5,7021	-1,113E-06	1,09E-08	5,7792E-12	1,0000	2,6923E-15
суммарное по столбцу			-	-	1,89E-01	-	1,260E+00	0,001	-	-	1,35E-03

Таблица А8

Результаты расчета скоростей ядерных реакций и величин захватного энерговыделения для модели второго типа (часть 3).

материал	нуклид	ρ , 1/ см ³	(n,p)					(n,3n)			ΣE , МэВ	доля	
			Fm4 (103)		R (103)	E_p^0 , МэВ	E_p , МэВ	Fm4 (17)		R (17)			
оксидное топливо	²³⁸ U	2,06E+22	-	-	-	-	-	3,5000E-04	0,041	7,1960E-06	2,962E+00	46,54%	
	²³⁵ U	6,36E+20	-	-	-	-	-	3,9945E-05	0,085	2,5401E-08	1,337E+00	21,01%	
	¹⁶ O	4,24E+22	9,8269E-05	0,0238	4,1656E-06	-9,6386	-9,794E-05	-	-	-	8,822E-05	0,001%	
циркониевая оболочка	⁹¹ Zr	4,08E+22	3,8702E-04	0,0031	1,5792E-05	-0,7619	-2,935E-05	-	-	-	2,068E-01	3,25%	
	⁵⁶ Fe	2,84E+21	9,4110E-03	0,0014	2,6730E-05	-2,9132	-1,899E-04	-	-	-	6,677E-02	1,05%	
	⁵⁹ Ni	4,05E+20	1,2104E-01	0,0010	4,9062E-05	1,8553	2,220E-04	-	-	-	2,513E-02	0,39%	
	⁵² Cr	8,1E+20	2,6386E-03	0,0022	2,1364E-06	-3,1921	-1,663E-05	-	-	-	2,390E-02	0,38%	
	⁴⁹ Ti	4,73E+19	4,6359E-03	0,0014	2,1907E-07	-1,2194	-6,516E-07	3,1618E-11	0,511	1,4941E-15	3,553E-03	0,06%	
	¹² C	2,32E+19	3,5023E-07	0,1582	8,1299E-12	-12,5871	-2,496E-10	-	-	-	4,494E-07	0,00001%	
	⁹³ Nb	4,03E+20	4,2166E-04	0,0027	1,7014E-07	0,6921	2,872E-07	4,3316E-07	0,311	1,7478E-10	1,727E-02	0,27%	
водный замедлитель	¹ H	4,78E+22	-	-	-	-	-	-	-	-	1,930E-01	3,03%	
	¹⁶ O	2,39E+22	1,7099E-04	0,0230	4,0849E-06	-9,6386	-9,604E-05	-	-	-	1,033E-04	0,002%	
	¹⁰ B	2,15E+19	8,0484E-02	0,0010	1,7320E-06	0,2255	9,529E-07	-	-	-	1,260E+00	19,81%	
стальная оболочка направляющего канала	⁵⁶ Fe	5,81E+22	9,0380E-04	0,0021	5,2541E-05	-2,9132	-3,734E-04	-	-	-	1,493E-01	2,35%	
	⁵⁹ Ni	8,29E+21	1,1631E-02	0,0016	9,6432E-05	1,8553	4,364E-04	-	-	-	5,665E-02	0,89%	
	⁵² Cr	1,66E+22	2,5338E-04	0,0033	4,1994E-06	-3,1921	-3,270E-05	-	-	-	5,390E-02	0,85%	
	⁴⁹ Ti	9,71E+20	4,4556E-04	0,0020	4,3243E-07	-1,2194	-1,286E-06	-	-	-	8,076E-03	0,13%	
	¹² C	4,66E+20	5,0207E-08	0,1646	2,3390E-11	-12,5871	-7,181E-10	-	-	-	9,962E-07	0,00002%	
суммарное по столбцу			2,58E-04					0,001			7,22E-06	6,364E+00	100,00%

Таблица А9

Результаты расчета скоростей ядерных реакций и величин захватного энерговыделения для модели третьего типа (часть 1).

материал	нуклид	ρ , 1/см ³	(n,f)			(n,y)					
			Fm4 (-6)	σ	R (-6)	Fm4 (102)	σ	R (102)	E_γ^0 , МэВ	E_γ , МэВ	σ'
оксидное топливо	²³⁸ U	2,06E+22	1,34E+00	0,0006	2,76E-02	1,20E+01	0,0005	2,47E-01	4,806317	2,9061E+00	1,5E-02
	²³⁵ U	6,36E+20	5,94E+02	0,0004	3,78E-01	1,30E+02	0,0004	8,25E-02	6,545517	1,3242E+00	8,7E-03
	¹⁶ O	4,24E+22	-	-	-	2,04E-04	0,0004	8,64E-06	4,143126	8,7811E-05	8,9E-05
циркониевая оболочка	⁹¹ Zr	4,08E+22	-	-	-	1,20E-01	0,0009	9,83E-03	8,634817	2,0821E-01	3,0E-03
	⁵⁶ Fe	2,84E+21	-	-	-	6,36E-01	0,0005	3,61E-03	7,64608	6,7745E-02	1,8E-03
	⁵⁹ Ni	4,05E+20	-	-	-	1,11E+00	0,0004	9,03E-04	11,38773	2,5232E-02	9,1E-04
	⁵² Cr	8,1E+20	-	-	-	7,69E-01	0,0004	1,24E-03	7,93912	2,4236E-02	1,1E-03
	⁴⁹ Ti	4,73E+19	-	-	-	1,42E+00	0,0004	1,34E-04	10,93919	3,6068E-03	3,5E-04
	¹² C	2,32E+19	-	-	-	8,10E-04	0,0004	3,76E-08	4,94631	4,5606E-07	5,9E-06
	⁹³ Nb	4,03E+20	-	-	-	1,22E+00	0,0013	9,82E-04	7,227517	1,7404E-02	9,5E-04
водный замедлитель	¹ H	4,78E+22	-	-	-	7,58E-01	0,0004	3,62E-02	2,224566	1,9752E-01	5,8E-03
	¹⁶ O	2,39E+22	-	-	-	4,35E-04	0,0004	1,04E-05	4,143126	1,0565E-04	9,8E-05
	¹⁰ B	1,32E+19	-	-	-	1,14E+00	0,0004	1,50E-05	11,45412	4,2008E-04	1,2E-04
стальная оболочка направляющего канала	⁵⁶ Fe	5,81E+22	-	-	-	1,42E-01	0,0011	8,28E-03	7,64608	1,5521E-01	2,8E-03
	⁵⁹ Ni	8,29E+21	-	-	-	2,52E-01	0,001	2,09E-03	11,38773	5,8368E-02	1,4E-03
	⁵² Cr	1,66E+22	-	-	-	1,73E-01	0,001	2,87E-03	7,93912	5,5960E-02	1,6E-03
	⁴⁹ Ti	9,71E+20	-	-	-	3,23E-01	0,001	3,13E-04	10,93919	8,4067E-03	5,4E-04
	¹² C	4,66E+20	-	-	-	1,83E-04	0,001	8,54E-08	4,94631	1,0362E-06	8,8E-06
оксидное топливо с гадолинием	²³⁸ U	1,90E+22	3,67E-02	0,0016	6,98E-04	2,77E-01	0,0037	5,26E-03	4,806317	6,2055E-02	2,2E-03
	²³⁵ U	4,68E+20	3,64E+00	0,0017	1,71E-03	1,43E+00	0,0027	6,68E-04	6,545517	1,0726E-02	7,8E-04
	¹⁶ O	4,20E+22	-	-	-	1,08E-06	0,0015	4,51E-08	4,143126	4,5866E-07	6,4E-06
	¹⁵⁷ Gd	1,97E+21	-	-	-	3,67E+01	0,0017	7,24E-02	7,93739	1,4085E+00	8,1E-03
суммарное по столбцу			-	-	4,08E-01	-	-	4,74E-01	-	6,534E+00	0,021

Таблица А10

Результаты расчета скоростей ядерных реакций и величин захватного энерговыделения для модели третьего типа (часть 2).

материал	нуклид	ρ , 1/см ³	(n,alpha)						(n,2n)		
			Fm4 (107)	σ	R (107)	E_{α}^0 , МэВ	E_{α} , МэВ	σ'	Fm4 (16)	σ	R (16)
оксидное топливо	²³⁸ U	2,06E+22	-	-	-	8,9378	-	-	5,83E-02	0,0047	1,20E-03
	²³⁵ U	6,36E+20	-	-	-	11,1183	-	-	4,78E-02	0,0035	3,04E-05
	¹⁶ O	4,24E+22	4,88E-02	0,0019	2,07E-03	-2,2156	-1,12E-02	1,4E-03	-	-	-
циркониевая оболочка	⁹¹ Zr	4,08E+22	2,30E-05	0,0045	1,88E-06	5,6716	2,62E-05	4,1E-05	1,10E-03	0,0102	4,50E-05
	⁵⁶ Fe	2,84E+21	2,52E-04	0,0039	1,43E-06	0,32587	1,14E-06	3,6E-05	6,91E-05	0,0410	1,96E-07
	⁵⁹ Ni	4,05E+20	3,81E-03	0,0020	3,09E-06	5,0967	3,86E-05	5,3E-05	3,86E-05	0,0246	1,56E-08
	⁵² Cr	8,1E+20	8,98E-05	0,0054	1,45E-07	-1,20888	-4,31E-07	1,2E-05	1,86E-04	0,0147	1,51E-07
	⁴⁹ Ti	4,73E+19	5,18E-04	0,0012	4,89E-08	0,22199	2,66E-08	6,7E-06	7,76E-05	0,0297	3,67E-09
	¹² C	2,32E+19	8,94E-04	0,0064	4,15E-08	-5,70205	-5,80E-07	6,2E-06	5,49E-09	0,9272	1,27E-13
водный замедлитель	⁹³ Nb	4,03E+20	9,07E-05	0,0017	7,32E-08	4,9283	8,85E-07	8,2E-06	1,13E-03	0,0146	4,57E-07
	¹ H	4,78E+22	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	¹⁶ O	2,39E+22	8,69E-02	0,0019	2,08E-03	-2,2156	-1,13E-02	1,4E-03	-	-	-
стальная оболочка направляющего канала	¹⁰ B	1,32E+19	8,75E+03	0,0004	1,15E-01	2,7900	7,87E-01	1,0E-02	-	-	-
	⁵⁶ Fe	5,81E+22	4,85E-05	0,0058	2,82E-06	0,32587	2,25E-06	5,1E-05	1,30E-05	0,0643	7,57E-07
	⁵⁹ Ni	8,29E+21	7,31E-04	0,0031	6,06E-06	5,0967	7,57E-05	7,4E-05	7,34E-06	0,0384	6,08E-08
	⁵² Cr	1,66E+22	1,73E-05	0,0080	2,86E-07	-1,20888	-8,49E-07	1,6E-05	3,59E-05	0,0236	5,95E-07
	⁴⁹ Ti	9,71E+20	9,98E-05	0,0018	9,68E-08	0,22199	5,27E-08	9,4E-06	1,47E-05	0,0470	1,43E-08
оксидное топливо с гадолинием	¹² C	4,66E+20	1,73E-04	0,0098	8,08E-08	-5,70205	-1,13E-06	8,6E-06	2,26E-10	0,7290	1,05E-13
	²³⁸ U	1,90E+22	-	-	-	-	-	-	1,60E-03	0,0103	3,04E-05
	²³⁵ U	4,68E+20	-	-	-	-	-	-	1,31E-03	0,0076	6,13E-07
	¹⁶ O	4,20E+22	1,33E-03	0,0044	5,57E-05	-2,2156	-3,03E-04	2,3E-04	-	-	-
	¹⁵⁷ Gd	1,97E+21	5,38E-07	0,0093	1,06E-09	7,27811	1,89E-08	9,9E-07	2,00E-03	0,0112	3,95E-06
суммарное по столбцу			-	-	1,19E-01	-	0,787E+00	0,010	1,31E-03		

Таблица А11

Результаты расчета скоростей ядерных реакций и величин захватного энерговыделения для модели третьего типа (часть 3).

материал	нуклид	ρ , 1/ см ³	(n,p)					(n,3n)			ΣE , МэВ	доля	
			Fm4 (103)	σ	R (103)	E_p^0 , МэВ	E_p , МэВ	Fm4 (17)	σ	R (17)			
оксидное топливо	²³⁸ U	2,06E+22	-	-	-	-	-	3,55E-04	0,0415	7,30E-06	2,9061E+00	39,690%	
	²³⁵ U	6,36E+20	-	-	-	-	-	4,60E-05	0,0854	2,93E-08	1,3242E+00	18,085%	
	¹⁶ O	4,24E+22	9,67E-05	0,0236	4,10E-06	-9,63856	-9,69E-05	-	-	-	8,7811E-05	0,001%	
циркониевая оболочка	⁹¹ Zr	4,08E+22	1,94E-04	0,0031	7,90E-06	-0,76193	-1,48E-05	-	-	-	2,0824E-01	2,844%	
	⁵⁶ Fe	2,84E+21	4,71E-03	0,0014	1,34E-05	-2,913234	-9,55E-05	-	-	-	6,7746E-02	0,925%	
	⁵⁹ Ni	4,05E+20	6,05E-02	0,0010	2,45E-05	1,855344	1,12E-04	-	-	-	2,5382E-02	0,347%	
	⁵² Cr	8,1E+20	1,32E-03	0,0022	1,07E-06	-3,19213	-8,36E-06	-	-	-	2,4236E-02	0,331%	
	⁴⁹ Ti	4,73E+19	2,32E-03	0,0014	1,10E-07	-1,21939	-3,3E-07	7,66E-11	0,5064	3,62E-15	3,6068E-03	0,049%	
	¹² C	2,32E+19	2,14E-07	0,1326	4,97E-12	-12,58707	-1,53E-10			-	4,5606E-07	0,000%	
	⁹³ Nb	4,03E+20	2,11E-04	0,0027	8,51E-08	0,69205	1,44E-07	4,21E-07	0,3347	1,70E-10	1,7405E-02	0,238%	
водный замедлитель	¹ H	4,78E+22	-	-	-	-	-	-	-	-	1,9752E-01	2,698%	
	¹⁶ O	2,39E+22	4,04E-05	0,0242	2,89E-06	-9,63856	-6,84E-05	-	-	-	1,0565E-04	0,001%	
	¹⁰ B	1,32E+19	1,89E-02	0,0007	1,22E-06	0,225549	6,76E-07	-	-	-	7,8770E-01	10,758%	
стальная оболочка направляющего канала	⁵⁶ Fe	5,81E+22	9,04E-04	0,0021	5,26E-05	-2,9132	-3,76E-04	-	-	-	1,5521E-01	2,120%	
	⁵⁹ Ni	8,29E+21	1,16E-02	0,0016	9,65E-05	1,8553	4,39E-04	-	-	-	5,8883E-02	0,804%	
	⁵² Cr	1,66E+22	2,54E-04	0,0034	4,20E-06	-3,1921	-3,29E-05	-	-	-	5,5960E-02	0,764%	
	⁴⁹ Ti	9,71E+20	4,46E-04	0,0021	4,33E-07	-1,2194	-1,29E-06	-	-	-	8,4067E-03	0,115%	
	¹² C	4,66E+20	4,38E-08	0,322	2,04E-11	-12,5871	-6,30E-10	-	-	-	1,0362E-06	0,000%	
Оксидное топливо с гадолинием	²³⁸ U	1,90E+22	-	-	-	-	-	9,48E-06	0,0864	1,80E-07	6,2055E-02	0,848%	
	²³⁵ U	4,68E+20	-	-	-	-	-	1,46E-06	0,1796	6,83E-10	1,0726E-02	0,146%	
	¹⁶ O	4,20E+22	2,49E-06	0,0510	1,04E-07	-9,63856	-2,47E-06	-	-	-	4,5866E-07	0,000%	
	¹⁵⁷ Gd	1,97E+21	1,09E-06	0,0095	2,14E-09	-0,58218	-3,06E-09	-	-	-	1,4085E+00	19,236%	
суммарное по столбцу			2,09E-04					0,001			7,51E-06	7,322E+00	100,000%

ПРИЛОЖЕНИЕ Б

KCODE карта

Для того чтобы включить функцию вычисления эффективного коэффициента размножения нейтронов пользователь должен добавить в третий блок входного файла следующую команду:

KCODE NSRCK RKK IKZ KCT MSRK KNRM MRKP KC8

где NSRCK – число историй в цикле, RKK – начальный предполагаемый keff, IKZ – количество пропущенных циклов перед началом накопления данных, KCT – полное количество циклов, MSRK – число точек делящегося материала, используемых для подсчета keff, KNRM – выбор нормирования данных tally, если они используются в подсчете (0 – по всем циклам, 1 – по активным циклам), MRKP – максимальное число величин в RUNTPE файле, KC8 – выбор данных по которым дается заключительный подсчет keff (0 – по всем циклам, 1 – по активным циклам). Стандартные значения входных величин : NSRCK=1000; RKK=1.0; IKZ=30; KCT=IKZ+100; MSRK=4500 или 2*NSRCK; KNRM=0; MRKP=6500; KC8=1.

В каждом цикле частицы разыгрываются изотропно, за исключением первого цикла при наличии SDEF карты. Для запуска подсчета пользователь должен задать либо начальное распределение частиц делящегося материала (KSRC карта, с координатами начальных точек), либо источник частиц, либо воспользоваться файлом распределения источника (SRCTP карта), который создается программой автоматически для каждой проблемы с подсчетом критичности и может быть использован для достижения лучшей сходимости пространственного распределения источника. Точки, в которых происходит деление в данном цикле, сохраняются (в SRCTP файл) и используются в следующем цикле как точки источника. Следовательно, для достижения хорошей сходимости источника к реальному источнику необходимо моделирование некоторого количество циклов. MCNP разрешает пропустить заданное количество начальных циклов, для получения наиболее правдивого значения keff.

В ходе KCODE подсчета программа накапливает три времени жизни мгновенных нейтронов и три оценки keff. Начальное приближение keff влияет лишь на скорость сходимости конечного результата подсчета, но иногда может вызывать снижение keff в первых циклах, при размещении источника нейтронов или точек деления вдали от реально

расположенных делящихся материалов. Поэтому очень важно чтобы перед началом активных циклов пространственное распределение источника и подсчитанный k_{eff} начали сходиться. Для этого желательно сначала провести подсчет с малым количеством историй в цикле, чтобы определить оптимальное количество неактивных циклов и получить адекватное распределение источника (SRCTP файл). Наряду с подсчетом критичности можно одновременно проводить другие подсчеты, предоставляемые программой. Следует лишь отметить, что наличие KCODE карты запрещает использование NPS или CTME карт, и, соответственно, задает полное количество историй. Команда TOTNU NO, включенная в третий блок входного файла проблемы с подсчетом критичности, запрещает розыгрыш запаздывающих нейтронов, которые разыгрываются совместно с мгновенными. В свою очередь при отсутствии TOTNU карты в других задачах, не включающих KCODE карту, учет запаздывающих нейтронов не ведется, чтобы его включить необходимо наличие команды TOTNU. Учет запаздывающих нейтронов, однако, не распространяется на расчет времен жизни нейтронов, так как программа лишь вносит добавку в долю мгновенных нейтронов.

ПРИЛОЖЕНИЕ В

Команда *mesh tally*

Программа предлагает пользователю 7 видов стандартных функционалов для расчета физических величин, среди которых подсчет тока, потока частиц, отклика детекторов и другие. Эта информация, тесно связана с ячейками, из которых состоит среда, а получить более детальную информацию, например об областях внутри ячейки, позволяет команда *mesh tally*. Она использует наложение координатной сетки на желаемую область геометрии относительно указанного центра координат и считает усредненный поток через каждую ячейку сетки (F_4 , в единицах $\frac{\text{частиц}}{\text{см}^2}$). При необходимости разбивает подсчеты по требуемым диапазонам энергий.

Как и для F карт собственный номер присваивается Fmesh карте, который оканчивается на «4», не превышает три символа по длине и не совпадает с другими Fmesh картами, а также с другими F картами. Описывается *mesh tally* следующим образом:

FMESHn:pl переменная = значение (B.1),

где n – номер tally, pl – транспорт каких частиц рассматривается (N – нейтроны, P – фотоны, E – электроны). Возможные значения переменных можно просмотреть в таблице 1. Следует сказать, что переменные IMESH JMESH и KMESH являются обязательными для задания. При использовании цилиндрической системы переменные AXS и VEC не должны быть параллельны. Плоскость которая включает данных да вектора и точка начала координат определяет $\Theta = 0$.

Таблица 1

Доступные переменные для описания *mesh* карты.

Дескриптор	Значение	Стандартное значение
GEOM	Выбор геометрии. Декартова – xyz или rec, цилиндрическая – cyl или rzt.	xyz
ORIGIN	Расположение центра координат mesh сетки (xyz).	(0 0 0)
AXS	Вектор, задающий направление оси z цилиндрической системы координат.	(0 0 1)
VEC	Вектор определяющий наряду с AXS плоскость $\Theta = 0$	(1 0 0)

IMESH	Координаты границ крупных ячеек в x или r направлении. Отсчет ведется с начала координат.	—
IINTS	Число мелких ячеек в каждой крупной в x или r направлении.	1
JMESH	Координаты границ крупных ячеек в y или z направлении. Отсчет ведется с начала координат.	—
JINTS	Число мелких ячеек в каждой крупной в направлении y или z	1
KMESH	Координаты границ крупных ячеек в z или Θ направлении.	—
KINTS	Число мелких ячеек в каждой крупной в z или Θ направлении	1
EMESH	Значения крупных энергетических диапазонов	—
EINTS	Число мелких диапазонов энергий в каждом крупном.	1
FACTOR	Мультипликативный фактор каждой mesh	1
OUT	Формат выходного файла. Col или cf — колоночный, ij или ik или jk — матричный (первая матрица – результаты подсчетов, вторая – относительные ошибки).	col

Подсчитанные значения записываются в отдельный файл, который называется meshtal. Если такой файл уже существует то создается файл, в котором последняя буква заменяется на следующую за ней по алфавиту. Не все свойства стандартных tally доступны в mesh tally. Не приводится информация о десяти статистических проверках, вместе с данными выводится только относительная ошибка. Как и для стандартных tally возможно получение результата в энергетических единицах, а также умножение подсчитанных значений на константы, например для подсчета дозы (mesh tally может использоваться в комбинациях с DE, DF, FC и FM картами). При описании переменных знак « = » необязателен и может быть заменен пробелом. Стандартная геометрия прямоугольная, с расположением центра координат в точке (0 0 0). Для цилиндрических геометрий ось z цилиндрической системы параллельна оси z декартовой системы координат, т.к. система координат mesh сетки привязана к стандартной системе координат MCNP (декартовая система координат).

Пример:

FMESH4:n GEOM=cyl ORIGIN= -100 0 0 IMESH=5 10 IINTS=5 2

JMESH= 100 200 JINTS 10 5 KMESH .5 1 KINTS=1 2 AXS= 1 0 0 VEC=0 1 0 OUT=ij

Этот пример задает цилиндрическую mesh tally вдоль оси x, с центром в точке $x=-100$ и $\Theta = 0$. Угол отсчитывается от оси y, соответствующей декартовой системе координат, в которой расположена система координат mesh tally. Геометрия разбивается в радиальном направлении с $r=[0,5]$ на 5 интервалов, 2 интервала с $r=[5,10]$; в направлении оси z при $z=[0,100]$ — 10 интервалов, $z=[100, 200]$ — 5 интервалов; разбиение по углу проводится на 1 интервал с $\Theta =[0,180]$, 2 интервала — $\Theta =[180, 360]$.

ПРИЛОЖЕНИЕ Г **Входные файлы для расчета в программе MCNP**

Г1. Модель ПКС ИРТ МИФИ

MEPhI WWER ASSEMBLY (pitch 12.7)

c ////////////////////////////////// CELL CARDS //////////////////////////////////

c Fuel rod with spacer grid u=1

1 1 -10.396 (19 -81 -21):(140 -17 -21) u=1 imp:n=1 \$ OU2 \$

2 2 -5.011 (-12 11 -14 19):(-12 14 -13):(-12 -19 20):(-15 -1 0 13):

(-15 -20 23):(-11 -16 17) u=1 imp:n=1 \$ Zr shell \$

3 7 -0.00129 (-11 16 -14):(-11 21 19 -17) u=1 imp:n=1 \$ AIR in TVEL \$

4 3 -0.997 (15 -37):(15 -20 36):(12 20 -35):(12 34 -33):(12 32 -31):

(12 30 -13):(15 13 -10):10:-23 u=1 imp:n=1 \$ H2O around Tvel \$

5 4 -2.7 12 -30 31 u=1 imp:n=1 \$ 1st Spacer grid \$

6 6 -1.19 12 -32 33 u=1 imp:n=1 \$ 2st Spacer grid \$

7 6 -1.19 12 -34 35 u=1 imp:n=1 \$ 3st Spacer grid \$

8 4 -2.7 15 -36 37 u=1 imp:n=1 \$ 3st Spacer grid \$

c

c Fuel core lattice

c

9 3 -0.997 -41 44 -40 43 -45 42 lat=2 u=2 fill=-11:11 -11:11 0:0

5 22r

5 22r

5 12r 1 5r 5 5 5 5

5 10r 1 7r 4 5 5 5

5 8r 1 10r 1 5 5

5 7r 4 1 10r 1 5 5

5 6r 1 12r 1 5 5

5 5r 1 13r 1 5 5

5 4r 1 14r 1 5 5

5 3r 1 15r 1 5 5

5 5 5 5 1 15r 5 5 5

5 5 5 1 16r 5 5 5
5 5 5 1 15r 5 5 5 5
5 5 1 1 15r 5 3r
5 5 1 1 14r 5 4r
5 5 1 1 13r 5 5r
5 5 1 1 12r 5 6r
5 5 1 1 10r 4 5 7r
5 5 1 1 10r 5 8r
5 5 5 4 1 7r 5 10r
5 5 5 5 1 5r 5 12r
5 22r
5 22r
imp:n=1 \$ Fuel Core \$
c
c
10 0 -51 -52 5 fill=2 imp:n=1 \$ inside Fuel Tank \$
c
c
11 0 -61:(-63 61 -1):(62 61 -1):(61 -1 -62 63 64):(61 -1 -62 63 -65):(3 1)
: (-3 8):(3 1):(-3 50 2) imp:n=0 \$ (OUTER SPACE) \$
c
c
c Still rod u=5
c
12 Like 1 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4 \$ Still TVEL \$
13 Like 2 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4 \$ Still TVEL \$
14 Like 3 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4 \$ Still TVEL \$
15 Like 4 But imp:n=1 u=4 \$ Still TVEL \$
16 Like 5 But imp:n=1 u=4 \$ Still TVEL \$
17 Like 6 But imp:n=1 u=4 \$ Still TVEL \$
18 Like 7 But imp:n=1 u=4 \$ Still TVEL \$
19 Like 8 But imp:n=1 u=4 \$ Still TVEL \$
c
20 4 -2.7 (-50 6 -5):(-50 -8 2):(-50 51 5 -2) imp:n=1 \$ Fuel Tank shell \$
c

21 3 -0.997 (6 -210 50 -4 201 202 203 204):(211 -200 50 -4 201 202 203 204)
 : (200 -7 50 -4):(52 -51 -2) imp:n=1 \$ H2O Tank and upper fuel tank H2O\$
 c
 22 4 -2.7 (1 -6 -3):(6 -7 -3 4):(-3 50 7 -2) imp:n=1 \$ H2O Tank Shell \$
 c
 c
 c Graphite transformer
 c
 c 31 8 -1.666 (-1 61 -62 63 -64 65) imp:n=1 \$ Big part of transformer \$
 31 8 -1.666 (-66 61 -62 63 -64 65):(-1 66 63 -68 -64 65):(-1 66 67 -62 -64 65)
 :(-1 66 70 -64 -67 68) imp:n=1 \$ Big part of transformer \$
 32 7 -0.00129 (-1 66 -70 65 -67 68) imp:n=1 \$ air in transformer \$
 c
 c Spacer grid (rest elements)
 c
 35 3 -0.997 -37:(36 -35):(34 -33):(32 -31):30 u=5 imp:n=1 \$ 3st Spacer grid \$
 36 4 -2.7 (31 -30):(37 -36) u=5 imp:n=1 \$ 3st Spacer grid \$
 37 6 -1.19 (35 -34):(-32 33) u=5 imp:n=1
 c
 c Rod division for calculations
 50 1 -10.396 81 -82 -21 u=1 imp:n=1 \$ OU2 1 \$
 51 Like 50 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4 \$ Still TVEL 1 \$
 c
 52 1 -10.396 82 -83 -21 u=1 imp:n=1 \$ OU2 1 \$
 53 Like 52 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4 \$ Still TVEL 1 \$
 c
 c
 54 1 -10.396 83 -84 -21 u=1 imp:n=1 \$ OU2 1 \$
 55 Like 54 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4 \$ Still TVEL 1 \$
 c
 c
 56 1 -10.396 84 -85 -21 u=1 imp:n=1 \$ OU2 1 \$
 57 Like 56 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4 \$ Still TVEL 1 \$
 c
 c

58 1 -10.396 85 -86 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
59 Like 58 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
60 1 -10.396 86 -87 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
61 Like 60 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
62 1 -10.396 87 -88 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
63 Like 62 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
64 1 -10.396 88 -89 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
65 Like 64 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
66 1 -10.396 89 -90 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
67 Like 66 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
68 1 -10.396 90 -91 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
69 Like 68 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
70 1 -10.396 91 -92 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
71 Like 70 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
72 1 -10.396 92 -93 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
73 Like 72 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
74 1 -10.396 93 -94 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
75 Like 74 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	

c	
76 1 -10.396 94 -95 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
77 Like 76 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
78 1 -10.396 95 -96 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
79 Like 78 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
80 1 -10.396 96 -97 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
81 Like 80 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
82 1 -10.396 97 -98 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
83 Like 82 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
84 1 -10.396 98 -99 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
85 Like 84 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
86 1 -10.396 99 -100 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
87 Like 86 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
88 1 -10.396 100 -101 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
89 Like 88 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
90 1 -10.396 101 -102 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
91 Like 90 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
92 1 -10.396 102 -103 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
93 Like 92 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$

c	
c	
94 1 -10.396 103 -104 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
95 Like 94 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
96 1 -10.396 104 -105 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
97 Like 96 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
98 1 -10.396 105 -106 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
99 Like 98 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
100 1 -10.396 106 -107 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
101 Like 100 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
102 1 -10.396 107 -108 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
103 Like 102 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
104 1 -10.396 108 -109 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
105 Like 104 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
106 1 -10.396 109 -110 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
107 Like 106 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
108 1 -10.396 110 -111 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
109 Like 108 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
110 1 -10.396 111 -112 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$

111 Like 110 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
112 1 -10.396 112 -113 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
113 Like 112 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
114 1 -10.396 113 -114 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
115 Like 114 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
116 1 -10.396 114 -115 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
117 Like 116 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
118 1 -10.396 115 -116 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
119 Like 118 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
120 1 -10.396 116 -117 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
121 Like 120 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
122 1 -10.396 117 -118 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
123 Like 122 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
124 1 -10.396 118 -119 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
125 Like 124 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
126 1 -10.396 119 -120 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
127 Like 126 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
128 1 -10.396 120 -121 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
129 Like 128 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$

c	
c	
130 1 -10.396 121 -122 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
131 Like 130 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
132 1 -10.396 122 -123 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
133 Like 132 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
134 1 -10.396 123 -124 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
135 Like 134 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
136 1 -10.396 124 -125 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
137 Like 136 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
138 1 -10.396 125 -126 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
139 Like 138 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
140 1 -10.396 126 -127 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
141 Like 140 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
142 1 -10.396 127 -128 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
143 Like 142 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
144 1 -10.396 128 -129 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
145 Like 144 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
146 1 -10.396 129 -130 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$

147 Like 146 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
148 1 -10.396 130 -131 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
149 Like 148 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
150 1 -10.396 131 -132 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
151 Like 150 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
152 1 -10.396 132 -133 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
153 Like 152 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
154 1 -10.396 133 -134 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
155 Like 154 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
156 1 -10.396 134 -135 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
157 Like 156 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
158 1 -10.396 135 -136 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
159 Like 158 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
160 1 -10.396 136 -137 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
161 Like 160 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
162 1 -10.396 137 -138 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
163 Like 162 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	

164 1 -10.396 138 -139 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
165 Like 164 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
166 1 -10.396 139 -140 -21 u=1 imp:n=1	\$ OU2 1 \$
167 Like 166 But Mat=5 Rho=-7.9 imp:n=1 u=4	\$ Still TVEL 1 \$
c	
c	
c	
c Water Tank centering rods & grid	
c	
200 5 -7.9 6 -201 -200 imp:n=1	\$ 1st centering rod \$
201 5 -7.9 6 -202 -200 imp:n=1	\$ 2nd centering rod \$
202 5 -7.9 6 -203 -200 imp:n=1	\$ 3rd centering rod \$
203 5 -7.9 6 -204 -200 imp:n=1	\$ 4th centering rod \$
204 5 -7.9 201 202 203 204 -4 50 210 -211 imp:n=1	\$ centering disk \$
c	
c ////////////////////////////////// SURFACE CARDS //////////////////////////////////	
c Water TANK	
1 pz 0	
2 pz 150	
3 cz 50	
4 cz 49.25	
5 pz 0.999	
6 pz 0.75	
7 pz 149.25	
8 pz 150.25	
c	
c Fuel rod	
10 pz 136.65	\$ Concevik verhnii top = top of rod \$
11 cz 0.39	\$ Zr-Nb shell inner \$
12 cz 0.455	\$ Zr-Nb shell outer \$
13 pz 135.15	\$ Concevik verhnii bottom \$
14 pz 132.85	\$ Verhnia zaglushka bottom \$

15 cz 0.3	\$ Concevik verhnii cylinder \$
16 pz 130.55	\$ Top of prostavka \$
17 pz 129.85	\$ Bottom of prostavka \$
19 pz 4.8	\$ Nijniaya zaglushka top \$
20 pz 2.5	\$ Nijniaya zaglushka bottom \$
21 cz 0.3825	\$ UO2 outer diameter \$
c 22 cz 0.075	\$ UO2 inner diameter -- channel \$
23 pz 1	\$ Concevik nijni bottom \$
c	
c	
c Spacer grid	
30 pz 134.15	\$ 1st spacer grid top \$
31 pz 133.15	\$ 1st spacer grid bottom \$
32 pz 100	\$ 2nd spacer grid top \$
33 pz 99	\$ 2nd spacer grid bottom \$
34 pz 50	\$ 3rd spacer grid top \$
35 pz 49	\$ 3rd spacer grid bottom \$
36 pz 2.3	\$ 4rd top\$
37 pz 1.3	\$ 4rd bottom \$
c	
c	
c Lattice a=12.7	
c	
40 p 1 1.73205 0 1.27	
41 px 0.635	
42 p -1 1.73205 0 -1.27	
43 p 1 1.73205 0 -1.27	
44 px -0.635	
45 p -1 1.73205 0 1.27	
c	
c	
c Fuel Core	
c	
50 cz 11.75	\$ outer radius \$
51 cz 11.625	\$ inner radius \$

52 pz 136.651

\$ Upper plate of fuel \$

c

c

c Graphite transformer

c

61 pz -80

62 px 50

63 px -50

64 py 60

65 py -60

66 pz -20

67 px 20

68 px -20

c 69 py 13

70 p 0 0.854 -1 11.103

c

c

c Fuel Rod division

c

81 pz 4.8

82 pz 4.9

83 pz 5

84 pz 5.1

85 pz 5.2

86 pz 5.3

87 pz 5.4

88 pz 5.5

89 pz 5.6

90 pz 5.7

91 pz 5.8

92 pz 5.9

93 pz 6

94 pz 6.1

95 pz 6.2

96 pz 6.3

97 pz 6.4
98 pz 6.5
99 pz 6.6
100 pz 6.7
101 pz 6.8
102 pz 6.9
103 pz 7
104 pz 7.1
105 pz 7.2
106 pz 7.3
107 pz 7.4
108 pz 7.5
109 pz 7.6
110 pz 7.7
111 pz 7.8
112 pz 7.9
113 pz 8
114 pz 8.1
115 pz 8.2
116 pz 8.3
117 pz 8.4
118 pz 8.5
119 pz 8.6
120 pz 8.7
121 pz 8.8
122 pz 8.9
123 pz 9
124 pz 9.1
125 pz 9.2
126 pz 9.3
127 pz 9.4
128 pz 10
129 pz 10.1
130 pz 12
131 pz 12.1

132 pz 16
 133 pz 16.1
 134 pz 24
 135 pz 24.1
 136 pz 30
 137 pz 30.1
 138 pz 38
 139 pz 38.1
 140 pz 38.2
 c
 c
 c Water Tank centering rods & grid
 c
 200 pz 121 \$ centering rod top \$
 201 c/z 30 30 0.5 \$ 1st centering rod \$
 202 c/z -30 30 0.5 \$ 2nd centering rod \$
 203 c/z 30 -30 0.5 \$ 3rd centering rod \$
 204 c/z -30 -30 0.5 \$ 4th centering rod \$
 c
 210 pz 119 \$ centering disk \$
 211 pz 120 \$ centering disk \$

 c ////////////////////////////////// DATA CARDS //////////////////////////////////
 c
 c
 MODE N \$ neutron transport \$
 c
 c print
 c
 SDEF POS=0 0 0.001 AXS=0 0 1 EXT=0 RAD=d1 ERG=d2 \$isotropic u235 distribution\$
 si1 0 11.75
 sp1 -21 1
 sp2 -2 2.53e-8 \$ Maxwell spectrum \$
 c
 c KSRC 0 0 50 0 1.27 50 0 -1.27 50 1.27 0 50 -1.27 0 50

c KCODE 1000 0.9 250 750 70000 1 6500 1

c

c F14:N (110<9[0 -8 0])

c F24:N (110<9[0 -7 0])

c F34:N (110<9[0 -6 0])

c F44:N (110<9[0 -5 0])

c F54:N (110<9[0 -4 0])

c F64:N (110<9[0 -3 0])

c F74:N (110<9[0 -2 0])

c F84:N (110<9[0 -1 0])

c F94:N (110<9[0 0 0])

c F104:N (110<9[0 1 0])

c F114:N (110<9[0 2 0])

c F124:N (110<9[0 3 0])

c F134:N (110<9[0 4 0])

c F144:N (110<9[0 5 0])

c F154:N (110<9[0 6 0])

c F164:N (110<9[0 7 0])

c F174:N (110<9[0 8 0])

c

c E14 1e-6 100e-3 10.5

c E24 1e-6 100e-3 10.5

c E34 1e-6 100e-3 10.5

c E44 1e-6 100e-3 10.5

c E54 1e-6 100e-3 10.5

c E64 1e-6 100e-3 10.5

c E74 1e-6 100e-3 10.5

c E84 1e-6 100e-3 10.5

c E94 1e-6 100e-3 10.5

c E104 1e-6 100e-3 10.5

c E114 1e-6 100e-3 10.5

c E124 1e-6 100e-3 10.5

c E134 1e-6 100e-3 10.5

c E144 1e-6 100e-3 10.5

c E154 1e-6 100e-3 10.5

c E164 1e-6 100e-3 10.5
 c E174 1e-6 100e-3 10.5
 c
 F4:N 50 52 54 56 58 60 62 64 66 68 70 72 74 76 78 80 82 84 86 88 90 92 94 96
 98 100 102 104 106 108 110 112 114 116 118 120 122 124 126 128 130 132
 134 136 138 140 142 144 146 148 150 152 154 156 158 160 162 164 166
 c E4 1e-6 100e-3 10.5
 Fm4 0.085 999 -5
 M999 29063.60c 1
 c
 c
 c ptrac file=asc event=src type=n max=3000 write=all
 c
 NPS 10000000
 c CTME 1
 c
 c MATERIALS
 c
 c ENDF602
 c
 c Fuel(6.5% enriched u)
 c
 M1 92238.60c 21.69e21 \$ u238 \$
 92235.60c 1.527e21 \$ u235 \$
 8016.60c 46.33e21 \$ oxygen \$
 c
 c Zr Rod shell
 c
 M2 40000.60c 33.09e21 \$ Zr \$
 41093.60c 0.0066e21 \$ Nb \$
 c
 c H2O
 c
 M3 1001.60c 66.71e21 \$ 1H \$
 8016.60c 33.36e21 \$ 16O \$

MT3 Lwtr.01t

c

c Mix of libraries, prevailing endf

c

c Aluminum alloy

c

M4 12000.60c -0.00004000 \$ Mg \$

14000.60c -0.00012 \$ 28Si 0.00011025\$

c 0.00000578 \$ 29Si \$

c 0.00000397 \$ 30Si \$

26054.60c -0.00002882 \$ 54Fe \$

26056.60c -0.00046868 \$ 56Fe \$

26057.60c -0.00001102 \$ 57Fe \$

26058.60c -0.00000148 \$ 58Fe \$

29063.60c -0.0001 \$ 63Cu 0.00006850\$

29065.60c -0.00003150 \$ 65Cu \$

25055.60c -0.00001000 \$ 55Mn \$

c 0.00009400 \$ Zn \$

22000.60c -0.00014100 \$ Ti \$

28058.60c -0.00000269 \$ 58Ni \$

28060.60c -0.00000107 \$ 60Ni \$

28061.60c -0.00000005 \$ 61Ni \$

28062.60c -0.00000015 \$ 62Ni \$

28064.60c -0.00000004 \$ 64Ni \$

5010.60c -0.00000151 \$ 10B \$

5011.60c -0.00000669 \$ 11B \$

16000.60c -0.00312000 \$ S \$

56138.60c -0.00000220 \$ Ba \$

20000.60c -0.0000393 \$ Ca \$

24050.60c -0.00000019 \$ 50Cr \$

24052.60c -0.00000377 \$ 52Cr \$

24053.60c -0.00000044 \$ 53Cr \$

24054.60c -0.00000011 \$ 54Cr \$

11023.60c -0.00038000 \$ 23Na \$

15031.60c -0.00013500 \$ 31P \$

13027.60c -0.99529179 \$ 27Al \$
 c
 c
 c Stainless steel alloy density: 7.9 g/cm3
 c
 M5 6000.60c -0.00082000 \$ C \$
 c 0.00783052 \$ 50Cr \$
 24000.11c -0.187 \$ 52Cr 0.15685511\$
 c 0.01812647 \$ 53Cr \$
 c 0.00458790 \$ 54Cr \$
 28000.11c -0.117 \$ 58Ni 0.07842230\$
 c 0.03124467 \$ 60Ni \$
 c 0.00138111 \$ 61Ni \$
 c 0.00446982 \$ 62Ni \$
 c 0.00118210 \$ 64Ni \$
 22000.60c -0.00512500 \$ Ti \$
 14000.60c -0.0003251 \$ 28Si 0.00029860 \$
 c 0.00001570 \$ 29Si \$
 c 0.00001080 \$ 30Si \$
 25055.60c -0.00800000 \$ 55Mn \$
 16032.01c -0.00066300 \$ S \$
 15031.60c -0.00086300 \$ 31P \$
 29000.10c -0.00194 \$ 63Cu 0.00132890\$
 c 0.00061110 \$ 65Cu \$
 c 0.03763000 \$ 54Fe \$
 26000.11c -0.666 \$ 56Fe 0.61196000\$
 c 0.01439000 \$ 57Fe \$
 c 0.00193000 \$ 58Fe \$
 13027.60c -0.00038800 \$ 27Al \$
 c 0.00045400 \$ 75As \$
 20000.60c -0.00012500 \$ Ca \$
 12000.60c -0.00001300 \$ Mg \$
 42000.01c -0.00157500 \$ Mo !!! temperature 0'K !!!\$
 c 0.00007063 \$ 204Pb \$
 c 0.00121582 \$ 206Pb \$

c 0.00112093 \$ 207Pb \$
 82000.10c -0.005078 \$ 208Pb 0.00267062 !!! temperature 0'K !!!\$
 c 0.00367500 \$ Sb \$
 c 0.00094100 \$ Zn \$
 c
 c
 c Organic glass density: 1.19 g/cm3
 c
 M6 6000.60c -0.5998500 \$ C \$
 1001.60c -0.0805400 \$ 1H \$
 8016.60c -0.3196100 \$ 16O \$
 c
 c
 c Air density: 0.00129 g/cm3
 c
 M7 7014.60c -0.78850000 \$ 14N \$
 8016.60c -0.21150000 \$ 16O \$
 c
 c
 c Graphite density: 1.666 g/cm3
 c
 M8 6000.60c 1 \$ C \$
 MT8 grph.01t

Г2. Модель первого типа (эквивалентная ячейка ректора ВВЭР-1000).

WWER TVEL

c cell card for part of uranium TVEL placed in water

1 1 -10.0 1 -2 5 -6 -101	imp:n=1	\$ Fuel \$
2 2 -6.55 1 -2 5 -6 101 -102	imp:n=1	\$ Shell \$
3 3 -0.71465 (3 -1 5 -6 -103):(2 -4 5 -6 -103):(1 -2 5 -6 -103 102)	imp:n=1	\$ Water \$
4 0 103: 6: -5: -3: 4	imp:n=0	\$ Outer space \$

c _____ Surfaces _____

1 pz 0

2 pz 353

*3 pz -30

*4 pz 400

*5 py 0

*6 p -0.5773 1 0 0

101 cz 0.3785

102 cz 0.447

*103 px 0.6375

c _____ Data card _____

MODE N

vol 13.23 5.22 31.99 0

c

KCODE 20000 1.0 60 360 1000 1 6500 1

c

c ____Fuel nuclides____

c

c U8

c

F14:N 1

Fm14 1 999 -6

c

F24:N 1

Fm24 1 999 102

c

F34:N 1

Fm34 1 999 16

c

F44:N 1

Fm44 1 999 17

c

c

c U5

c

F64:N 1

Fm64 1 998 -6

c

F74:N 1

Fm74 1 998 102

c

F84:N 1

Fm84 1 998 16

c

F94:N 1

Fm94 1 998 17

c

c

c O2

c

F134:N 1

Fm134 1 997 102

c

F144:N 1

Fm144 1 997 107

c

F154:N 1

Fm154 1 997 103

c

c

c

c __Shell nuclides__

c

c Nb

c

F164:N 2

Fm164 1 996 102

c

F174:N 2

Fm174 1 996 107

c

F184:N 2

Fm184 1 996 103

c

F194:N 2

Fm194 1 996 16

c

F204:N 2

Fm204 1 996 17

c

c

c Zr

c

F214:N 2

Fm214 1 995 102

c

F224:N 2

Fm224 1 995 107

c

F234:N 2

Fm234 1 995 103

c

F244:N 2

Fm244 1 995 16

c

F254:N 2

Fm254 1 995 17

c

c

c

c __Moderator nuclides__

c

c H1

c

F264:N 3

Fm264 1 994 102

c

c

c O2

c

F274:N 3

Fm274 1 997 102

c

F284:N 3

Fm284 1 997 107

c

F294:N 3

Fm294 1 997 103

c

c

c B10

c

F314:N 3

Fm314 1 993 102

c

F324:N 3

Fm324 1 993 107

c

F334:N 3

Fm334 1 993 103

c

c

M999 92238.60c 1

M998 92235.60c 1

M997 8016.60c 1

M996 41093.60c 1

M995 40000.60c 1

M994 1001.60c 1

M993 5010.60c 1

```

c
c  Fuel(3% enriched u)
c
M1  92238.60c 21.63e21          $ u238 $
    92235.60c 0.6691e21        $ u235 $
    8016.60c 44.61e21          $ oxygen $
c
c
c    Zr + 1% Nb
c
M2  40000.60c 976.2e20          $ Zr $
    41093.60c 9.861e20         $ Nb $
c
c
c    H2O
c
M3  1001.60c 46.79e21          $ 1H $
    8016.60c 23.39e21          $ 16O $
    5010.60c 0.02576e21        $ 10B $
MT3 Lwtr.04t                   $ H2O $

```

Г3. Модель второго типа (ТВС ректора ВВЭР-1000)

WWER-1000 TVS 13ZS without Gadolinium

```

2  0 -1 2 -3 4 -5 6 -19 29 fill=99
3  101 -0.71465 -301 302 -303 304 -305 306 u=99 lat=2 $ROW 1
    fill=-11:11 -11:11 0:0
99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 $ROW 1
99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 1 1 1 1 1 1 1 1 1 99 $ROW 2
99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 1 1 1 1 1 1 1 1 1 99 $ROW 3
99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 1 1 1 1 1 1 1 1 1 99 $ROW 4
99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 1 1 1 1 1 1 1 1 1 99 $ROW 5
99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 1 1 1 1 1 1 1 1 1 99 $ROW 6

```

99 99 99 99 99 99 1 1 1 1 1 41 1 1 1 1 41 1 1 1 1 1 99 \$ROW 7
 99 99 99 99 99 99 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 99 \$ROW 8
 99 99 99 99 99 1 1 1 1 41 1 1 1 1 41 1 1 1 41 1 1 1 1 99 \$ROW 9
 99 99 99 99 1 1 1 1 1 1 1 41 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 99 \$ROW 10
 99 99 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 41 1 1 1 1 1 1 1 1 99 \$ROW 11
 99 1 1 1 1 1 41 1 1 1 1 41 1 1 1 1 41 1 1 1 1 1 99 \$ROW 12
 99 1 1 1 1 1 1 1 41 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 99 99 \$ROW 13
 99 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 41 1 1 1 1 1 1 1 1 99 99 99 \$ROW 14
 99 1 1 1 1 41 1 1 1 41 1 1 1 1 41 1 1 1 1 99 99 99 \$ROW 15
 99 99 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 99 99 99 99 \$ROW 16
 99 99 1 1 1 1 1 41 1 1 1 1 41 1 1 1 1 1 99 99 99 99 \$ROW 17
 99 99 99 1 1 1 1 1 1 1 41 1 1 1 1 1 1 1 99 99 99 99 99 \$ROW 18
 99 99 99 99 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 99 99 99 99 99 \$ROW 19
 99 99 99 99 99 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 99 99 99 99 99 99 \$ROW 20
 99 99 99 99 99 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 99 99 99 99 99 99 \$ROW 21
 99 99 99 99 99 99 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 99 99 99 99 99 99 \$ROW 22
 99 \$ROW 23
 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99

1011	1	-9.504	-401	u=1	\$ fuel cell 1 FUEL \$
1012	102	-6.608	401	-402 u=1	\$ fuel cell 1 SHELL \$
1013	101	-0.71465	402	u=1	fuel cell 1 H2O \$
1411	101	-0.71465	-421	u=41	\$ guide tube cell 41 \$
1412	112	-7.736	421	-422 u=41	\$ guide tube cell 41 \$
1413	101	-0.71465	422	u=41	\$ guide tube cell 41 \$
100	0	1:-2:3:-4:5:-6:19:-29			

*1 py 11.8
 *2 py -11.8
 *3 p 1 0.577350269 0 13.62546635
 *4 p 1 0.577350269 0 -13.62546635
 *5 p -1 0.577350269 0 13.62546635
 *6 p -1 0.577350269 0 -13.62546635
 *19 pz 176.5
 *29 pz -176.5
 301 px 0.6375

302 px -0.6375
 303 p 1 1.7320508076 0 1.275
 304 p 1 1.7320508076 0 -1.275
 305 p -1 1.7320508076 0 1.275
 306 p -1 1.7320508076 0 -1.275
 401 cz 0.386 \$ R1 of fuel cell
 402 cz 0.45826 \$ R2 of fuel cell
 411 cz 0.02375 \$ r1 of Rh central tube cell
 412 cz 0.375 \$ r2 of central tube cell
 413 cz 0.45 \$ R1 of central tube cell
 414 cz 0.5179 \$ R2 of central tube cell
 421 cz 0.545 \$ R1 of guide tube cell
 422 cz 0.63235 \$ R2 of guide tube cell

c Material cards

m1 92235.60c 6.359 92238.60c 205.6
 8016.60c 423.9 \$UO2 \$
 m101 1001.60c 477.7 8016.60c 238.9
 5010.60c 0.2152 \$H2O+B 0.0009\$
 mt101 lwtr.04t
 m102 40000.60c -93.309 26000.11c -3.997
 28000.11c -0.601 41093.60c -0.943
 24000.11c -1.058 22000.60c -0.057
 6000.60c -0.007 \$Zr-fuel-cell \$
 m112 26000.11c -69.88 28000.11c -10.5
 24000.11c -18.5 22000.60c -1.0
 6000.60c -0.12 \$ Fe-guide-cell \$
 imp:n 1 7r 0
 mode n
 KCODE 20000 1.0 10 310 1000 1 6500 1
 vol 1.0 7r 0.0
 c

Г4. Модель третьего типа (ТВС ректора ВВЭР-1000 с гадолинием)

WWER-1000 TVS 30ZSV with Gadolinium

```
2  0 -1 2 -3 4 -5 6 -19 29 fill=99
```

3 101 -0.71465 -301 302 -303 304 -305 306 u=99 lat=2 \$ROW 1

```
fill=-11:11 -11:11 0:0
```

```
99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 $ROW 1
```

99

```
99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 99 $ROW 2
```

```
99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 99 $ROW 3
```

```
99 99 99 99 99 99 99 99 99 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 99 $ROW 4
```

```
99 99 99 99 99 99 99 99 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 99 $ROW 5
```

```
99 99 99 99 99 99 99 1 1 1 1 1 1 1 4 1 1 1 1 1 1 1 1 99 $ROW 6
```

```
99 99 99 99 99 99 1 1 1 1 1 41 1 1 1 1 1 41 1 1 1 1 1 99 $ROW 7
```

```
99 99 99 99 99 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 99 $ROW 8
```

99 99 99 99 1 1 1 1 4 1 1 1 1 1 4 1 1 1 1 4 1 1 1 1 1 99 \$ROW 9

```
99 99 99 1 1 1 1 1 1 1 41 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 99 $ROW 10
```

```
99 99 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 41 1 1 1 1 1 1 1 1 99 $ROW 11
```

99 1 1 1 1 1 4 1 1 1 1 1 4 1 1 1 1 1 4 1 1 1 1 1 99 \$ROW 12

```
99 1 1 1 1 1 1 1 4 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 99 99 $ROW 13
```

```
99 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 41 1 1 1 1 1 1 1 99 99 99 $ROW 14
```

```
99 1 1 1 1 41 1 1 1 41 1 1 1 1 41 1 1 1 1 99 99 99 $ROW 15
```

```
99 99 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 99 99 99 99 $ROW 16
```

```
99 99 1 1 1 1 1 4 1 1 1 1 4 1 1 1 1 1 99 99 99 99 $ROW 17
```

```
99 99 99 1 1 1 1 1 1 1 4 1 1 1 1 1 1 1 99 99 99 99 99 $ROW 18
```

```
99 99 99 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 99 99 99 99 99 $ROW 19
```

```
99 99 99 99 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 99 99 99 99 99 99 $ROW 20
```

```
99 99 99 99 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 99 99 99 99 99 99 $ROW 21
```

```
99 99 99 99 99 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 99 99 99 99 99 99 $ROW 22
```

```
99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 $ROW 23
```

99 99 99 99 99 99 99 99 99

1011 1 -9.504 -401 u=1

\$ fuel cell 1 FUEL \$

1012 102 -6.608 401 -402 u=1

\$ fuel cell 1 SHELL \$

1013 101 -0.71465 402 u=1

\$ fuel cell 1 H2O \$

1411	101 -0.71465 -421 u=41	\$ guide tube cell 41 \$
1412	112 -7.736 421 -422 u=41	\$ guide tube cell 41 \$
1413	101 -0.71465 422 u=41	\$ guide tube cell 41 \$
100	0 1:-2:3:-4:5:-6:19:-29	
*1	py 11.8	
*2	py -11.8	
*3	p 1 0.577350269 0 13.62546635	
*4	p 1 0.577350269 0 -13.62546635	
*5	p -1 0.577350269 0 13.62546635	
*6	p -1 0.577350269 0 -13.62546635	
*19	pz 176.5	
*29	pz -176.5	
301	px 0.6375	
302	px -0.6375	
303	p 1 1.7320508076 0 1.275	
304	p 1 1.7320508076 0 -1.275	
305	p -1 1.7320508076 0 1.275	
306	p -1 1.7320508076 0 -1.275	
401	cz 0.386	\$ R1 of fuel cell
402	cz 0.45826	\$ R2 of fuel cell
411	cz 0.02375	\$ r1 of Rh central tube cell
412	cz 0.375	\$ r2 of central tube cell
413	cz 0.45	\$ R1 of central tube cell
414	cz 0.5179	\$ R2 of central tube cell
421	cz 0.545	\$ R1 of guide tube cell
422	cz 0.63235	\$ R2 of guide tube cell
c Material cards		
m1	92235.60c 6.359 92238.60c 205.6	
	8016.60c 423.9	\$UO2 \$
m101	1001.60c 477.7 8016.60c 238.9	
	5010.60c 0.2152	\$H2O+B 0.0009\$
mt101	lwtr.04t	
m102	40000.60c -93.309 26000.11c -3.997	

```

28000.11c -0.601 41093.60c -0.943
24000.11c -1.058 22000.60c -0.057
6000.60c -0.007 $ Zr-fuel-cell $
m112 26000.11c -69.88 28000.11c -10.5
24000.11c -18.5 22000.60c -1.0
6000.60c -0.12 $ Fe-guide-cell $
imp:n 1 7r 0
mode n
KCODE 20000 1.0 10 310 1000 1 6500 1
vol 1.0 7r 0.0

```