

Эта часть работы выложена в ознакомительных целях. Если вы хотите получить работу полностью, то приобретите ее воспользовавшись формой заказа на странице с готовой работой:

<https://studservis.ru/gotovye-raboty/kursovaya-rabota/354036>

Тип работы: Курсовая работа

Предмет: Физика

СОДЕРЖАНИЕ 2

ВВЕДЕНИЕ 2

1 Описание реакторной установки 3

1.1 Особенности Уран-графитовых реакторов 3

1.2 Материалы ядерного реактора 4

1.2.1 Диоксид урана 4

1.2.2 Теплоноситель легкая вода 4

1.2.3 Материалы оболочек тепловыделяющих элементов 5

II Результаты работы 5

1 Расчет площадей активной зоны 5

2 Расчет концентраций материалов активной зоны 6

2.1 Расчет концентрации нуклидов ядерного топлива, замедлителя, теплоносителя 7

2.2 Расчет концентрации нуклидов конструкционных материалов 9

2.3 Расчет гомогенизированных концентраций 9

3 Методика расчета спектра плотности потока нейтронов итерационным способом 10

3.1 Методика расчета спектра плотности потока нейтронов в нулевой итерации 10

3.2 Организация итерационного процесса для определения спектра плотности потока нейтронов 12

4 Спектр плотности потока нейтронов для «холодного» реактора 13

5 Нормировка плотности потока нейтронов и определение эффективного коэффициента размножения нейтронов. 14

6 Влияние температуры эксплуатации материалов на нейтронно- физические параметры 16

7 Компенсация запаса реактивности 21

ЗАКЛЮЧЕНИЕ 23

Список использованных источников 24

При проектировании и эксплуатации УГР учитывают ряд следующих особенностей:

□ возможность использования в сочетании с графитом различных теплоносителей, в том числе высокотемпературных;

□ большее воспроизводство топлива, чем в ВВЭР;

□ возможность перегрузки топлива без остановки реактора;

Так же у УГР имеются недостатки:

□ относительно малая замедляющая способность и большая длина замедления приводит к большим размерам и соответственно низкой плотности теплосъема активной зоны;

□ длительные радиационные воздействия приводят к изменению физико-механических свойств и размеров графита;

□ пористость графита приводит к просачиванию теплоносителя, что приводит к изменению реактивности.

Используемые в работе экспериментальные параметры реактора

УГР с водяным теплоносителем соответствуют реальным значениям реактора РБМК-1000 с поправками на полученное условие и представлены в таблице 1 [1, 2, 3].

Таблица 1 - Экспериментальные параметры реактора

Параметр	Значение
----------	----------

Тепловая мощность, МВт	1500
------------------------	------

Ядерное топливо (ЯТ) UO ₂	
--------------------------------------	--

Загрузка топлива, т	192
---------------------	-----

Обогащение, %	1,5
---------------	-----

Плотность топлива, г/см ³	10,9
--------------------------------------	------

Материал оболочки Al	
----------------------	--

Плотность оболочки, г/см³ 2,7
Температура теплоносителя на входе в ТК, °С 90
Температура теплоносителя на выходе из ТК, °С 190
Высота активной зоны, м 7
Диаметр активной зоны, м 11,8
Число каналов (испарительных), шт 1693
КПД, % 31,3
Число ТВЭЛ, шт 18
Диаметр внутренний оболочки ТВЭЛ, мм 11,7
Диаметр внешней оболочки ТВЭЛ, мм 13,6
Диаметр топливной таблетки, мм 11,52

1.2 Материалы ядерного реактора

1.2.1 Диоксид урана

Диоксид урана используется в качестве топлива в УГР. UO₂ обладает низкой теплопроводностью, тем самым, по сечению топливной таблетки проявляются большие градиенты температур, что влияет на прочность твэл. Предельно допустимая температура такого сердечника равна 2800 °С и соответствует точке плавления UO₂. До температуры плавления диоксид урана не имеет никаких фазовых переходов. У диоксида урана меньше плотность и меньшее процентное содержание урана чем в металлическом топливе.

Таблетки изготавливаются из порошка UO₂ методом спекания в форме цилиндров размером по высоте 2-3 диаметра, и имеют центральное отверстие диаметром 1,4-1,6 мм, которое служит дополнительным объемом для скопления газообразных продуктов деления и снижает температуру в центре.

1.2.2 Теплоноситель легкая вода

Вода является распространенным теплоносителем. Прежде чем использовать воду как теплоноситель из нее удаляют газы, так как присутствующие в воде примеси и газы делают ее химически активной с металлами.

Радиоактивная вода циркулирует в первом контуре. Воду фильтруют для снижения концентрации примесей. Под действием нейтронов на ядрах кислорода идут реакции которых образуются O¹⁸ (n,γ) O¹⁹ и O¹⁶ (n,p) N¹⁶, в которых образуются радиоактивные ядра O¹⁹ с T_(1/2)=29,4с и N¹⁶ с T_(1/2)=4с

Повышением давления в первом контуре устраняют такой недостаток как низкая температура кипения. Поглощение тепловых нейтронов водой компенсируют обогащением урана

1.2.3 Материалы оболочек тепловыделяющих элементов

К твэлам предъявляются серьезные требования, так как они находятся под воздействием максимальных температур по реактору:
небольшое сечение поглощения нейтронов;
сохранение формы под воздействием температуры и радиации;
большая теплопроводность;
стойкость к коррозии и эрозии под воздействием теплоносителя, и совместимость с материалом топлива;
Толщина для оболочек, выполненных из алюминия составляет 0,4 – 0,8 мм.

II Результаты работы

1 Расчет площадей активной зоны

Расчет площадей элементов активной зоны производится по формулам:

$$S_{\text{ЯТ}} = N_{\text{ТВЭЛ}} \cdot \pi \cdot R_{\text{ТТ}}^2 = 18 \cdot \pi \cdot 0,576^2 = 18,752 \text{ [см}^2 \text{]}$$

$$R_{\text{(ТК внут)}} = R_{\text{(ТК внеш)}} - \Delta_{\text{ТК}} = 4,4 - 0,4 = 4 \text{ [см]}$$

$$S_{\text{TK внеш}} = \pi \cdot R_{\text{TK внеш}}^2 = \pi \cdot 4,4^2 = 60,790 \text{ [см}^2 \text{]}$$

$$S_{\text{TK внутр}} = \pi \cdot R_{\text{TK внутр}}^2 = \pi \cdot 4^2 = 50,240 \text{ [см}^2 \text{]}$$

$$S_{\text{TK}} = S_{\text{TK внеш}} - S_{\text{TK внутр}} = 60,790 - 50,240 = 10,550 \text{ [см}^2 \text{]}$$

$$S_{\text{ТВЭЛ внеш}} = \pi \cdot R_{\text{ТВЭЛ внеш}}^2 = \pi \cdot 0,68^2 = 1,452 \text{ [см}^2 \text{]}$$

$$S_{\text{ТВЭЛ внутр}} = \pi \cdot R_{\text{ТВЭЛ внутр}}^2 = \pi \cdot 0,585^2 = 1,075 \text{ [см}^2 \text{]}$$

$$S_{\text{ТВЭЛ}} = S_{\text{ТВЭЛ внеш}} - S_{\text{ТВЭЛ внутр}} = 1,452 - 1,075 = 0,377 \text{ [см}^2 \text{]}$$

$$S_{\text{KM}} = S_{\text{TK}} + S_{\text{ТВЭЛ}} \cdot N_{\text{ТВЭЛ}} = 10,550 + 0,377 \cdot 18 = 17,343 \text{ [см}^2 \text{]}$$

$$S_{\text{ЯЧ}} = a_{\text{ЯЧ}} \cdot b_{\text{ЯЧ}} = 25 \cdot 25 = 625 \text{ [см}^2 \text{]}$$

$$S_{\text{ТН}} = S_{\text{TK внутр}} + S_{\text{TK внеш}} \cdot N_{\text{ТВЭЛ}} = 50,240 - 60,790 \cdot 18 = 24,105 \text{ [см}^2 \text{]}$$

$$S_{\text{ЗАМ}} = S_{\text{ЯЧ}} - S_{\text{TK внеш}} = 625 - 60,790 = 564,210 \text{ [см}^2 \text{]} \quad (1.1)$$

Проверка верности расчета площадей элементов АЗ заключалась в справедливости равенства $S_{\text{общ}} > S_{\text{ЯЧ}}$:

$$S_{\text{общ}} = S_{\text{ЯТ}} + S_{\text{KM}} + S_{\text{ЗАМ}} + S_{\text{ТН}} = 624,409 \text{ [см}^2 \text{]} \quad (1.2)$$

где $S_{\text{ЯТ}}$ -площадь ядерного топлива;

$N_{\text{ТВЭЛ}}$ -число ТВЭЛ в сборке;

$R_{\text{ТТ}}$ -радиус топливной таблетки;

$R_{\text{TK внутр}}$ -внутренней радиус ТК;

$R_{\text{TK внеш}}$ -внешний радиус ТК;

$S_{\text{TK внеш}}$ -внутренняя площадь ТК;

$S_{\text{TK внутр}}$ - внешняя площадь ТК;

S_{TK} -площадь ТК;

$R_{\text{ТВЭЛ внеш}}$ -внешний радиус ТВЭЛ;

$R_{\text{ТВЭЛ внутр}}$ -внутренней радиус ТВЭЛ;

$S_{\text{ТВЭЛ внеш}}$ -внешняя площадь ТВЭЛ;

$S_{\text{ТВЭЛ внутр}}$ -внутренняя площадь ТВЭЛ;

$S_{\text{ТВЭЛ}}$ - площадь ТВЭЛ;

S_{KM} -площадь конструкционных материалов;

$S_{\text{ЯЧ}}$ -площадь ячейки одного ТВС;

$S_{\text{ТН}}$ -площадь теплоносителя;

$S_{\text{ЗАМ}}$ -площадь замедлителя;

$S_{\text{общ}}$ -общая площадь ячейки;

$a_{\text{ЯЧ}}, b_{\text{ЯЧ}}$ -длина и ширина ячейки,соответственно.

2 Расчет концентраций материалов активной зоны

Для расчета концентраций элементов АЗ использовались формулы определения ядерных концентраций (для нуклидов ЯТ, ЗАМ, ТН) и формула определения концентрации смешанных материалов (для конструкционных материалов):

$$N(M) = N_A \cdot \rho(M) / \mu(M) \text{ [см}^{-3} \text{]} \quad (2.1)$$

M – рассматриваемая молекула;

N_A - число Авогадро ($6,023 \cdot 10^{23}$, моль⁽⁻¹⁾);

$\rho(M)$ - плотность молекулы, г/см³;

$\mu(M)$ - массовая доля молекулы.

$$N(X_z^A) = N(M) \cdot C(X_z^A) \quad (2.2)$$

$N(X_z^A)$ - ядерная концентрация;

$N(M)$ - концентрация молекулы;

$C(X_z^A)$ - массовое содержание;

$$N_i = C_i \cdot (N_A \cdot \rho_{\text{смеси}}) / \mu_i \quad (2.3)$$

$\rho_{\text{смеси}}$ - плотность смеси, г/см³ ;

C_i - массовое содержание;

μ_i - молярная масса атома;

i - химический элемент.

2.1 Расчет концентрации нуклидов ядерного топлива, замедлителя, теплоносителя

В исследуемом реакторе УГР топливом является диоксид урана (UO₂) с обогащением $C(U^{235}) = 1,5\%$.

$$N(\rho_{2}) = N_a \cdot \rho(\rho_{2}) / \mu(\rho_{2}) = 6,023 \cdot 10^{23} \cdot 10,9/270 = 2,432 \cdot 10^{22} [\text{см}^{-3}], (2.1.1)$$

$$N(U^{235}) = N(\rho_{2}) \cdot C(U^{235}) = 2,432 \cdot 10^{22} \cdot 0,015 = 3,648 \cdot 10^{20} [\text{см}^{-3}], (2.1.2)$$

$$N(U^{238}) = N(\rho_{2}) \cdot (1 - C(U^{235})) = 2,432 \cdot 10^{22} \cdot (1 - 0,015) = 2,395 \cdot 10^{22} [\text{см}^{-3}], (2.1.3)$$

$$N(O) = N(\rho_{2}) \cdot 2 = 2,432 \cdot 10^{22} \cdot 2 = 4,863 \cdot 10^{22} [\text{см}^{-3}], (2.1.4)$$

1 Шелегов А.С. Физические особенности и конструкция реактора РБМК- 1000: Учебное пособие/Шелегов А.С., Лескин С.Т., Слободчук В.И. М.: НИЯУ МИФИ, 2011, – 64 с.

2 Владимиров В.И. Физика ядерных реакторов: Практические задачи по их эксплуатации. Изд. 5-е, перераб. и доп. – М.: Книжный дом «ЛИБИРКОМ», 2009. – 480 с.

3 Бойко В. И. Физический расчет ядерного реактора на тепловых нейтронах: учебное пособие/Бойко В.И., Кошелев Ф.П., Шаманин И.В., Колпаков Г.Н., Селиванникова О.В. – Томск: Изд-во Томского политехнического университета, 2009. – 504 с.

4 Колпаков Г.Н. Конструкции твэлов, каналов и активных зон энергетических реакторов: учебное пособие/ Колпаков Г.Н., Селиванникова О.В. – Томск: Изд-во Томского политехнического университета, 2009. –118 с.

5 Габараев Б.А. Атомная энергетика XXI века: учебное пособие/Б.А. Габараев, Ю.Б. Смирнов, Ю.С. Черепнин. – М.: Издательский дом МЭИ, 2013. –250 с.

6 Мерзликин Г.Я. Основы теории ядерных реакторов. Курс для эксплуатационного персонала АЭС. – Севастополь: СИЯЭИП, 2001.

7 Головацкий А.В., Нестеров В.Н., Шаманин И.В. Организация итерационного процесса при численном восстановлении спектра нейтронов в размножающей системе с графитовым замедлителем // Известие высших учебных заведений. 2010. №11. С. 10–14.

8 Абагян Л.П., Базазянц Л.О., Бондаренко И.И. Групповые константы для расчета ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1964. – 137с.

Эта часть работы выложена в ознакомительных целях. Если вы хотите получить работу полностью, то приобретите ее воспользовавшись формой заказа на странице с готовой работой:

<https://studservis.ru/gotovye-raboty/kurovaya-rabota/354036>