

Реферат

Выпускная квалификационная работа содержит 101 страниц, 7 рисунков, 21 таблиц, 9 источников, 4 приложений, 2 чертеж.

Ключевые слова: ядерный реактор, отравление, выгорание, шлакование, воспроизводство, нейтронно-физический расчет, многогрупповой расчет, спектр потоков, ценность нейтронов, нуклидный состав топлива.

Объектом исследования является водо-водяной ядерный реактор мощностью 4250 МВт с топливом UO_2 и обогащением 5%.

Цель работы – выполнение нейтронно-физического расчёта реактора, состоящего в физическом обосновании элементов конструкции и определении совокупности физических параметров, удовлетворяющих поставленным требованиям.

В результате исследования произведён нейтронно-физический расчет данного реактора, в частности оценены размеры активной зоны, рассчитаны коэффициенты размножения «холодного» и «горячего» реактора. Произведён многогрупповой расчёт, а также расчёт отравления и шлакования.

Основные конструктивные, технологические и технико-эксплуатационные характеристики: реактор типа ВВЭР, тепловая мощность 4250 МВт, ядерное горючее UO_2 , обогащение 5 %, теплоноситель – H_2O , материал оболочек ТВЭЛов и кассет – сталь ОХ18Н9Т. Область применения: ядерная энергетика.

Экономическая эффективность/значимость работы высокая.

ОПРЕДЕЛЕНИЯ И СОКРАЩЕНИЯ

Ядерный реактор: Устройство, предназначенное для организации управляемой самоподдерживающейся цепной реакции деления, сопровождаемой выделением энергии.

Кампания ядерного реактора: Время работы реактора с одной и той же загрузкой ядерного топлива.

Кампания ядерного топлива: Время работы топлива в пересчете на полную мощность реактора; время, в течение которого топливо находится в реакторе.

Выгорание ядерного топлива: Снижение концентрации любого нуклида в ядерном *топливе*, вследствие *ядерных* превращений этого нуклида при работе реактора.

Отравление ядерного реактора: Процесс накопления в реакторе короткоживущих продуктов деления, участвующих в непроизводительном захвате нейтронов и тем самым снижающих запас реактивности реактора при их образовании.

Шлакование ядерного топлива: Процесс накопления в работающем реакторе стабильных и долгоживущих продуктов деления, участвующих в непроизводительном захвате нейтронов и тем самым снижающих запас реактивности реактора.

ВВЭР – водо–водяной энергетический реактор;

МэВ – мегаэлектронВольт;

ТКР – температурный коэффициент реактивности;

ТЭР – температурный эффект реактивности;

КВ – коэффициент воспроизводства.

Оглавление

Введение	16
1 Нейтронно-физический расчёт реактора.....	17
1.1 Предварительный расчет	17
1.2 Расчет концентраций	20
1.2.1 Расчет концентрации топлива	21
1.2.2 Расчет концентрации теплоносителя.....	21
1.2.3 Расчет концентрации оболочки.....	21
1.3 Расчет микроскопических и макроскопических сечений для «холодного» реактора.....	22
1.3.1 Микроскопические и макроскопические сечения для U^{235}	24
1.3.2 Микроскопические и макроскопические сечения для U^{238}	25
1.3.3 Микроскопические и макроскопические сечения для кислорода, содержащегося в топливе.....	26
1.3.4 Макроскопические сечения для топлива	27
1.3.5 Макроскопические сечения теплоносителя, конструкционных материалов и их составляющих	27
1.4 Расчет коэффициента размножения «холодного» реактора	28
1.4.1 Расчет коэффициента размножения для бесконечной среды	28
1.4.1.1 Расчет коэффициента выхода нейтронов на одно поглощение	28
1.4.1.2 Расчет коэффициента размножения на быстрых нейтронах.....	29
1.4.1.3 Расчет коэффициента использования тепловых нейтронов.....	30
1.4.1.4 Расчет вероятности избежать резонансного захвата.....	33
1.4.2 Расчет эффективного коэффициента размножения	34

1.5	Оптимизация параметров ячейки.....	36
2	Температурный эффект реактивности.....	39
2.1	Зависимость микросечений от температуры	40
2.2	Расчёт эффективного коэффициента размножения «горячего» реактора ..	41
3	Многогрупповой расчёт, спектр и ценности нейтронов в активной зоне	44
3.1	Пересчёт концентраций.....	45
3.2.	Многогрупповой расчёт	46
4	Расчёт нуклидного состава	50
4.1	Выгорание ядерного топлива	50
4.2	Коэффициент воспроизводства	52
4.3	Отравление реактора	52
4.4	Определение средней плотности потока нейтронов по реактору.....	53
4.5	Определение равновесных ядерных концентраций ксенона, самария, прометия и йода	53
4.6	Определение накопления I, Xe, Pm, Sm при работе ядерного реактора на стационарной мощности	54
4.7	Определение потери реактивности при отравлении Xe и Sm в любой момент времени до установления стационарного значения	54
4.8	Определение изменения плотности ядер I, Xe, Pm, Sm после остановки реактора.....	55
4.9	Определение изменения реактивности после остановки реактора	55
4.10	Определение времени достижения полной глубины йодной ямы и 90% полного прометиевого провала	55
4.11	Определение реактивности при переходе с одного уровня мощности на другой.....	56
4.12	Шлакование реактора	56
5	Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение	Ошибка! Закладка не определена.
5.1	Потенциальные потребители результатов исследования	Ошибка! Закладка не определена.

- 5.2 Анализ конкурентных технических решений.....**Ошибка! Закладка не определена.**
- 5.3 SWOT-анализ..... **Ошибка! Закладка не определена.**
- 6 Планирование научно-исследовательских работ**Ошибка! Закладка не определена.**
- 6.1 Структура работ в рамках научного исследования **Ошибка! Закладка не определена.**
- 6.2 Определение трудоемкости выполнения работ.....**Ошибка! Закладка не определена.**
- 6.3 Разработка графика проведения научного исследования..... **Ошибка! Закладка не определена.**
- 6.4 Бюджет научно-технического исследования (НТИ) ..**Ошибка! Закладка не определена.**
- 6.4.1 Расчет материальных затрат НТИ.. **Ошибка! Закладка не определена.**
- 6.4.2 Основная заработная плата исполнителей темы .**Ошибка! Закладка не определена.**
- 6.4.3 Дополнительная заработная плата . **Ошибка! Закладка не определена.**
- 6.4.4 Отчисления во внебюджетные фонды.....**Ошибка! Закладка не определена.**
- 6.4.8 Формирование бюджета затрат НИП**Ошибка! Закладка не определена.**
- 7 Определение ресурсной (ресурсосберегающей), финансовой, бюджетной, социальной и экономической эффективности исследования **Ошибка! Закладка не определена.**
- 7.1 Анализ опасных и вредных производственных факторов.....**Ошибка! Закладка не определена.**
- 7.2 Обоснование и разработка мероприятий по снижению уровней опасного и вредного воздействия и устранению их влияния при работе на ПЭВМ **Ошибка! Закладка не определена.**
- 7.2.1 Организационные мероприятия **Ошибка! Закладка не определена.**
- 7.2.2 Технические мероприятия **Ошибка! Закладка не определена.**
- 7.2.3 Условия безопасной работы **Ошибка! Закладка не определена.**
- 7.3 Электробезопасность..... **Ошибка! Закладка не определена.**
- 7.4 Пожарная и взрывная безопасность.. **Ошибка! Закладка не определена.**

Заключение.....	57
Список использованных источников.....	58
Приложение А.....	60
Приложение Б.....	61
Приложение В.....	62
Приложение Г.....	66
Приложение Д ФЮРА.562627.013 СБ.....	100
Приложение Е ФЮРА.562627.013 СБ.....	101

Введение

Основная задача нейтронно-физического расчета реактора состоит в физическом обосновании конструкции и определении совокупности физических параметров реактора, удовлетворяющего поставленным требованиям.

Выбрав и обосновав конструктивную схему реактора, необходимо далее провести оценочный тепловой расчет, в результате которого определяются размеры активной зоны. После определения параметров нейтронно-физического расчета, производится расчет спектров нейтронов и их ценностей в активной зоне в 26-групповом диффузионном приближении. Физический расчет заканчивается расчетом изотопного состава топлива, а также расчетом отравления, шлакования и коэффициента воспроизводства.

Основной задачей данной работы является проведение теплового расчета, определение размеров ТВС, расчет характеристик «холодного» и «горячего» реактора и нахождение k_{∞} и $k_{эф}$, а также расчёт температурного коэффициента реактивности, спектров интегральных потоков и ценностей нейтронов в активной зоне.

1 Нейтронно-физический расчёт реактора

1.1 Предварительный расчет

Схема расчета реактора на тепловых нейтронах начинается с предварительной оценки размеров активной зоны, которые обеспечили бы нужный теплосъем при заданной мощности аппарата.

В гетерогенных реакторах максимально допустимая тепловая нагрузка на поверхности тепловыделяющих элементов является важным параметром, который определяет размеры активной зоны при заданном шаге решетки.

Исходя из требуемой мощности реактора, размеры активной зоны можно оценить следующим образом:

$$V_{a.z.} = \frac{N}{N_0} \cdot \eta, \text{ см}^3; \quad (1.1)$$

$$D_{a.z.} = \sqrt[3]{\frac{4 \cdot V_{a.z.}}{\pi \cdot m}}, \text{ см}; \quad (1.2)$$

$$H_{a.z.} = m \cdot D_{a.z.}, \text{ см}, \quad (1.3)$$

где $V_{a.z.}, D_{a.z.}, H_{a.z.}$ – объем, диаметр и высота активной зоны;

m – отношение высоты к диаметру;

N – заданная мощность реактора, МВт;

η – коэффициент учитывающий увеличение объема реактора вследствие размещения регулирующих стержней.

Максимальная удельная объемная нагрузка активной зоны:

$$N_{0_{\max}} = \overline{N_0} \cdot K_v, \text{ кВт/л}, \quad (1.4)$$

где K_v – коэффициент неравномерности тепловыделения по объёму активной зоны.

Максимально допустимая тепловая нагрузка:

$$q_{\max} = \frac{N_{0\max} \cdot S_{\text{яч}}}{0,116 \cdot \Pi_0 \cdot n}, \text{ Гкал/м}^2 \cdot \text{ч}, \quad (1.5)$$

где Π_0 – периметр тепловыделяющей поверхности одного ТВЭЛа;

n – число ТВЭЛов в ТВС;

$S_{\text{яч}}$ – площадь сечения ячейки.

Необходимая для отвода тепла скорость определяется в максимально напряженно тепловыделяющем элементе из уравнения баланса тепла:

$$v = \frac{q_{\max} \cdot \Pi_0 \cdot H}{3,6 \cdot K_z \cdot \gamma \cdot \Delta i \cdot S_{\text{мн1}}}, \text{ м/с}, \quad (1.6)$$

где v – скорость теплоносителя на входе;

K_z – осевой коэффициент неравномерности;

$S_{\text{мн1}}$ – площадь сечения прохода теплоносителя, приходящаяся на один элемент, см²;

γ – плотность теплоносителя при рабочих параметрах, г/см³;

Δi – разность теплосодержания теплоносителя на выходе, ккал/кг.

Если теплоемкость C_p (ккал/кг·град) не зависит от температуры, то:

$$\Delta i = C_p (t_{\text{вых}} - t_{\text{вх}}), \text{ ккал/кг}. \quad (1.7)$$

В противном случае величину теплосодержания как функцию параметров теплоносителя следует определять по специальным таблицам или графикам.

Для проведения расчета были приняты следующие величины:

Тепловая мощность	$N = 4250 \text{ МВт}$
Средняя удельная объемная нагрузка	$\bar{N}_0 = 100 \text{ кВт/л}$
Коэффициент увеличения активной зоны за счет СУЗ	$\eta = 1,3$
Отношение высоты к диаметру	$m = 0,85$
Объемный коэффициент неравномерности	$K_V = 2$
Осевой коэффициент неравномерности	$K_Z = 1,5$
Размер ТВС под ключ	20 см
Число твэлов в ТВС	312
Радиус топливной таблетки	0,45 см
Внешний радиус твэла	0,46 см

Перейдем к расчету параметров активной зоны, с учетом исходных данных.

Объем активной зоны:

$$V_{a.z.} = \frac{N}{\bar{N}_0} \cdot \eta = \frac{4250 \cdot 10^6}{100} \cdot 1,3 = 55250000 \text{ см}^3.$$

Диаметр активной зоны:

$$D_{a.z.} = \sqrt[3]{\frac{4 \cdot V_{a.z.}}{\pi \cdot m}} = \sqrt[3]{\frac{4 \cdot 5,25 \cdot 10^7}{\pi \cdot 0,85}} = 4,35 \cdot 10^2 \text{ см.}$$

Высота активной зоны:

$$H_{a.z.} = m \cdot D_{a.z.} = 0,85 \cdot 4,35 \cdot 10^2 = 3,70 \cdot 10^2 \text{ см.}$$

Максимальная удельная объемная нагрузка активной зоны:

$$N_{0_{\max}} = \bar{N}_0 \cdot K_V = 100 \cdot 2 = 200 \text{ кВт/см}^3.$$

Площадь сечения ячейки:

$$S_{\text{яч}} = \frac{\sqrt{3}}{2} \cdot a_{\text{яч}}^2 = \frac{\sqrt{3}}{2} \cdot 20^2 = 346,41 \text{ см}^2.$$

где $a_{\text{яч}}$ – размер твс под ключ, см;

Периметр тепловыделяющей поверхности твэла:

$$\Pi_0 = \pi \cdot d = \pi \cdot 0,92 = 2,889 \text{ см.}$$

Максимально допустимая тепловая нагрузка:

$$q_{\max} = \frac{N_{0_{\max}} \cdot S_{\text{яч}}}{0,116 \cdot \Pi_0 \cdot n} = \frac{200 \cdot 346,410}{0,116 \cdot 2,889 \cdot 312} = 0,663 \text{ 0,663 Гкал/м}^2 \cdot \text{ч,}$$

$$\Delta i = C_p (t_{\text{вых}} - t_{\text{ex}}) = 1,21 \cdot (280 - 250) = 36,3 \text{ ккал/кг.}$$

Площадь сечения прохода теплоносителя, приходящаяся на 1 элемент:

$$S = \frac{S_{\text{яч}} \cdot \frac{n(\pi \cdot D^2)}{4}}{n} = \frac{346,410 - 312 \cdot \frac{\pi \cdot 0,92^2}{4}}{312} = 0,460 \text{ см}^2.$$

Рассчитаем скорость прохождения теплоносителя через АЗ.

$$v = \frac{q_{\max} \cdot \Pi_0 \cdot H}{3,6 \cdot K_z \cdot \gamma \cdot \Delta i \cdot S_{\text{мн1}}} = \frac{0,661 \cdot 2,889 \cdot 370,419}{3,6 \cdot 1,5 \cdot 0,88 \cdot 0,446 \cdot 36,3} = 9,187 \text{ м/с.}$$

Таким образом, получившаяся скорость прокачки теплоносителя удовлетворяет установленным требованиям ($v < 10$ м/с – для воды).

Принятые в предварительном тепловом расчёте, шаг решетки, размеры твэла, скорость, проходное сечение для теплоносителя, размеры реактора уточняются в результате последующего физического расчёта.

1.2 Расчет концентраций

Поскольку ячейка реактора состоит из нескольких зон с различными ядерными свойствами, необходимо рассчитать нейтронно-физические характеристики (сечения взаимодействия, коэффициенты диффузии, замедляющие свойства) для каждой зоны (топливо – диоксид урана (5% обогащения по U^{235}), оболочка – ОХ18Н9Т (72,12% Fe + 18% Cr + 9% Ni + 0,8% Ti + 0,08% C), теплоноситель и замедлитель – легкая вода H_2O),). Температура всех элементов реактора принимается равной 20 °С.

Вычисление ядерных концентраций производят для каждого элемента активной зоны и отражателя. Ядерная концентрация находится по формуле:

$$N = \frac{N_a \cdot \gamma}{A}, \text{ ядер/см}^3, \quad (1.8)$$

где γ – плотность вещества, г/см³;

A – атомный вес вещества.

1.2.1 Расчет концентрации топлива

Топливом является диоксид урана с обогащением по U^{235} на 5 %, поэтому ядерная концентрация топлива рассчитывается следующим образом:

$$N_{UO_2} = \frac{0,6023 \cdot 10^{24} \cdot 10,97}{270} = 0,024 \cdot 10^{24} \text{ молекул/см}^3.$$

Расчет концентрации отдельных элементов, входящих в состав топлива, осуществляется следующим образом:

$$N_{U^{235}} = N_{UO_2} \cdot 0,05 = 1,223 \cdot 10^{21} \text{ ядер/см}^3;$$

$$N_{U^{238}} = N_{UO_2} \cdot 0,95 = 2,325 \cdot 10^{22} \text{ ядер/см}^3;$$

$$N_{O^{16}} = N_{UO_2} \cdot 2 = 4,894 \cdot 10^{22} \text{ ядер/см}^3;$$

1.2.2 Расчет концентрации теплоносителя

Теплоносителем в данном ядерном реакторе служит вода.

$$N_{H_2O} = \frac{0,6023 \cdot 10^{24} \cdot 0,88}{18} = 0,0295 \cdot 10^{24} \text{ молекул/см}^3;$$

$$N_O = N_{H_2O} = 0,0295 \cdot 10^{24} \text{ ядер/см}^3;$$

$$N_H = N_{H_2O} \cdot 2 = 0,0591 \cdot 10^{24} \text{ ядер/см}^3.$$

1.2.3 Расчет концентрации оболочки

Оболочка твэлов и ТВС – ОХ18Н9Т(72,12% Fe + 18% Cr + 9% Ni + 0,8% Ti + 0,08% C). Вычисление концентраций производится следующим образом:

$$N_{Fe} = \frac{N_a \cdot \gamma}{A_{Fe}} \cdot C_{Fe} = \frac{0,6023 \cdot 10^{24} \cdot 7,88}{55,85} \cdot 0,7212 = 0,0616 \cdot 10^{24} \text{ ядер/см}^3,$$

$$N_{Cr} = \frac{N_a \cdot \gamma}{A_{Cr}} \cdot C_{Cr} = \frac{0,6023 \cdot 10^{24} \cdot 7,88}{52} \cdot 0,180 = 0,0165 \cdot 10^{24} \text{ ядер/см}^3,$$

$$N_{Ni} = \frac{N_a \cdot \gamma}{A_{Ni}} \cdot C_{Ni} = \frac{0,6023 \cdot 10^{24} \cdot 7,88}{58,7} \cdot 0,090 = 0,0073 \cdot 10^{24} \text{ ядер/см}^3,$$

$$N_{Ti} = \frac{N_a \cdot \gamma}{A_{Ti}} \cdot C_{Ti} = \frac{0,6023 \cdot 10^{24} \cdot 7,88}{47,96} \cdot 0,008 = 0,0008 \cdot 10^{24} \text{ ядер/см}^3,$$

$$N_C = \frac{N_a \cdot \gamma}{A_C} \cdot C_C = \frac{0,6023 \cdot 10^{24} \cdot 7,88}{12} \cdot 0,0008 = 0,0003 \cdot 10^{24} \text{ ядер/см}^3.$$

1.3 Расчет микроскопических и макроскопических сечений для «холодного» реактора

Необходимость пересчета сечений связана с тем, что их значения, приведенные в справочных таблицах, относятся к энергии нейтронов $E = 0,025$ эВ соответствующей при распределении нейтронов по спектру Максвелла наиболее вероятной скорости $v = 2200$ м/с.

Все поперечные сечения при физико-нейтронных расчетах должны быть отнесены к средней скорости нейтронов. Следует отметить, что Максвелловский спектр тепловых нейтронов смещается в спектр замедляющихся нейтронов при температуре 293 К при энергии примерно равной $E = 0,2$ эВ, которая называется «энергией сшивки».

В реальных средах распределение тепловых нейтронов не совпадает в точности с распределением Максвелла, поскольку имеет место поглощение тепловых нейтронов (спектр сдвинут в область больших энергий).

Для удобства расчетов принято, что тепловые нейтроны распределены по спектру Максвелла, но имеют более высокую эффективную температуру

(температура нейтронного газа – $T_{н.г.}$), которая превышает температуру замедлителя.

Поперечные сечения поглощения и деления, отнесенные к средней скорости тепловых нейтронов, определяются по формуле:

$$\sigma_a = 0,884 \cdot \sigma_{a_0} \cdot f_a \cdot \sqrt{\frac{293}{T_{н.г.}}}; \quad (1.9)$$

$$\sigma_f = 0,884 \cdot \sigma_{f_0} \cdot f_f \cdot \sqrt{\frac{293}{T_{н.г.}}}, \quad (1.10)$$

где $\sigma_{a_0}, \sigma_{f_0}$ – табличные значения сечений;

f_a, f_f – поправочные коэффициенты f , учитывающие отклонение сечения поглощения и деления от закона $\frac{1}{v^2}$.

В тепловых реакторах температура нейтронного газа превышает температуру среды на 50 – 100 градусов.

Микроскопические сечения рассеяния практически не зависят от энергии тепловых нейтронов, поэтому непосредственно можно воспользоваться для них табличными данными. Макроскопические поперечные сечения вычисляются следующим образом:

$$\Sigma_i = \sigma_i \cdot N_i. \quad (1.11)$$

Замедляющую способность вещества можно оценить по соотношению:

$$\xi \Sigma_{s_i} = \sum_{i=1}^m \xi_i \cdot \Sigma_{s_i}, \quad (1.12)$$

где ξ_i – логарифмический декремент, $\xi_i = \frac{2}{A_i + \frac{2}{3}}$.

1.3.1 Микроскопические и макроскопические сечения для U^{235}

Произведем расчет сечений для температуры нейтронного газа равной 400 К.

$f_a = 0,96$ – поправочный коэффициент для U^{235} .

$f_f = 0,96$ – поправочный коэффициент для U^{235} .

$\sigma_{a_0} = 683$ барн – табличное значение сечения поглощения U^{235} .

$\sigma_{f_0} = 582$ барн – табличное значение сечения деления U^{235} .

Тогда, с учетом поправок, сечения для U^{235} пересчитываются по формулам (1.9) и (1.10):

$$\sigma_a^{U^{235}} = 683 \cdot 0,884 \cdot 0,96 \cdot \sqrt{\frac{293}{400}} = 496,07 \text{ барн};$$

$$\sigma_f^{U^{235}} = 582 \cdot 0,884 \cdot 0,96 \cdot \sqrt{\frac{293}{400}} = 422,71 \text{ барн};$$

$$\sigma_s^{U^{235}} = 15 \text{ барн}; \quad \mu_s^{U^{235}} = 0;$$

$$\sigma_{tr}^{U^{235}} = 496,07 + 15 \cdot (1 - 0) = 511,07 \text{ барн};$$

$$\Sigma_a^{U^{235}} = 496,07 \cdot 10^{-24} \cdot 1,22 \cdot 10^{21} = 0,607 \text{ см}^{-1};$$

$$\Sigma_f^{U^{235}} = 422,71 \cdot 10^{-24} \cdot 1,22 \cdot 10^{21} = 0,517 \text{ см}^{-1};$$

$$\Sigma_s^{U^{235}} = 15 \cdot 10^{-24} \cdot 1,22 \cdot 10^{21} = 0,018 \text{ см}^{-1};$$

$$\Sigma_{tr}^{U^{235}} = 511,07 \cdot 10^{-24} \cdot 1,22 \cdot 10^{21} = 0,625 \text{ см}^{-1};$$

$$\xi^{U^{235}} = \frac{2}{235 + \frac{2}{3}} = 0,0085;$$

$$\xi \Sigma_s^{U^{235}} = 0,0085 \cdot 0,018 = 0,0001 \text{ см}^{-1}.$$

1.3.2 Микроскопические и макроскопические сечения для U^{238}

$f_a = 1$ – поправочный коэффициент для U^{238} .

$\sigma_{a_0} = 2,71$ барн – табличное значение сечения поглощения U^{238} .

$$\sigma_a^{U^{238}} = 2,71 \cdot 0,884 \cdot 1 \cdot \sqrt{\frac{293}{400}} = 2,05 \text{ барн};$$

$$\sigma_f^{U^{238}} = 0 \text{ барн};$$

$$\sigma_s^{U^{238}} = 9 \text{ барн}; \quad \mu_s^{U^{238}} = 0;$$

$$\sigma_{tr}^{U^{238}} = 2,05034 + 9 \cdot (1 - 0) = 11,05 \text{ барн};$$

$$\Sigma_a^{U^{238}} = 2,05 \cdot 10^{-24} \cdot 2,32 \cdot 10^{22} = 0,047 \text{ см}^{-1};$$

$$\Sigma_f^{U^{238}} = 0 \text{ см}^{-1};$$

$$\Sigma_s^{U^{238}} = 9 \cdot 10^{-24} \cdot 2,32 \cdot 10^{22} = 0,209 \text{ см}^{-1};$$

$$\Sigma_{tr}^{U^{238}} = 11,05034 \cdot 10^{-24} \cdot 2,32 \cdot 10^{22} = 0,256 \text{ см}^{-1};$$

$$\xi^{U^{238}} = \frac{2}{238 + \frac{2}{3}} = 0,0084;$$

$$\xi_{\Sigma_s}^{U^{238}} = 0,0084 \cdot 0,209 = 0,00175 \text{ см}^{-1}.$$

1.3.3 Микроскопические и макроскопические сечения для кислорода, содержащегося в топливе

$$\sigma_a^{O^{16}} = 0 \text{ барн};$$

$$\sigma_f^{O^{16}} = 0 \text{ барн};$$

$$\sigma_s^{O^{16}} = 3,75 \text{ барн};$$

$$\mu_s^{O^{16}} = 0,04; \sigma_{tr}^{O^{16}} = 0 + 3,75 \cdot (1 - 0,04) = 3,6 \text{ барн};$$

$$\Sigma_a^{O^{16}} = 0 \text{ см}^{-1};$$

$$\Sigma_f^{O^{16}} = 0 \text{ см}^{-1};$$

$$\Sigma_s^{O^{16}} = 3,75 \cdot 10^{-24} \cdot 4,89 \cdot 10^{22} = 0,183 \text{ см}^{-1};$$

$$\Sigma_{tr}^{O^{16}} = 3,6 \cdot 10^{-24} \cdot 4,89 \cdot 10^{22} = 0,176 \text{ см}^{-1};$$

$$\xi^{O^{16}} = \frac{2}{16 + \frac{2}{3}} = 0,12;$$

$$\xi \Sigma_s^{O^{16}} = 1,2 \cdot 10^{-1} \cdot 0,176 = 0,022 \text{ см}^{-1}.$$

1.3.4 Макроскопические сечения для топлива

$$\Sigma_a^{UO_2} = \Sigma_a^{U^{235}} + \Sigma_a^{U^{238}} + \Sigma_a^{O^{16}} = 0,607 + 0,047 + 0 = 0,654 \text{ см}^{-1};$$

$$\Sigma_f^{UO_2} = \Sigma_f^{U^{235}} + \Sigma_f^{U^{238}} + \Sigma_f^{O^{16}} = 0,517 + 0 + 0 = 0,517 \text{ см}^{-1};$$

$$\Sigma_s^{UO_2} = \Sigma_s^{U^{235}} + \Sigma_s^{U^{238}} + \Sigma_s^{O^{16}} = 0,018 + 0,209 + 0,183 = 0,410 \text{ см}^{-1};$$

$$\Sigma_{tr}^{UO_2} = \Sigma_{tr}^{U^{235}} + \Sigma_{tr}^{U^{238}} + \Sigma_{tr}^{O^{16}} = 0,625 + 0,256 + 0,172 = 1,058 \text{ см}^{-1};$$

$$\xi \Sigma_s^{UO_2} = \xi \Sigma_s^{U^{235}} + \xi \Sigma_s^{U^{238}} + \xi \Sigma_s^{O^{16}} = 1,56 \cdot 10^{-4} + 1,75 \cdot 10^{-3} + 2,20 \cdot 10^{-2} = 0,0239 \text{ см}^{-1}.$$

1.3.5 Макроскопические сечения теплоносителя, конструкционных материалов и их составляющих

Расчёт макроскопических сечений для теплоносителя, конструкционных материалов и их составляющих производится методом, использованным в пункте «Микроскопические и макроскопические сечения для U^{238} ». Все полученные значения занесены в таблицу и приведены в приложении А.

1.4 Расчет коэффициента размножения «холодного» реактора

1.4.1 Расчет коэффициента размножения для бесконечной среды

Коэффициент размножения в бесконечной среде— это важная характеристика активной зоны реактора, т. к. в зависимости от его величины можно судить о целесообразности продолжения расчёта.

Коэффициент размножения для бесконечной среды определяется как произведение четырёх сомножителей:

$$k_{\infty} = \mu \cdot \varphi \cdot \theta \cdot \eta, \quad (1.13)$$

где μ — коэффициент размножения на быстрых нейтронах;

φ — вероятность избежать резонансного захвата;

θ — коэффициент использования тепловых нейтронов;

η — коэффициент выхода нейтронов на одно поглощение теплового нейтрона.

1.4.1.1 Расчет коэффициента выхода нейтронов на одно поглощение

Согласно определению η — коэффициент, характеризующий количество вторичных нейтронов деления, приходящихся на один поглощенный топливом первичный тепловой нейтрон. Выражение для η , когда топливо применяется в виде сплава или химического соединения, имеет вид:

$$\eta = \nu_f \cdot \frac{\Sigma_f^{mon}}{\Sigma_a^{mon}}, \quad (1.14)$$

где ν_f — число нейтронов, которое испускается при одном акте деления.

$$\eta = \nu_f \cdot \frac{\Sigma_f^{mon}}{\Sigma_a^{mon}} = 2,416 \cdot \frac{0,517}{0,654} = 1,908.$$

1.4.1.2 Расчет коэффициента размножения на быстрых нейтронах

Коэффициент размножения на быстрых нейтронах μ – величина, которая характеризует увеличение числа нейтронов за счет деления быстрыми нейтронами.

Коэффициент размножения в них незначительно превышал единицу, поэтому увеличение ε на несколько процентов за счет деления быстрыми нейтронами имеет существенное значение. Необходимо отметить, что в реакторах типа ВВЭР коэффициент размножения на быстрых нейтронах превышает этот же коэффициент в других реакторах на тепловых нейтронах. Это обусловлено тем, что в ВВЭР тесная решетка, а в тесной решетке длина рассеяния быстрых нейтронов сравнима с расстоянием между блоками, поэтому в тесных решетках имеет место быть перекрестный эффект, который увеличивает коэффициент ε . Суть этого эффекта заключается в том, что быстрый нейтрон вылетевший из топливного блока имеет некую вероятность про взаимодействовать в другом топливном блоке будучи еще быстрым, так как шаг в тесной решетки (расстояние между блоками) сравним с длиной рассеяния быстрых нейтронов. Для расчета μ в тесных решетках можно пользоваться эмпирической формулой Батя-Цыганкова:

$$\mu = \mu_{\text{ол}} + \frac{\mu_{\infty} - \mu_{\text{ол}}}{1 + 2,3 \cdot \frac{N_H}{N_8}}, \quad (1.15)$$

где $\mu_{\infty} = 1,19$;

$\frac{N_H}{N_8}$ – отношение числа атомов водорода к числу атомов урана-238 в

активной зоне;

$\mu_{\text{ол}}$ – коэффициент размножения на быстрых нейтронах для одиночного блока, но помещенного в разреженную решетку.

Отношение числа атомов водорода к числу атомов урана-238 N_H / N_8 найдем следующим образом:

$$\frac{N_H}{N_8} = 2 \cdot \frac{V_{H_2O} \cdot \gamma_{H_2O} \cdot \frac{H_{a.3}}{18}}{V_{UO_2} \cdot \frac{\gamma_{UO_2}}{238}} = 2 \cdot \frac{54405,090 \cdot 0,88 \cdot \frac{H_{a.3}}{18}}{16443,150 \cdot H_{a.3} \cdot \frac{10,97}{238}} = 7,975 \quad (1.16)$$

$$\mu_{\text{бл}} = 1 + \frac{0,092 \cdot P}{1 - 0,52 \cdot P}; \quad (1.17)$$

где P – вероятность того, что быстрый нейтрон испытывает какое-либо столкновение с ядром U^{238} (определяется из графической зависимости и зависит от геометрических размеров и формы топливного блока);

$$\mu_{\text{бл}} = 1 + \frac{0,092 \cdot P}{1 - 0,52 \cdot P} = 1 + \frac{0,092 \cdot 0,060}{1 - 0,52 \cdot 0,060} = 1,005$$

$$\mu = \mu_{\text{бл}} + \frac{\mu_{\infty} - \mu_{\text{бл}}}{1 + 2,3 \cdot \frac{N_H}{N_8}} = 1,005 + \frac{1,190 - 1,005}{1 + 2,3 \cdot 7,975} = 1,015 \quad (1.18)$$

1.4.1.3 Расчет коэффициента использования тепловых нейтронов

Коэффициент использования тепловых нейтронов θ – это вероятность для теплового нейтрона поглотиться в топливе, т.к. все рабочие каналы содержат сборки твэл, то можно использовать способ гомогенизации, при котором все материалы рабочего канала считают равномерно перемешанными.

Реальная ячейка заменяется эквивалентной ячейкой с одним фиктивным цилиндрическим блоком. Фиктивный блок образуется путем гомогенизации всего содержимого рабочего канала (ядерное горючее, конструкционные материалы, теплоноситель). Но поскольку в водо-водяных реакторах используется тесная решетка, то за фиктивный блок принимается гомогенизированный твэл.

Расчёт θ в этом случае ведут в два этапа. Сначала определяют величину $\theta'_{\text{ф.б.}}$, представляющую отношение числа тепловых нейтронов, поглощенных в фиктивном блоке, к общему числу поглощенных тепловых нейтронов:

$$\theta'_{\text{ф.б.}} = \left[1 + F \cdot \frac{S_{\text{зам}} \cdot \Sigma_{\text{зам}}}{S_{\text{ф.б.}} \cdot \Sigma_{\text{ф.б.}}} + (E - 1) \right]^{-1}. \quad (1.19)$$

Для цилиндрического уранового стержня коэффициент экранирования:

$$F = \frac{\bar{\Phi}_{\text{зам}}}{\Phi_{\text{ф.б.}}} = \frac{1}{2} \frac{R_{\text{ф.б.}}}{L_{\text{ф.б.}}} \frac{I_0\left(\frac{R_{\text{ф.б.}}}{L_{\text{ф.б.}}}\right)}{I_1\left(\frac{R_{\text{ф.б.}}}{L_{\text{ф.б.}}}\right)}. \quad (1.20)$$

Фактор, учитывающий избыточное поглощение нейтронов в замедлителе ($E - 1$):

$$(E - 1) = 0,5 \cdot \left(\frac{R_{\text{зам}}}{L_{\text{зам}}}\right)^2 \cdot \left(\ln\left(\frac{R_{\text{зам}}}{L_{\text{ф.б.}}}\right) - 0,75\right). \quad (1.21)$$

Затем рассчитывают коэффициент использования тепловых нейтронов по формуле:

$$\theta = \theta'_{\text{ф.б.}} \cdot \theta_0, \quad (1.22)$$

где θ_0 – коэффициент использования тепловых нейтронов внутри фиктивного блока.

$$\theta_0 = \frac{S_{\text{мон}} \cdot \Sigma_{\text{мон}}}{S_{\text{ф.б.}} \cdot \Sigma_{\text{ф.б.}}}. \quad (1.23)$$

Параметры необходимы для расчёта:

$$R_{\text{ф.б.}} = R_{\text{твэл}} = 0,46 \text{ см};$$

$$S_{\text{ф.б.}} = \pi \cdot R_{\text{твэл}}^2 = 3,14 \cdot 0,46^2 = 0,58 \text{ см}^2;$$

$$S_{\text{зам}} = \frac{S_{\text{яч}}}{n} - S_{\text{ф.б.}} = \frac{346,41}{312} - 0,58 = 0,52 \text{ см}^2.$$

$$R_{зам} = \sqrt{\frac{S_{зам} + S_{\phi.б.}}{\pi}} = 0,594 \text{ см.}$$

Сечения, усредненные по фиктивному блоку:

$$\begin{aligned} \Sigma_{a_{\phi}} &= \frac{1}{S_{\phi}} \cdot (\Sigma_{a_{монл.}} \cdot S_{монл.} + \Sigma_{a_{км}} \cdot S_{км}) = \\ &= \frac{1}{0,580} \cdot (0,654 \cdot 0,636 + 0,184 \cdot 0,028) = 0,726 \text{ см}^{-1}, \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \Sigma_{tr_{\phi}} &= \frac{1}{S_{\phi}} \cdot (\Sigma_{tr_{монл.}} \cdot S_{монл.} + \Sigma_{tr_{км}} \cdot S_{км}) = \\ &= \frac{1}{0,580} \cdot (1,058 \cdot 0,636 + 1,062 \cdot 0,028) = 1,211 \text{ см}^{-1}. \end{aligned}$$

С помощью усреднённых сечений по фиктивному блоку длину диффузии определяется:

$$L_{\phi.б.} = \sqrt{\frac{1}{3 \cdot \Sigma_{a_{\phi.б.}} \cdot \Sigma_{tr_{\phi.б.}}}} = \sqrt{\frac{1}{3 \cdot 0,726 \cdot 1,211}} = 0,379 \text{ см};$$

$$L_{зам} = \sqrt{\frac{1}{3 \cdot \Sigma_{a_{зам}} \cdot \Sigma_{tr_{зам}}}} = \sqrt{\frac{1}{3 \cdot 0,02 \cdot 2,31}} = 2,55 \text{ см};$$

$$(E-1) = 0,50 \cdot \left(\frac{0,59}{2,55}\right)^2 \cdot \left(\ln\left(\frac{0,59}{0,46}\right) - 0,75\right) = -0,01;$$

$$F = 1 + \frac{\left(\frac{R_{\phi}}{L_{\phi}}\right)^2}{8} - \frac{\left(\frac{R_{\phi}}{L_{\phi}}\right)^4}{192} = 1 + \frac{\left(\frac{0,460}{0,615}\right)^2}{8} - \frac{\left(\frac{0,460}{0,615}\right)^4}{192} = 1,068;$$

$$\theta'_{\phi.б.} = \left[1 + 1,068 \cdot \frac{0,529 \cdot 0,022}{0,580 \cdot 0,726} - 0,016\right]^{-1} = 0,987;$$

$$\theta_0 = \frac{1,73 \cdot 0,63}{0,72 \cdot 0,58} = 0,98.$$

Подставив $\theta'_{\phi.б.}$ и θ_0 в формулу (1.22) коэффициент использования тепловых нейтронов равен:

$$\theta = 0,987 \cdot 0,987 = 0,974.$$

1.4.1.4 Расчет вероятности избежать резонансного захвата

Вероятность избежать резонансного захвата – это доля нейтронов, не поглотившихся при замедлении. В энергетических ядерных реакторах, как правило, применяются сборки твэлов, которые состоят из нескольких блоков ядерного горючего. Для ячейки со стрежневыми блоками коэффициент φ рассчитывается по формуле:

$$\varphi = \exp\left(-\frac{k_T \cdot R_U \cdot \sqrt{R \cdot n \cdot \varepsilon_1} + 0,73 \cdot n \cdot R_U^2 \cdot \varepsilon_1}{\xi \Sigma_{s_{зам}} \cdot S_{зам} + \xi \Sigma_{s_{ф.б.}} \cdot S_{ф.б.}}\right), \quad (1.24)$$

где k_T – температурный коэффициент;

ε_1 – пористость блока по U^{238} ;

R_U – радиус уранового блока, см;

R – радиус пучка твэлов, см;

n – количество твэлов;

$\xi \Sigma_{s_{зам}}$ и $\xi \Sigma_{s_{ф.б.}}$ – замедляющая способность замедлителя и фиктивного

блока соответственно.

Коэффициент k_T вычисляется по формуле:

$$k_T = 0,775 \cdot (1 + 17,5 \cdot 10^{-3} \cdot \sqrt{T_{мон}}). \quad (1.25)$$

При температуре $T = 400$ К температурный коэффициент равен:

$$k_T = 0,775 \cdot (1 + 17,5 \cdot 10^{-3} \cdot \sqrt{400}) = 1,04625.$$

$$\varphi = \exp\left(-\frac{1,046 \cdot 0,456 \cdot \sqrt{312 \cdot 10,350 \cdot 0,480} + 0,730 \cdot 312 \cdot 0,450^2 \cdot 0,490}{2,67 \cdot 97,670 + 0,050 \cdot 0,580}\right) = 0,853$$

Подставив найденные значения коэффициентов μ , φ , θ , η в формулу (1.13) найдём коэффициент размножения для бесконечной среды:

$$k_\infty = 1,015 \cdot 0,853 \cdot 1,908 \cdot 0,974 = 1,612.$$

1.4.2 Расчет эффективного коэффициента размножения

Эффективный коэффициент размножения вычисляется:

$$k_{эф} = \frac{k_{\infty} \cdot \exp(-B^2 \cdot \tau_p)}{1 + B^2 \cdot L_p^2}, \quad (1.26)$$

где L_p^2 – квадрат длины диффузии в решетке, см²;

τ_p – возраст нейтронов в решётке, см²;

B^2 – геометрический параметр, см⁻².

Квадрат длины диффузии в решетке рассчитывается по формуле:

$$L_p^2 = L_{зам}^2 \cdot (1 - \theta) + L_{ф.б.}^2 \cdot \theta; \quad (1.27)$$

$$L_p^2 = 2,550^2 \cdot (1 - 0,974) + 0,615^2 \cdot 0,974 = 0,534 \text{ см}^2.$$

Так как объем ядерного горючего, теплоносителя и конструкционных материалов составляет заметную долю в объеме активной зоны, то возраст нейтронов оценивается по приближенной формуле:

$$\tau_p = \tau_{зам} \left(\frac{S_{яч}}{S_{зам}} \right)^{0,5} \text{ см}^2, \quad (1.28)$$

где $\tau_{зам} = 27,3 \text{ см}^2$ – возраст нейтронов в замедлителе.

$$\tau_p = 27,3 \cdot \left(\frac{346,4}{162,2} \right)^{0,5} = 38,951 \text{ см}^2.$$

Для реактора с отражателем в случае применения формулы (1.31) необходимо учитывать эффективные добавки за счет отражателя (δ). Так, для цилиндрического реактора:

$$B^2 = \left(\frac{\pi}{H_э} \right)^2 + \left(\frac{2,405}{R_э} \right)^2, \quad (1.29)$$

где $H_э, R_э$ – экстраполированные размеры реактора, см;

δ – эффективная добавка за счет отражателя, см.

Экстраполированные размеры реактора рассчитываются по формулам:

$$H_9 = H_{a.з.} + 2\delta \text{ см}; \quad (1.30)$$

$$R_9 = R_{a.з.} + \delta \text{ см}. \quad (1.31)$$

Для водо-водяных реакторов с водным отражателем:

$$\delta = 7,2 + 0,1 \cdot (M^2 - 40) \text{ см}, \quad (1.32)$$

где M^2 – площадь миграции отражателя, см^2 .

Подставив численные величины в формулы (1.29), (1.30), (1.31), (1.32), (1.33) и (1.34), значения искоемых параметров равны:

$$M_{\text{отр}}^2 = \tau_{H_2O} + L_{H_2O}^2 = 27,30 + 2,72^2 = 34,69 \text{ см}^2,$$

$$\delta = 7,20 + 0,10 \cdot (34,69^2 - 40) = 6,66 \text{ см},$$

$$H_9 = 370,40 + 2 \cdot 6,66 = 383,75 \text{ см},$$

$$R_9 = \frac{435,78}{2} + 6,66 = 224,56 \text{ см},$$

$$B^2 = \left(\frac{\pi}{383,75881} \right)^2 + \left(\frac{2,40500}{224,56345} \right)^2 = 0,00018 \text{ см}^{-2}.$$

Подставив полученные значения в формулу (1.26) определим эффективный коэффициент размножения:

$$k_{\text{эф}} = \frac{1,61217 \cdot \exp(-0,00018 \cdot 38,95604)}{1 + 0,00018 \cdot 0,53414} = 1,607.$$

1.5 Оптимизация параметров ячейки

В настоящем разделе приводятся результаты расчета оптимальных параметров, при которых достигается наивысший эффективный коэффициент размножения нейтронов. Полученные данные приведены в таблице №1, №2.

Таблица 1 – Изменение размера под ключ

d, мм	K_{inf}	K_{eff}
16	1,553	1,47
18	1,567	1,574
19	1,603	1,600
20	1,612	1,607
21	1,596	1,585
22	1,580	1,570

Таблица 2 – Изменение радиуса топливной таблетки

R, см	K_{inf}	K_{eff}
0,410	1,581	1,570
0,420	1,590	1,580
0,440	1,609	1,605
0,450	1,612	1,607
0,460	1,608	1,601
0,470	1,600	1,595

Таблица 3 – Оптимальные параметры ячейки

Размер ячейки под ключ, см	20
Радиус топливной табл, см	0,450
V , м/с	9,187
K_{inf}	1,612
K_{eff}	1,607

2 Температурный эффект реактивности

При работе реактора происходит существенное повышение температуры всех материалов активной зоны, отражателя и корпуса реактора.

При повышении температуры повышается температура нейтронного газа, что приводит к уменьшению микроскопических сечений поглощения и деления тепловых нейтронов. Повышение температуры конструктивных элементов приводит к уменьшению их плотности вследствие расширения материалов, что приводит к снижению концентрации и, следовательно, к изменению макроскопических сечений. Повышение температуры нейтронного газа вызывает смещение энергии «сшивки» спектров тепловых и замедляющихся нейтронов в область более высоких энергий, что приводит к уменьшению возраста тепловых нейтронов. Из-за повышения температуры ядерного горючего происходит уширение резонансов горючего вследствие их теплового движения (эффект Доплера).

Все это и ряд других факторов приводит к изменению реактивности реактора. В большинстве случаев температурный эффект отрицателен, и нагрев реактора сопровождается уменьшением эффективного коэффициента размножения, что влечет устойчивую работу реактора. Положительный температурный коэффициент приводит к неустойчивости в работе реактора, при котором его состояние переходит в надкритическое, но тем не менее положительный температурный коэффициент реактивности имеет место быть в некоторых видах реакторов.

Распределение температуры по объему реактора изменяется со временем. Однако для многих практических задач справедливо так называемое квазистационарное приближение, когда с достаточной степенью точности можно считать установившееся поле температур неизменным во времени.

2.1 Зависимость микросечений от температуры

Для расчета реактора при рабочей температуре нужно найти эффективную температуру нейтронов и соответствующие ей новые значения сечений и других параметров реактора.

При расчете можно принимать, что средняя температура замедлителя равна средней температуре теплоносителя, но это справедливо только для стержневых ТВЭЛ.

Эффективная температура нейтронного газа определяется по формуле:

$$T_{\text{эфф}}^{\text{н.г.}} = T_{\text{зам}} \left(1 + 1,4 \frac{\bar{\Sigma}_a^{\text{яч}}(kT_{\text{зам}})}{\xi \Sigma_s^{\text{яч}}(kT_{\text{зам}})} \right), \text{ К} \quad (2.1)$$

где $\bar{\Sigma}_a^{\text{яч}}$ и $(\xi \Sigma_s)_{\text{яч}}$ – макросечение поглощения и замедляющая способность берутся при средней температуре замедлителя. Для этого рассчитываются микроскопические сечения поглощения (причем в соотношения (9) для U^{235} подставляется значение $f = 0,934$).

Сечения при температуре нейтронного газа определяются следующим образом:

$$\bar{\sigma}_a(T_{\text{н.г.}}) = \sigma_{a_0} \cdot 0,884 \cdot f_a(T_{\text{н.г.}}) \cdot F(\chi_{\text{гр}}) \sqrt{\frac{293}{T_{\text{н.г.}}}}, \quad (2.2)$$

где, σ_{a_0} – табличное значение микроскопическое сечение поглощения; $f_a(T_{\text{н.г.}})$ – поправочный коэффициент, характеризующий отклонение сечения от закона $1/v$. Аналогично можно определить σ_f .

Обычно зависимость сечения рассеяния от температуры очень слабая.

Определим температуру замедлителя:

$$T_{\text{зам}} = \frac{T_{\text{тн}}^{\text{вх}} + T_{\text{тн}}^{\text{вых}}}{2} = \frac{250 + 280}{2} = 265^\circ\text{C} = 538 \text{ К}$$

С учетом долей материалов и пересчитанного сечения, получаем усредненные сечения по ячейке:

$$\Sigma_a^{яч} = 0,3326 \text{ см}^{-1},$$

$$\overline{\xi \Sigma_s^{яч}} = 0,7375 \text{ см}^{-1}.$$

Тогда температура нейтронного газа, определяемая по формуле (2.1), будет равна:

$$T_{эфф}^{н.г.} = T_{зам} \left(1 + 1,4 \frac{\overline{\Sigma_a^{яч}} (kT_{зам})}{\overline{\xi \Sigma_s^{яч}} (kT_{зам})} \right), \text{ К},$$

$$T_{эфф}^{н.г.} = 538 \left(1 + 1,4000 \frac{0,3326}{0,7375} \right) = 877,6768 \text{ К}.$$

Определим точку пересечения спектров Ферми и Максвелла как отношения макросечения поглощения к замедляющей способности:

$$f_{сп} = \frac{\Sigma_a^{яч}}{\overline{\xi \Sigma_s^{яч}}} = \frac{0,3326}{0,7375} = 0,4509$$

для данной точки определяем $\chi_{гр} = 3,64$, которой соответствует $F = 1,14$.

Далее пересчитываем микросечения по формуле (2.2) с учетом полученных поправок и сводим новые значения сечений в приложение Б

2.2 Расчёт эффективного коэффициента размножения «горячего» реактора

Для расчета коэффициента размножения нейтронов в бесконечной среде «горячего» реактора также используется формула четырех сомножителей:

$$k_{\infty}^{гор} = \eta_{гор} \cdot \varepsilon_{гор} \cdot \varphi_{гор} \cdot \theta_{гор}.$$

Заметим, что достаточно точный результат при определении коэффициента размножения горячего реактора дает вычисление соответствующих параметров на ЭВМ.

Исходные данные для расчета коэффициента размножения бесконечной среды «горячего» реактора приведены в приложении Б.

При пересчитанных значениях сечений, коэффициент размножения в бесконечной среде равен:

Число вторичных нейтронов, приходящихся на 1 тепловой нейтрон и вызвавший деление:

$$\eta = 1,914$$

Коэффициент размножения на быстрых нейтронах:

$$\mu = 1,015$$

Коэффициента использования тепловых нейтронов:

$$\theta = 0,961$$

Вероятности избежать резонансного захвата:

$$\varphi = 0,842$$

$$k_{\infty}^{zop} = 1,914 \cdot 1,015 \cdot 0,951 \cdot 0,842 = 1,517$$

Эффективный коэффициент размножения для «горячего» реактора определяется:

$$k_{\text{эф}}^{\text{гор}} = \frac{k_{\infty}^{\text{гор}} e^{-B^2 \tau_{p \text{ гор}}}}{1 + B^2 L_{p \text{ гор}}^2}.$$

Расчет возраста нейтронов в решетке для "горячего" реактора:

$$\tau_{\text{гор}} = \frac{\tau_{\text{H}_2\text{O}}}{\left(\gamma_{\text{H}_2\text{O}} \cdot \frac{V_{\text{H}_2\text{O}}}{V_{\text{яч}}}\right) \left[1 - \frac{V_{\text{H}_2\text{O}}}{V_{\text{яч}}} \cdot (1 - \gamma_{\text{H}_2\text{O}})\right]^{1,5}} \text{ см}^2,$$

где $\tau_{\text{H}_2\text{O}}$ – возраст нейтронов в замедлителе в «холодном» реакторе, см².

$V_{\text{H}_2\text{O}}$ – Объем замедлителя, см³;

$V_{\text{яч}}$ – Объем ячейки, см³;

$\gamma_{\text{H}_2\text{O}}$ – удельный вес при рабочей температуре теплоносителя, г/см³.

Подставив значения соответствующих параметров, получим:

$$\tau_{\text{гор}} = \frac{27,300}{(0,767 \cdot \frac{139,005}{346,410}) [1 - \frac{139,005}{346,410} \cdot (1 - 0,767)]^{1,5}} = 102,589 \text{ см}^2.$$

Расчет длины диффузии для замедлителя:

$$L_{\text{зам}}^{\text{гор}} = \sqrt{L_{\text{зам}}^2 \cdot \left(\frac{T}{T_0}\right)^{0,48}} = \sqrt{2,555^2 \cdot \left(\frac{538}{293}\right)^{0,48}} = 2,956 \text{ см}.$$

Расчет квадрата длины диффузии для решетки:

$$L_{\text{гор}}^2 = L_{\text{зам}}^2 \cdot (1 - \theta) + L_{\text{бл}}^2 \cdot \theta, \quad (2.3)$$

где $L_{\text{зам}}^2$ – квадрат длины диффузии в замедлителе,

$L_{\text{бл}}^2$ – квадрат длины диффузии в фиктивном блоке,

θ – коэффициент использования тепловых нейтронов.

Теперь, согласно формуле (2.3), найдем квадрат длины диффузии для решетки:

$$L_{\text{гор}}^2 = 8,740 \cdot (1 - 0,979) + 1,002 \cdot 0,979 \text{ см}^2.$$

$$B^2 = 1,817 \cdot 10^{-4} \text{ см}^2.$$

Найденные значения подставляем в формулу для эффективного коэффициента размножения:

$$k_{\text{эф}} = \frac{k_{\infty} \cdot \exp(-B^2 \cdot \tau_p)}{1 + B^2 \cdot L_p^2} = \frac{1,517 \cdot \exp(-1,817 \cdot 10^{-4} \cdot 102,589)}{1 + 1,817 \cdot 10^{-4} \cdot 1,161} = 1,489.$$

В таком случае температурный коэффициент реактивности будет равен:

$$\rho_T = \frac{k_{\text{эф}}^{\text{гор}} - k_{\text{эф}}^{\text{хол}}}{\Delta T} = \frac{1,489 - 1,607}{265 - 20} = -0,0005 \text{ } ^\circ\text{C}^{-1}.$$

3 Многогрупповой расчет, спектр и ценности нейтронов в активной зоне

Спектр нейтронов в ядерном реакторе представляет собой спектр нейтронного деления, смягченный эффектами неупругого и упругого замедления на тяжелых ядрах.

Эффективным методом расчета спектра нейтронов является многогрупповой метод, основная идея которого состоит в том, что вся область энергий нейтронов делится на конечное число интервалов – групп.

В пределах каждой группы сечения ядерных процессов считаются не зависящими от энергии нейтронов.

Предполагается, что для каждой группы могут быть рассмотрено односкоростное кинетическое уравнение в диффузионно-возрастном приближении и сопряженное ему уравнение ценностей нейтронов, описывающее баланс нейтронов и ценностей в объеме реактора. Приведенный многогрупповой расчет спектра нейтронов позволяет в дальнейшем получить эффективные двухгрупповые константы.

В дальнейшем будет принята следующая система обозначений:

m – общее число энергетических групп;

k, i, j – текущий индекс группы;

ε_j – доля нейтронов группы « j » в спектре деления $\int \varepsilon(U) dU = 1$;

D – коэффициент диффузии нейтронов, см;

Σ_a, Σ_f – макроскопические сечения поглощения и деления, см^{-1} , причем для делящегося изотопа $\Sigma_a = \Sigma_f + \Sigma_c$;

Σ_{tr}^k – транспортное сечение группы « k », см^{-1} ;

Σ_3^k – полное сечение замедления группы « k » во все нижележащие группы см^{-1} ;

Σ_3^{ik} – сечение замедления группы « i » в группу « k » см^{-1} ;

ν_f^j – выход нейтронов на одно деление в группе « j ».

3.1 Пересчет концентраций

Пересчет концентраций для многогруппового расчета производится по формуле:

$$N_i = N_j \cdot \beta_j \quad (3.1)$$

где N_j – концентрация элемента, без учета его доли в ячейке;

$$\beta_j = \frac{V_j}{V_{\text{яч}}} - \text{доля } j\text{-го элемента в ячейке.}$$

Приведем доли элементов:

- $\beta_{\text{зам}} = 0,391$ - доля замедлителя;
- $\beta_{\text{топл}} = 0,572$ - доля топлива;
- $\beta_{\text{км}} = 0,025$ - доля конструкционных материалов.

Тогда, с учетом долей всех составляющих ячейки, произведем расчет концентраций:

$$N_{U^{235}} = N_{U^{235}} \cdot \beta_{\text{топл}} = 1,223 \cdot 10^{21} \cdot 0,572 = 7,010 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-3};$$

$$N_{U^{238}} = N_{U^{238}} \cdot \beta_{\text{топл}} = 2,324 \cdot 10^{22} \cdot 0,572 = 1,332 \cdot 10^{22} \text{ см}^{-3};$$

$$N_O = N_O \cdot \beta_{\text{топл}} = 4,894 \cdot 10^{22} \cdot 0,572 = 2,804 \cdot 10^{22} \text{ см}^{-3};$$

$$N_{\text{зам}} = N_{H(\text{зам})} \cdot \beta_{\text{зам}} = 5,914 \cdot 10^{22} \cdot 0,391 = 2,312 \cdot 10^{22} \text{ см}^{-3};$$

$$N_{\text{зам}} = N_{O(\text{зам})} \cdot \beta_{\text{зам}} = 2,957 \cdot 10^{22} \cdot 0,391 = 1,156 \cdot 10^{22} \text{ см}^{-3};$$

$$N_{Fe(\text{км})} = N_{Fe} \cdot \beta_{\text{км}} = 6,166 \cdot 10^{22} \cdot 0,025 = 1,569 \cdot 10^{21} \text{ см}^{-3};$$

$$N_{Cr(\text{км})} = N_{Cr} \cdot \beta_{\text{км}} = 1,657 \cdot 10^{22} \cdot 0,025 = 4,217 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-3};$$

$$N_{Ni(\text{км})} = N_{Ni} \cdot \beta_{\text{км}} = 7,304 \cdot 10^{22} \cdot 0,025 = 1,858 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-3};$$

$$N_{C(\text{км})} = N_C \cdot \beta_{\text{км}} = 3,192 \cdot 10^{22} \cdot 0,025 = 8,122 \cdot 10^{18} \text{ см}^{-3};$$

$$N_{Ti(\text{км})} = N_{Ti} \cdot \beta_{\text{км}} = 7,980 \cdot 10^{20} \cdot 0,025 = 2,030 \cdot 10^{19} \text{ см}^{-3}.$$

3.2. Многогрупповой расчет

Для каждого элемента рассчитываем:

$$\Sigma_a^k = N_i \cdot (\sigma_c^k + \sigma_f^k), \text{ см}^{-1}, \quad (3.2)$$

где N_i – ядерная концентрация;

σ_c – сечение захвата;

σ_f – сечение деления.

$$\Sigma_3^k = N_i \cdot (\sigma_{3(e)}^k + \sigma_{in}^k - \sigma_{in}^{kk}), \text{ см}^{-1}, \quad (3.3)$$

где σ_k^{in} – сечение неупругого рассеяния при переходе в k -ю группу;

σ_{in}^{kk} – сечение неупругого рассеяния не вызывающее ухода из этой группы.

$$\Sigma_{tr}^k = N_i \cdot (\sigma_e^k \cdot (1 - \mu_e) + \sigma_f^k + \sigma_{in}^k + \sigma_c^k), \text{ см}^{-1}, \quad (3.4)$$

где σ_e^k – сечение упругого рассеяния;

μ_e – средний косинус угла рассеяния.

$$\Sigma_f^k = N_i \cdot \sigma_f^k \text{ см}^{-1},$$

$$\Sigma_{y\theta}^k = \Sigma_a^k + \Sigma_3^k \text{ см}^{-1},$$

$$\Sigma^{i \rightarrow i+1} = N_i \cdot (\sigma_{3(e)}^k + \sigma_{in(i,i+1)}^k) \text{ см}^{-1}, \text{ при } k = i + 1,$$

$$\Sigma^{i \rightarrow i+k} = N_i \cdot \sigma_{in(i,i+k)}^k \text{ см}^{-1}, \text{ при } k > i + 1,$$

где $\sigma_{3(e)}^k$ – сечение упругого замедления из i -й группы в k -ю.

Значения ε^k и ν_f^k берутся из таблиц.

Кроме того, учитываем поправку на самоэкранировку U^{238} :

$$\sigma_{0e} = \frac{\sum_{m \neq l}^{i=1} \sigma_{tm} \cdot N_{mi}}{N_c} \text{ бн},$$

где σ_{tm} , N_{mi} – сечения и ядерная концентрация « m » элемента.

После определения σ_{0_e} отыскиваем поправки к сечениям f_i . С учетом поправок находим $\sigma_i = \sigma_i \cdot f(\sigma_0)$.

В качестве примера определения констант приведем 5-ю группу, причём приведём определение констант для углерода. Для остальных элементов расчёт будет аналогичным.

Для определения поправки на самоэкранировку U^{238} рассчитаем:

$$\sigma_0^{U^{238}} = \frac{\sum_{i=1}^{m \neq l} (\sigma_{im} \cdot N_{mi})}{N_{U^{238}}} = 21,474 \text{ барн.}$$

Поправки f_t, f_c, f_e для 5 группы равны 1.

Определим уход из группы за счет замедления для водорода:

$$\sigma_3^5 = \sigma_{3(e)}^5 = 3,12 \text{ барн,}$$

Определим уход из группы за счет замедления для кислорода:

$$\sigma_3^5 = \sigma_{3(e)}^5 + \sigma_{3(in)}^5 = \sigma_{3(e)}^5 + \sigma_{in}^5 - \sigma_{in(5,5)}^5 = 0,868 \text{ барн,}$$

Уход из группы за счет поглощения для U^{238} :

$$\sigma_a^5 = \sigma_c^5 + \sigma_f^5 = 0,070 + 0,011 = 0,081 \text{ барн.}$$

Для всех элементов считаем $\Sigma_{yb_l}^i = (\sigma_{al}^i + \sigma_{3l}^i) \cdot N_l$.

Таким образом, для 3-й группы получаем:

$$\Sigma_{y6}^3 = \Sigma_{y6U5}^3 + \Sigma_{y6U8}^3 + \Sigma_{y6O(monl)}^3 + \Sigma_{y6H}^3 + \Sigma_{y6O(mu)}^3 + \Sigma_{y6Zr}^3 + \Sigma_{y6Nb}^3 = 0,067 \text{ см}^{-1}.$$

Транспортные параметры:

$$\sigma_{tr}^3 = \sigma_e^3 \cdot (1 - \mu_e^3) + \sigma_c^3 + \sigma_f^3 + \sigma_{in}^3 = 1,9 \cdot (1 - 0,26) + 0,003 + 0 + 0 = 1,409 \text{ барн,}$$

Аналогично производится расчёт констант для других элементов.

В результате для 3-й группы:

$$\Sigma_{tr}^3 = \Sigma_{trU5}^3 + \Sigma_{trU8}^3 + \Sigma_{trO(monl)}^3 + \Sigma_{trC(зам)}^3 + \Sigma_{trH}^3 + \Sigma_{trO(mu)}^3 + \Sigma_{trZr}^3 + \Sigma_{trNb}^3 = 0,143 \text{ см}^{-1}.$$

Тогда:

$$D_3 = \frac{1}{3 \cdot \Sigma_{tr}^3} = \frac{1}{3 \cdot 0,141} = 2,32 \text{ см.}$$

Результаты сведены в таблицу «многогрупповые константы» (приложение В).

Полный баланс нейтронов и ценностей в активной зоне реактора записывается для k -й энергетической группы в следующем виде:

$$J_k - \Sigma_a^k \cdot I^k - \Sigma_3^k \cdot I^k + \sum_{i=1}^{k-1} \Sigma_3^{ki} \cdot I^i + \varepsilon_k \cdot \sum_{j=1}^m \frac{v_f^j \cdot \Sigma_f^j \cdot I^j}{K_{эфф}} = 0 \quad (3.6)$$

$$J_k^+ - \Sigma_a^k \cdot I_k^+ - \Sigma_3^k \cdot I_k^+ + \sum_{i=1}^{k-1} \Sigma_3^{ki} \cdot I_i^+ + \frac{v_f^k \cdot \Sigma_f^k}{K_{эфф}} \cdot \sum_{j=1}^m \varepsilon_j \cdot I_j^+ = 0 \quad (3.7)$$

где $I_k = \int_V \Phi^k \cdot dV$, $I_k^+ = \int_V \Phi_k^+ \cdot dV$ - являются интегральными потоками и

ценностями нейтронов « k -й» группы в рассматриваемом объеме активной зоны;

J_k , J_k^+ - полные утечки нейтронов и ценностей из объема активной зоны, определяемые для эквивалентного голого реактора по соотношениям:

$$J_k = B^2 \cdot D^2 \cdot I^k , J_k^+ = B^2 \cdot D^2 \cdot I_k^+ \quad (3.8)$$

Расчет потоков и ценностей в активной зоне производим по следующей схеме.

Предполагаем, что геометрический параметр B^2 задан и воспользуемся соотношением:

$$K_{эфф} = \sum_{j=1}^m v_f^j \cdot \Sigma_f^j \cdot I^j$$

Решим уравнение относительно I^k :

$$I^k = \frac{\varepsilon_k + \sum_{i=1}^{k-1} \Sigma_3^{ik} \cdot I^i}{\Sigma_{yг}^k + B^2 \cdot D^k} \quad (3.9)$$

где $\Sigma_{yг}^k = \Sigma_a^k + \Sigma_3^k$ полное сечение увода нейтронов из k -й группы.

Вычисления производим начиная с $k=1$. При этом получаем уравнение с одним неизвестным I^1 решением которого является:

$$I^1 = \frac{\varepsilon_1}{\Sigma_{yг}^1 + B^2 \cdot D^1} \quad (3.10)$$

Рассчитаем поток и ценность для 5-й группы:

$$I_5 = \frac{\varepsilon_5 + \sum_3^{1 \rightarrow 5} \cdot I_1 + \sum_3^{2 \rightarrow 5} \cdot I_2 + \sum_3^{3 \rightarrow 5} \cdot I_3 + \sum_3^{4 \rightarrow 5} \cdot I_4}{B^2 \cdot D_5 + \sum_{y\phi}^5} = 2,408$$

$$I_5^+ = \frac{\nu_f^5 \cdot \sum_f^5 + \sum_{i=6}^{26} \sum_3^{5 \rightarrow i} \cdot I_i^+}{B^2 \cdot D_5 + \sum_{y\phi}^5} = 1,498$$

Проверка показала:

$$\sum_{j=1}^m \nu_f^j \cdot \sum_f^j \cdot I_j = 1,489$$

$$\sum_{j=1}^m \varepsilon_j \cdot I_j^+ = 1,489$$

Это означает, что $K_{\phi} = K_{\phi}^+$. Следовательно, все значения потоков и ценностей нейтронов в активной зоне были рассчитаны верно.

Спектры потоков и ценностей, таблица многогрупповых констант сведены в приложение В.

4 Расчёт нуклидного состава

В результате работы ядерного реактора протекают процессы, приводящие к изменению нуклидного состава реакторных материалов. Изменение нуклидного состава топлива связано с уменьшением делящегося материала, вследствие его выгорания, воспроизводства ядерного топлива, а также образования отравляющих продуктов и шлаков.

4.1 Выгорание ядерного топлива

При изменении содержания делящихся изотопов основную роль играют U^{235} и Pu^{239} . Чтобы определить концентрации U^{235} и Pu^{239} необходимо значение глубины выгорания. Среднюю глубину выгорания приближенно оценим по формуле:

$$\bar{z} = 1.34 \cdot 10^{-6} \cdot \frac{P \cdot t}{C_5}, \quad (4.1)$$

где $P = \frac{N}{m_{UO_2}}$ – удельная мощность (МВт/с);

t – время работы ядерного реактора (суток).

Рассчитаем объём топлива в активной зоне:

$$V_{\text{топл}} = \pi \cdot R_{\text{ТТ}}^2 \cdot n_{\text{кассет}} \cdot n_{\text{твэл}} \cdot H_{\text{акт.з}} = 3,14 \cdot 0,45^2 \cdot 312 \cdot 169 \cdot 370,419 = 12,319 \cdot 10^6 \text{ см}^3,$$

где $R_{\text{ТТ}}$ – радиус топливной таблетки,

$n_{\text{кассет}}$ – число топливных кассет в активной зоне ,

$n_{\text{твэл}}$ – число тепловыделяющих элементов,

$H_{\text{акт.з}}$ – высота активной зоны.

Масса топлива равна:

$$m_{UO_2} = \gamma_{UO_2} \cdot V_{\text{топл}} = 10,97 \cdot 12,319 \cdot 10^6 = 136,237 \text{ т},$$

следовательно, $P = \frac{N}{m_{UO_2}} = \frac{4250}{136,237} = 31,195 \text{ МВт/т}.$

Для определения величины выгорания зададим время работы реактора:
272 суток.

$$\bar{z} = 1,34 \cdot 10^{-6} \cdot \frac{P \cdot t}{C_5} = 1,34 \cdot 10^{-6} \cdot \frac{31,195 \cdot 272}{0,05} = 0,227, \quad (4.2)$$

Определим концентрацию U^{235} при выгорании:

$$N_5 = N_5^0 \cdot e^{-Z} = 1,223 \cdot 10^{21} \cdot e^{-0,227} = 9,746 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-3}. \quad (4.3)$$

Изменение концентрации Pu^{239} в процессе работы реактора:

$$\sigma_a^{9*} = \sigma_a^9 \left(1 - (1 - \phi) \cdot \nu_f^9 \cdot \frac{\sigma_f^9}{\sigma_a^9} \right) = 1313 \cdot \left(1 - (1 - 0,842) \cdot 2,940 \cdot \frac{948}{1313} \right) = 874,958 \text{ барн}, \quad (4.4)$$

$$\begin{aligned} N_9 &= \frac{N_8^0 \cdot \sigma_a^8}{\sigma_a^{9*}} \cdot \left(1 - e^{-\frac{\sigma_a^{9*}}{\sigma_a^5} \cdot z} \right) + \frac{\nu_f^5 \cdot \sigma_f^5 \cdot (1 - \phi) \cdot N_5^0}{\sigma_a^5 \cdot \left(\frac{\sigma_a^{9*}}{\sigma_a^5} - 1 \right)} \cdot \left(e^{-z} - e^{-\frac{\sigma_a^{9*}}{\sigma_a^5} \cdot z} \right) = \\ &= \frac{2,320 \cdot 10^{22} \cdot 1,24}{874,958} \cdot \left(1 - e^{-\frac{874,958}{312,176} \cdot 0,227} \right) + \frac{2,416 \cdot 266,012 \cdot (1 - 0,842) \cdot 1,220 \cdot 10^{21}}{312,176 \cdot \left(\frac{874,958}{312,176} - 1 \right)} \cdot \\ &\quad \cdot \left(e^{-0,227} - e^{-\frac{874,958}{312,176} \cdot 0,227} \right) = 7,434 \cdot 10^{19} \text{ см}^{-3}, \end{aligned}$$

Определим время работы ядерного реактора:

$$C_9 = \frac{N_9}{N_8} = \frac{7,434 \cdot 10^{19}}{2,320 \cdot 10^{22}} = 0,0031, \quad (4.5)$$

$$P_t = \frac{7,5 \cdot 10^5 \cdot C_5}{1 - 2 \cdot (1 - \phi)} \cdot (1 - e^{-z}) \cdot (1 - 0,3 \cdot (1 - \phi) \cdot \varepsilon) + \frac{2,42 \cdot 10^3}{1 - 2 \cdot (1 - \phi)} \cdot (z - 254 \cdot C_9) = 8527,402,$$

$$t = \frac{P_t}{P} = \frac{8527,402}{31,195} = 273,35 \text{ суток.}$$

После определения длительности кампании реактора, уточним среднюю глубину выгорания, концентрации U^{235} и Pu^{239} :

$$\bar{z} = 1,34 \cdot 10^{-6} \cdot \frac{P \cdot t}{C_5} = 1,34 \cdot 10^{-6} \cdot \frac{31,195 \cdot 273,35}{0,05} = 0,228,$$

$$N_5 = N_5^0 \cdot e^{-Z} = 1,223 \cdot 10^{21} \cdot e^{-0,228} = 9,735 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-3},$$

$$N_9 = \frac{N_8^0 \cdot \sigma_a^8}{\sigma_a^{9*}} \cdot \left(1 - e^{-\frac{\sigma_a^{9*}}{\sigma_a^5} z} \right) + \frac{\nu_f^5 \cdot \sigma_f^5 \cdot (1 - \varphi) \cdot N_5^0}{\sigma_a^5 \cdot \left(\frac{\sigma_a^{9*}}{\sigma_a^5} - 1 \right)} \cdot \left(e^{-z} - e^{-\frac{\sigma_a^{9*}}{\sigma_a^5} z} \right) = 7,457 \cdot 10^{19} \text{ см}^{-3}.$$

4.2 Коэффициент воспроизводства

Для оценки относительной интенсивности образования вторичного вещества служит КВ, который определяется как отношение числа образовавшихся ядер плутония к числу исчезнувших ядер:

$$\chi_{Pu} = \frac{\sigma_a^8 \cdot N_8}{\sigma_a^5 \cdot N_5} + \varepsilon \cdot \eta_5 \cdot (1 - \varphi) = \frac{1,240 \cdot 2,320 \cdot 10^{22}}{312,176 \cdot 9,735 \cdot 10^{20}} + 1,914 \cdot 1,015 \cdot (1 - 0,842) = 0,400.$$

4.3 Отравление реактора

Отравлением называется изменение реактивности вследствие поглощения нейтронов короткоживущими ядрами. Важнейшим из отравляющих продуктов является Xe^{135} , имеющий очень большое сечение поглощения ($\sigma_{Xe} = 2,75 \cdot 10^6$ барн). После Xe^{135} наиболее сильным из вредных поглотителей нейтронов является изотоп Sm^{149} . Самарий обладает большим сечением поглощения, достигающим значения $\sigma_{Sm} = 59200$ барн. Вследствие значительной концентрации и высокого сечения поглощения Sm^{149} по степени и характеру воздействия на реактивность занимает особое положение среди шлаков и скорее приближается к отравляющим продуктам. Поэтому поглощение нейтронов самарием часто называют отравлением.

4.4 Определение средней плотности потока нейтронов по реактору

$$\Phi = \frac{3,1 \cdot 10^{13} \cdot N}{1,5 \cdot m_5} \quad (4.6)$$

Где N – тепловая мощность реактора (4250 МВт), m_5 – масса U^{235} в граммах.

Определим масса U^{235} :

$$m_{UO_2} = \gamma_{UO_2} \cdot V_{монл} = 10,97 \cdot 25646500,54 = 281,342 \text{ т}, \quad (4.7)$$

$$N_5 = C_5 \cdot \frac{m_{UO_2} \cdot N_a}{M_{UO_2}} = 0,05 \frac{281,342 \cdot 10^6 \cdot 6,023 \cdot 10^{23}}{270} = 3,13 \cdot 10^{28} \text{ молекул}, \quad (4.8)$$

$$m_{UO_2} = \frac{N_5 \cdot M_5}{N_a} = \frac{3,138 \cdot 235}{6,023} \cdot 10^5 = 12,2436 \text{ т}. \quad (4.9)$$

$$\Phi = \frac{3,1 \cdot 10^{13} \cdot N}{1,5 \cdot m_5} = \frac{3,1 \cdot 10^{13} \cdot 4250 \cdot 10^3}{1,5 \cdot 12,2436} = 7,17 \cdot 10^{12} \frac{\text{нейтрон}}{\text{см}^2 \cdot \text{с}}. \quad (4.10)$$

4.5 Определение равновесных ядерных концентраций ксенона, самария, прометия и йода

Определим равновесные концентрации ксенона, самария, прометия и йода, полагая, что ядерный реактор после пуска был мгновенно выведен на номинальную мощность:

$$N_{0I} = \frac{\omega_I}{\lambda_I} \cdot \Sigma_f^{монл} \cdot \Phi_0 = \frac{0,056}{2,9 \cdot 10^{-5}} \cdot 0,307 \cdot 7,173 \cdot 10^{12} = 4,311 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-3}, \quad (4.11)$$

$$N_{0Xe} = \frac{(\omega_I + \omega_{Xe}) \cdot \Sigma_f^{монл} \cdot \Phi_0}{\lambda_{Xe} + \sigma_{Xe} \cdot \Phi_0} = \frac{(0,056 + 0,003) \cdot 0,307 \cdot 7,17 \cdot 10^{12}}{2,11 \cdot 10^{-5} + 2,8 \cdot 10^{-18} \cdot 7,17 \cdot 10^{12}} = 3,19 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-3}, \quad (4.12)$$

$$N_{0Pm} = \frac{\omega_{Pm}}{\lambda_{Pm}} \cdot \Sigma_f^{монл} \cdot \Phi = \frac{0,013}{3,85 \cdot 10^{-6}} \cdot 0,325 \cdot 7,170 \cdot 10^{12} = 7,880 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-3}, \quad (4.13)$$

$$N_{0Sm} = \frac{\omega_{Pm}}{\sigma_{aSm}} \cdot \Sigma_f^{монл} = \frac{0,013}{5,92 \cdot 10^{-20}} \cdot 0,325 = 7,147 \cdot 10^{16} \text{ см}^{-3}. \quad (4.14)$$

4.6 Определение накопления I, Xe, Pm, Sm при работе ядерного реактора на стационарной мощности

$$N_I(t) = N_{0I}(1 - e^{-\lambda_I t}), \quad (4.15)$$

$$N_{Xe}(t) = N_{0Xe}(1 - e^{-(\lambda_{Xe} + \Phi \cdot \sigma_{Xe})t}) - \frac{N_{0I}}{\lambda_{Xe} + \Phi \cdot \sigma_{Xe} - \lambda_I} \cdot (e^{-\lambda_I t} - e^{-(\lambda_{Xe} + \Phi \cdot \sigma_{Xe})t}), \quad N_{Pm}(t) = N_{0Pm}(1 - e^{-\lambda_{Pm} t}),$$

$$N_{Sm}(t) = N_{0Sm}(1 - e^{-\Phi \cdot \sigma_{Sm} t}) - \frac{N_{0Pm}}{\Phi \cdot \sigma_{Sm} - \lambda_{Pm}} \cdot (e^{-\lambda_{Pm} t} - e^{-\Phi \cdot \sigma_{Sm} t}). \quad (4.16)$$

График изменения концентраций I, Xe, Pm, Sm при работе ядерного реактора на стационарной мощности, а также графики соответствующие расчётам в ниже следуемых пунктах 4.7–4.11 представлен в приложении Г.

4.7 Определение потери реактивности при отравлении Xe и Sm в любой момент времени до установления стационарного значения

$$\rho_{Xe} = \rho_{0Xe} \cdot \left(\frac{\lambda_{Xe} + \sigma_{aXe} \cdot \Phi}{\lambda_{Xe} + \sigma_{aXe} \cdot \Phi - \lambda_I} \cdot (e^{-(\lambda_{Xe} + \sigma_{aXe} \cdot \Phi)t} - e^{-\lambda_I t}) - (e^{-(\lambda_{Xe} + \sigma_{aXe} \cdot \Phi)t} - 1) \right), \quad (4.17)$$

$$\rho_{0Xe} = -\theta \cdot (\omega_I + \omega_{Xe}) \cdot \frac{\sigma_{Xe}}{\lambda_{Xe} + \sigma_{Xe} \cdot \Phi} \cdot \frac{\sum_f^{monl}}{\sum_a^{monl}} \cdot \Phi = -0,0217$$

$$\rho_{Sm} = \rho_{0Sm} \cdot \left(1 - \frac{\lambda_{Pm} \cdot e^{-\sigma_{Sm} \cdot \Phi t}}{(\lambda_{Pm} - \sigma_{Sm} \cdot \Phi)} + \frac{\sigma_{Sm} \cdot \Phi \cdot e^{-\lambda_{Pm} \cdot t}}{(\lambda_{Pm} - \sigma_{Sm} \cdot \Phi)} \right), \quad (4.18)$$

$$\rho_{0Sm} = \frac{-\omega_{Pm} \cdot \theta \cdot \sum_f^{monl}}{\sum_a^{monl}} = -0,00991.$$

Определим запас реактивности на начало кампании для «горячего» реактора. По определению, запас реактивности – максимально возможная реактивность при полностью извлечённых поглотителях:

$$\rho_{зап} = \frac{K_{эфф} - 1}{K_{эфф}} = 0,355.$$

Определим величину стационарного отравления ксеноном:

$$q_{Xe}^{cm} = (\omega_I + \omega_{Xe}) \cdot \frac{\sigma_{Xe}}{\lambda_{Xe} + \sigma_{Xe} \cdot \Phi} \cdot \frac{\sum_f^{монл}}{\sum_a^{монл}} \cdot \Phi = 0,022.$$

4.8 Определение изменения плотности ядер I, Xe, Pm, Sm после остановки реактора

$$N_I(t) = N_{0I} \cdot e^{-\lambda_I \cdot t}, \quad (4.19)$$

$$N_{Xe}(t) = N_{0Xe} \cdot e^{-\lambda_{Xe} \cdot t} + \frac{N_{0I}}{1 - \frac{\lambda_{Xe}}{\lambda_I}} \cdot (e^{-\lambda_{Xe} \cdot t} - e^{-\lambda_I \cdot t}), \quad (4.20)$$

$$N_{Pm}(t) = N_{0Pm} \cdot e^{-\lambda_{Pm} \cdot t}, \quad (4.21)$$

$$N_{Sm}(t) = N_{0Sm} + N_{0Pm} \cdot (1 - e^{-\lambda_{Pm} \cdot t}). \quad (4.22)$$

4.9 Определение изменения реактивности после остановки реактора

$$\rho_{Xe} = \rho_{0Xe} \cdot \left(\frac{\lambda_{Xe} + \sigma_{Xe} \cdot \Phi}{\lambda_{Xe} - \lambda_I} \cdot (e^{-\lambda_I \cdot t} - e^{-\lambda_{Xe} \cdot t}) + e^{-\lambda_{Xe} \cdot t} \right), \quad (4.23)$$

$$\rho_{n.n.}(t) = \rho_{n.n.} \cdot (1 - e^{-\lambda_{Pm} \cdot t}), \quad (4.24)$$

$$\rho_{n.n.} = \rho_{0Sm} \cdot \frac{\sigma_{Sm}}{\lambda_{Pm}} \cdot \Phi = -0,001.$$

4.10 Определение времени достижения полной глубины йодной ямы и 90% полного прометиевого провала

$$t(N_{Xe}) = -36,4 \cdot \ln \left(0,743 + \frac{0,59}{2,11 + \Phi \cdot \sigma_{aXe} \cdot 10^5} \right) = 4,71 \text{ часа},$$

$$N_{Xe}^{макс} = 8,3 \cdot 10^2 \cdot \Phi \cdot \sum_f^{монл} \cdot \left(1 + \frac{0,81}{2,11 + \Phi \cdot \sigma_{aXe} \cdot 10^5} \right)^{3,76} = 3,82 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-3},$$

$$t(N_{Sm}^{макс}) = \ln \frac{0,1}{\lambda_{Pm}} = \ln \frac{0,1}{3,85 \cdot 10^{-6}} = 10,165 \text{ суток.}$$

4.11 Определение реактивности при переходе с одного уровня мощности на другой

$$\rho_{Xe}(t) = \rho_{0Xe} \cdot \left(\frac{\lambda_{Xe1}^*}{\lambda_{Xe2}^*} \cdot \frac{\Phi_2}{\Phi_1} \cdot (1 - e^{-\lambda_{Xe2}^* t}) + \frac{\lambda_{Xe1}^*}{\lambda_{Xe2}^* - \lambda_1} \cdot \left(\frac{\Phi_2}{\Phi_1} - 1 \right) \cdot (e^{-\lambda_{Xe2}^* t} - e^{-\lambda_1 t}) + e^{-\lambda_{Xe2}^* t} \right),$$

$$\lambda_{Xe}^* = \lambda_{Xe1} + \sigma_{Xe} \cdot \Phi.$$

4.12 Шлакование реактора

К шлакам относятся все стабильные, а также долгоживущие радиоактивные продукты деления.

Все шлаки делят на три группы в зависимости от величины сечения поглощения (для определения потерь на шлаках необходимо знать величину выгорания z , которая составляет 0,110):

К первой группе шлаков относятся сильно поглощающие шлаки, для которых $\sigma_{ai} \gg \sigma_{a5} \approx 700 \text{ бн}$ ($Sm^{149}, Gd^{157}, Eu^{155}, Cd^{113}$). Относительное поглощение в шлаках первой группы равно $q'_{шл1} = 15,1 \cdot 10^{-3}$.

Ко второй группе относятся шлаки, для которых $\sigma_{ai} \approx \sigma_{a5}$ ($Kr^{83}, Xe^{131}, Nd^{143}, Sm^{152}, Eu^{153}$). $q'_{шл2} = 15,6 \cdot 10^{-3}$ при $z = 0,220$.

К третьей группе относятся все остальные шлаки со слабым поглощением $\sigma_{ai} < \sigma_{a5}$ ($Kr^{82}, Mo^{95}, Ag^{100}, I^{127}, I^{129}, Cs^{132}$):

$$q'_{шл3} = 11,4 \cdot 10^{-3} \cdot z = 11,4 \cdot 10^{-3} \cdot 0,228 = 0,0026,$$

Суммарное поглощение тепловых нейтронов шлаками всех групп:

$$q_{шл} = q'_{шл1} + q'_{шл2} + q'_{шл3} = (15,1 + 15,6 + 2,6) \cdot 10^{-3} = 0,030.$$

Заключение

В результате проделанной работы были выбраны оптимальные параметры элементов конструкции реактора и материалов, входящих в состав активной зоны, для данного типа реактора. На основании этого проведен предварительный тепловой расчет, позволивший определить геометрические размеры активной зоны. Вычислены значения $k_{эфф}$ в реакторе в «холодном» и «горячем» состояниях, которые равны 1,607 и 1,489 соответственно.

Наличие отрицательного температурного эффекта и коэффициента реактивности ($\alpha_T = -5 \cdot 10^{-4} \text{ } ^\circ\text{C}^{-1}$) приводит к устойчивой работе реактора.

Определение ядерных концентраций, микро- и макросечений, коэффициентов формулы четырех сомножителей и другие нюансы были освоены в ходе проведения нейтронно-физического расчета состояния «холодного» и «горячего» реактора.

Отработан навык использования системы 26-групповых констант, на основе которых рассчитаны спектры интегральных потоков и ценностей нейтронов в активной зоне.

Список использованных источников

1. Бойко В.И., Кошелев Ф.П., Шаманин И.В., Колпаков Г.Н. Нейтронно-физический и теплогидравлический расчет реактора на тепловых нейтронах: Учебное пособие. – Томск: Томский государственный университет, 2002. – 192 с.
2. Физические величины: Справочник /Под ред. И.С. Григорьева, Е.З. Мейлихова. – М.: Энергоатомиздат, 1991. – 1232 с.
3. Абагян Л.П. Групповые константы для расчета ядерных реакторов и защиты: Справочник. – М.: Энергоатомиздат, 1981. – 137 с.
4. Колпаков Г.Н., Кошелев Ф.П., Шаманин И.В. Нейтронно-физический и теплогидравлический расчет реактора на тепловых нейтронах. Часть I: Учебное пособие. – Томск: Издательство ТПУ, 1997. – 80 с.
5. Пляскин В.И., Косилов Р.А., Мантуров Г.Н. Справочно-информационная интерактивная система ядерно-физических свойств нуклидов и радиоактивных цепочек распада [Электронный ресурс]. – 2000. – Режим доступа: <http://www.science-kaluga.ru/books/?content=file&id=841>. – Загл. с экрана. Федеральный закон «Об основах охраны труда» от 17.07.1999 г. № 181-ФЗ.
6. Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. «Гигиенические требования к ПЭВМ и организации работы»: СанПиН 2.2.2/2.4.1340-03.: – Утв. постановлением Главного государственного санитарного врача Российской Федерации от 03.06.03 N 118.
7. ГОСТ 12.1.038-82 ССБТ. Система стандартов безопасности труда. Электробезопасность. Предельно допустимые уровни напряжений прикосновения и токов [Текст]. – Введ. 30.06.82. – Утв. постановлением Госстандарта СССР от 30.06.82 N 2987.
8. ГОСТ 12.1.004-91. ССБТ. Пожарная безопасность. Общие требования. [Текст]. – Взамен ГОСТ 12.1.004.-85. – Введ. 01.07.92. – Утв.

Постановлением Государственного комитета СССР по управлению качеством продукции и стандартам от 14.06.91 № 875.

Приложение А

Таблица А.1 – Микроскопические и макроскопические сечения для материалов «холодного» ядерного реактора

Материал	A_i	N_i	Микросечение (с поправкой), [барн]				Макросечение, [см ⁻¹]				μ_s	ξ	$\xi\Sigma_s$
			$\sigma_{a\ cp}$	$\sigma_{f\ cp}$	$\sigma_{s\ cp}$	$\sigma_{tr\ cp}$	Σ_a	Σ_f	Σ_s	Σ_{tr}			
UO₂	270	2,447E+22	-	-	-	-	0,654	0,517	0,410	1,058	-	0,007	0,023
U²³⁵	235	1,223E+21	496,075	422,718	15	511,076	0,607	0,517	0,018	0,625	0,000	0,008	0,000
U²³⁸	238	2,325E+22	2,050	-	8,990	11,040	0,047	-	0,209	0,256	0,000	0,008	0,001
O	16	4,894E+22	-	-	3,750	3,600	0,000	-	0,183	0,176	0,040	0,120	0,022
H₂O	18	3,346E+22	-	-	-	-	0,022	-	2,670	2,310	-	0,107	0,286
Сталь OX18H9T	-	-	-	-	-	-	0,184	-	0,888	1,062	-	0,351	0,031
Fe	56	6,167E+22	1,910	-	11,400	13,200	0,116	-	0,689	0,798	0,100	0,035	0,024
Cr	52	1,657E+22	2,345	-	4,200	6,503	0,039	-	0,069	0,107	0,010	0,038	0,002
Ni	59	7,304E+21	3,480	-	17	20,310	0,025	-	0,124	0,148	0,010	0,033	0,004
Ti	48	7,980E+20	4,388	-	4,200	8,546	0,003	-	0,003	0,006	0,010	0,041	0,000
C	12	3,192E+20	0,003	-	4,700	4,421	0,000	-	0,001	0,001	0,060	0,157	0,000

Приложение Б

Таблица Б.1 – Микроскопические и макроскопические сечения для материалов «горячего» ядерного реактора

Материал	A_i	N_i	Микросечение (с поправкой), [барн]				Макросечение, [см ⁻¹]				μ_s	ξ	$\xi\Sigma_s$
			σ_a ср	σ_f ср	σ_s ср	σ_{tr} ср	Σ_a	Σ_f	Σ_s	Σ_{tr}			
UO₂	270	2,447E+22					0,416	0,330	0,410	0,819	-	0,007	0,023
U²³⁵	235	1,223E+21	316,330	269,553	15	331,331	0,387	0,330	0,018	0,405	0	0,008	0
U²³⁸	238	2,324E+22	1,260	-	8,990	10,250	0,029	-	0,209	0,238	0	0,008	0,001
O₂	16	4,894E+22	0	-	3,800	3,600	0	-	0,183	0,176	0,040	0,120	0,022
H	1	5,914E+22		-				-					
O	16	2,957E+22	0	-	3,75	3,750	0	-					
H₂O	18	2,957E+22					0,022	-	2,670	2,310	-	0,107	1,350
Сталь OX18H9T	-	-		-	41,500	47,250	0,113	-	0,902	0,943	-	-	0,032
Fe	56	6,166E+22	1,170	-	11,400	11,432	0,072	-	0,703	0,705	0,10	0,035	0,025
Cr	52	1,657E+22	1,436	-	4,200	5,600	0,024	-	0,070	0,093	0,010	0,038	0,003
Ni	59	7,304E+21	2,130	-	17,000	18,960	0,016	-	0,120	0,138	0,010	0,034	0,004
Ti	48	7,980E+20	2,690	-	4,200	6,840	0,002	-	0,003	0,005	0,010	0,041	0
C	12	3,192E+20	0,002	-	4,700	4,420	0	-	0,001	0,001	0,060	0,158	0

Приложение В

Таблица В.1 – Многогрупповые параметры

№	$\Sigma_a(\text{месяц})$	Σ_{tr}	D	Σ_f	$\Sigma_z(\text{месяц})$	Σ_{y6}	I	I ⁺
1	0,0125	0,0494	6,7354	0,0078	0,1799	0,1925	0,0825	1,5583
2	0,0062	0,0631	5,2802	0,0046	0,1650	0,1712	0,5357	1,5438
3	0,0049	0,0752	4,4314	0,0046	0,1487	0,1531	1,4756	1,5419
4	0,0044	0,0829	4,0201	0,0040	0,1518	0,1563	2,8046	1,5192
5	0,0016	0,1424	2,3398	0,0006	0,2141	0,2157	2,3988	1,4989
6	0,0015	0,1562	2,1332	0,0004	0,2564	0,2579	2,5492	1,5042
7	0,0017	0,1753	1,9011	0,0005	0,2893	0,2910	2,4086	1,5092
8	0,0024	0,1965	1,6960	0,0006	0,3490	0,3514	1,8999	1,5133
9	0,0036	0,2178	1,5303	0,0007	0,4032	0,4068	1,6092	1,5176
10	0,0046	0,2334	1,4277	0,0010	0,5214	0,5261	1,2074	1,5241
11	0,0060	0,2399	1,3894	0,0012	0,4840	0,4900	1,1342	1,5288
12	0,0073	0,2529	1,3175	0,0016	0,5037	0,5111	1,2375	1,5367
13	0,0088	0,2533	1,3156	0,0020	0,5097	0,5186	1,1567	1,5454
14	0,0107	0,2465	1,3521	0,0027	0,507	0,5181	1,1326	1,5558
15	0,0141	0,2421	1,3765	0,0041	0,5014	0,5156	1,1140	1,5675

Продолжение таблицы В.1

16	0,0158	0,2332	1,4290	0,0060	0,4917	0,5076	1,1037	1,5840
17	0,0222	0,2594	1,2845	0,0082	0,5119	0,5341	1,0186	1,5944
18	0,0267	0,2490	1,3386	0,0127	0,4982	0,5250	1,0192	1,6144
19	0,0390	0,2682	1,2423	0,0159	0,5053	0,5443	0,9428	1,6185
20	0,0513	0,2746	1,2138	0,0154	0,4993	0,5506	0,8912	1,6294
21	0,0771	0,2948	1,1303	0,0122	0,4938	0,5709	0,8050	1,6597
22	0,0132	0,2246	1,4839	0,0069	0,4874	0,5007	0,8341	1,8534
23	0,0198	0,2315	1,4393	0,0117	0,4878	0,5076	0,8101	1,8641
24	0,0328	0,2450	1,3604	0,0243	0,4882	0,5211	0,7695	1,8799
25	0,0795	0,2920	1,1411	0,0589	0,4885	0,5681	0,6770	1,8820
T	0,2822	0,4947	0,6736	0,2214	0	0,2822	1,9926	1,8973

Продолжение приложения В

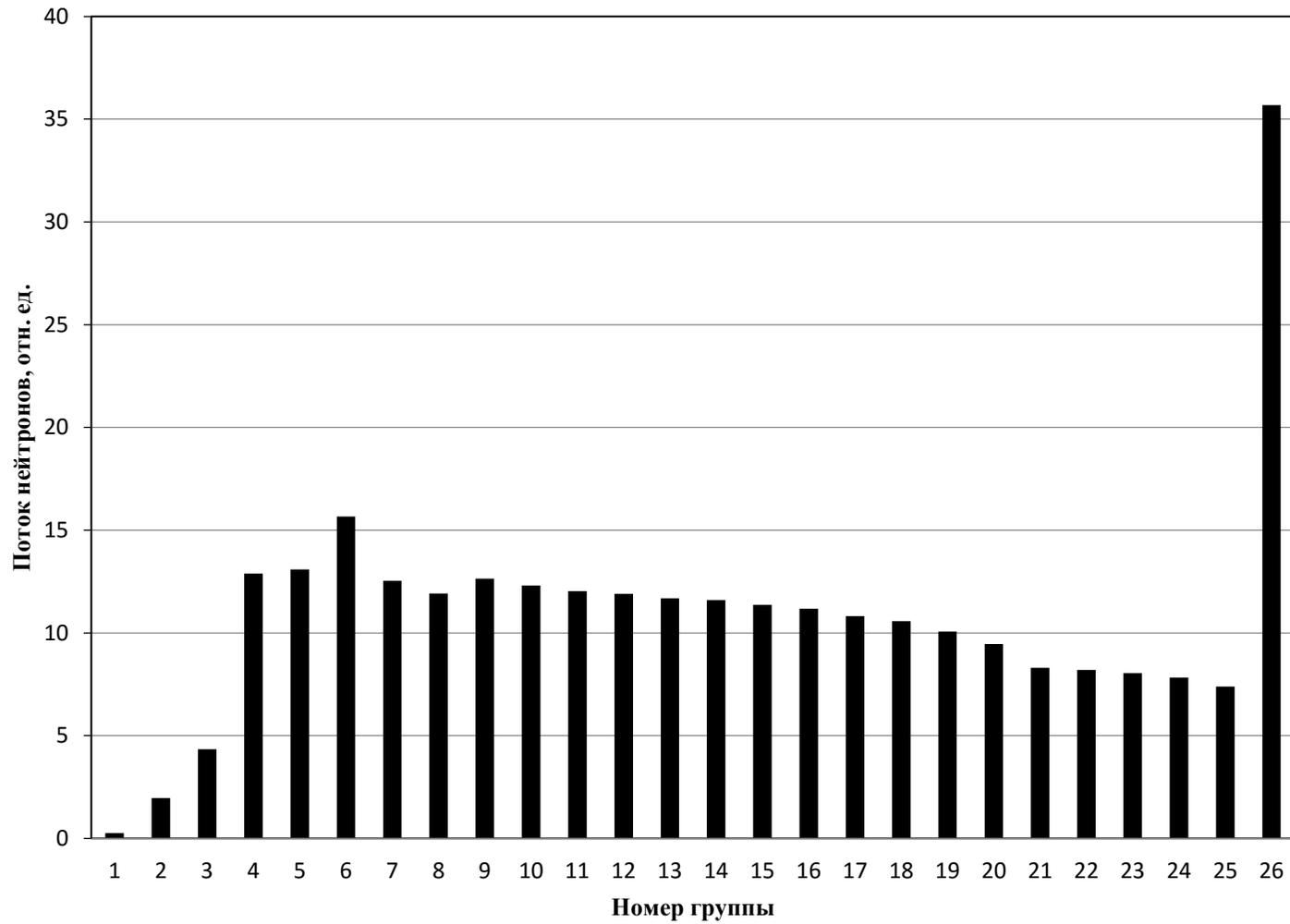


Рисунок В.1 – Спектр потоков нейтронов

Продолжение приложения В

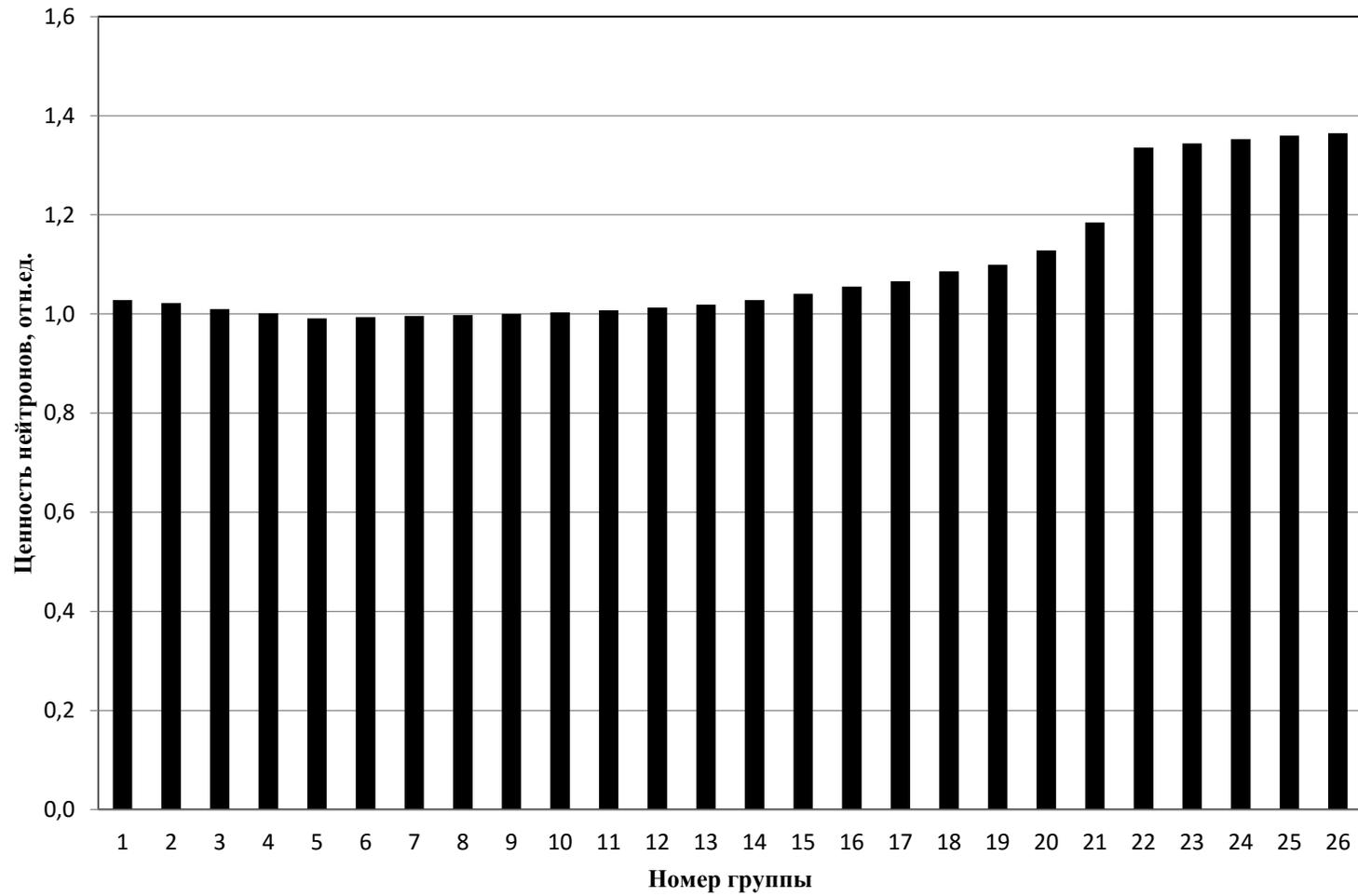


Рисунок В.2 – Спектр ценностей нейтронов

Приложение Г

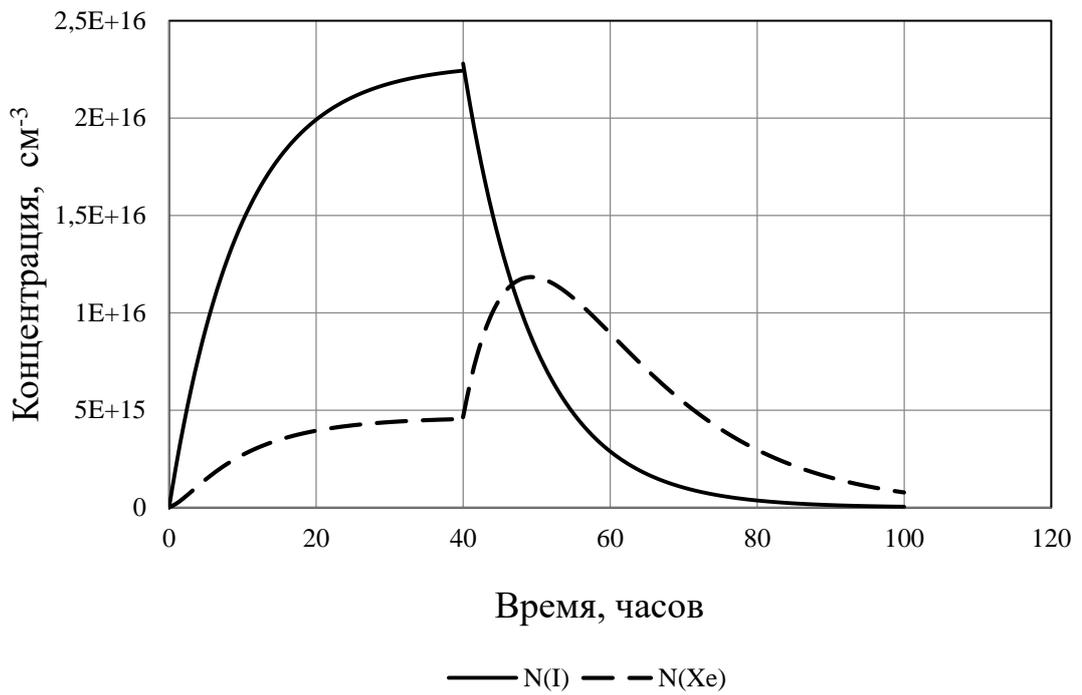


Рисунок Г.1 – Изменение концентраций ядер I и Xe в зависимости от времени

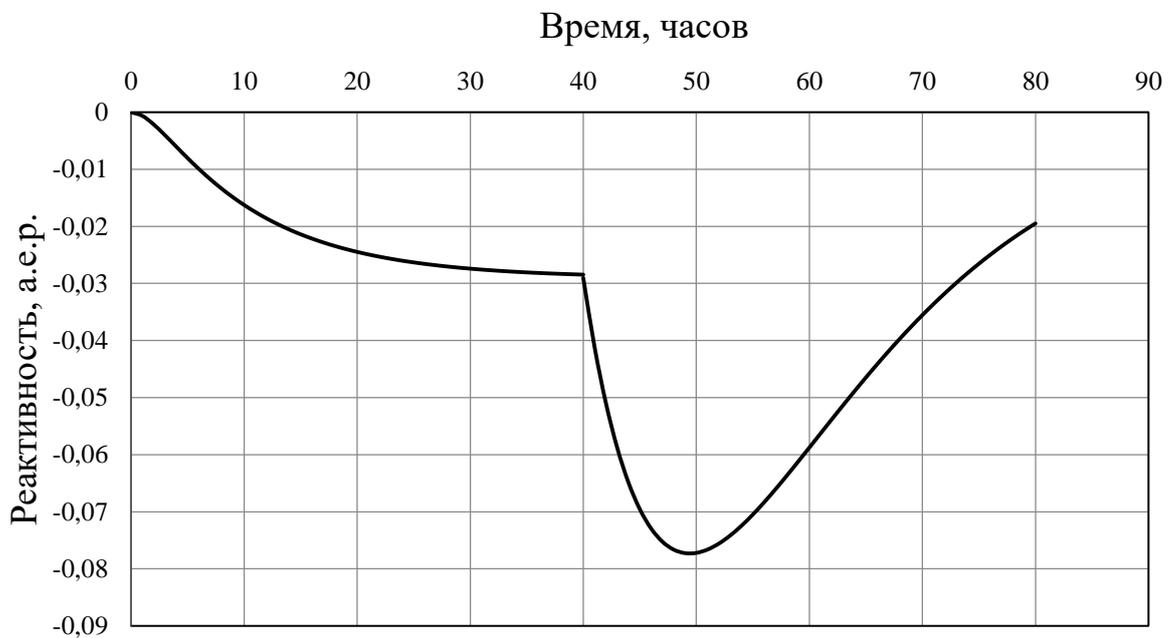


Рисунок Г.2 – Потеря реактивности при работе реактора на постоянной мощности и после остановки

Продолжение приложения Г

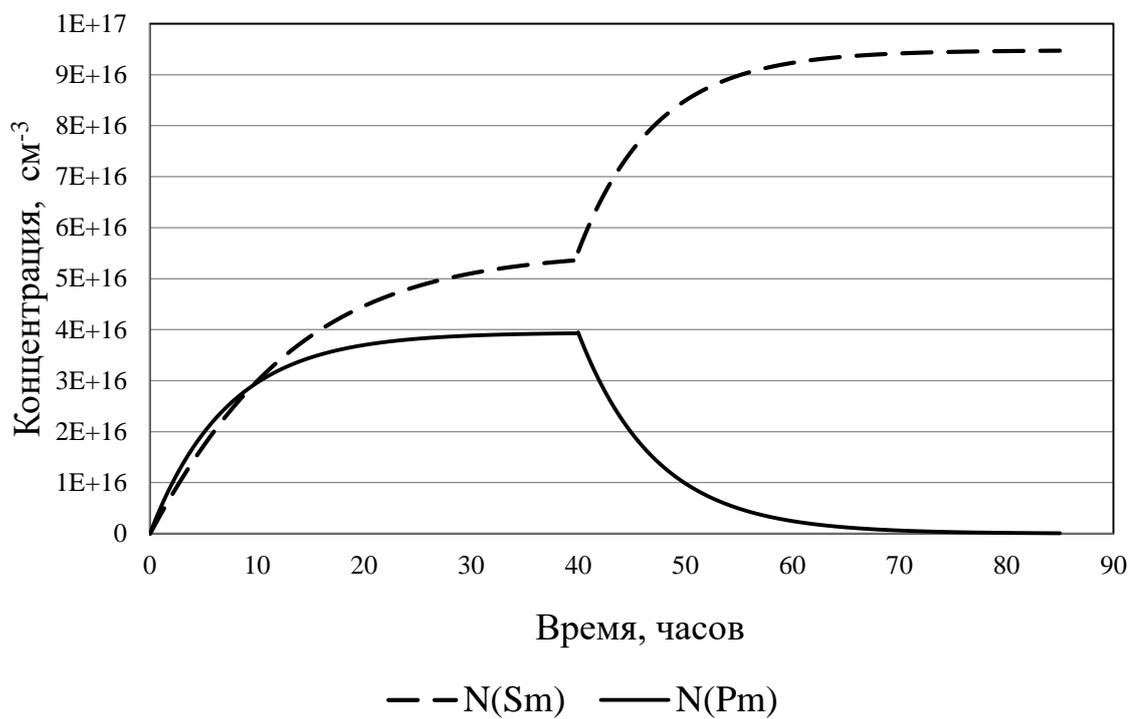


Рисунок Г.3 – Изменение концентраций ядер Sm и Pm в зависимости от времени

Приложение Д ФЮРА.562627.013 СБ

Приложение Д ФЮРА.562627.013 СБ