

## ОРГАНИЗАЦИЯ МНОГОГРУППОВЫХ КОМПЬЮТЕРНЫХ ПРОГРАММ ДЛЯ РАСЧЕТА НЕЙТРОННЫХ ПОЛЕЙ И В РЕАКТОРАХ АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ

Чернышов Н.Н., Панченко А.Ю., Сергеев П.Ю., Неежкаша В.В., Фурсова Е.В.\*

Харьковский национальный университет радиоэлектроники

61166, Харьков, пр.Ленина 14, тел.:(057)7021362

E-mail: [chernyshov@kture.kharkov.ua](mailto:chernyshov@kture.kharkov.ua)

\*Научный физико-технологический центр МОН и НАН Украины

In present work characteristic of computer programs for neutron-physical calculation of nuclear power plants' reactors are shown. Especially shown, that the calculation of neutron fields is made using 3D-multi-group programs, which take non-diffusion of neutron transportation into account. These programs can estimate inaccuracy of calculated functional. Also is considered issues of program organization and calculation models for active zones of reactors. It was made the conclusion that computer models for reactors calculation are created in order to allow following the history of integral technological unity. However, was discovered restrictions in working programs. Large physical dimensions of reactors contribute to irregularity of reactions running. To follow the irregularity it is necessary to select appropriately the computer program.

### Введение

В настоящее время вклад ядерной энергетики в мировой топливно-энергетический баланс достаточно велик. Спектр ядерных реакторов в мировой энергетике весьма широк: от использующих необогащенное топливо реакторов типа CANDU до реакторов на быстрых нейтронах (БН) с натриевым теплоносителем. Для обоснования безопасной работы АЭС используются эксплуатационные и расчетные компьютерные программы. К их числу относятся программы, работающие в режимах: "off-line", "on-line" и тренажерные программы. В связи с ростом требований к высокой точности расчета, корректному учету нелинейных связей при определении характеристик реактора необходимо совершенствовать программно-методическую базу. Требование быстроты получения результата связано с необходимостью проведения многократных расчетов в ограниченный период времени. Для надежной работы реакторов АЭС необходимо решить следующие задачи:

- 1 Исследовать неасимптотические процессы с целью разработки механизма распределения возмущения полей нейтронов и энерговыделения;
- 2 Исследовать локальный пустотный натриевый эффект реактивности;
- 3 Разработать алгоритм переноса нейтронов на основании комплекса SYNTES.

### 1 Классификация реакторов АЭС

Реакторы в зависимости от принципа действия и конструкции делятся на группы:

- в зависимости от спектра нейтронов на быстрые, промежуточные и тепловые;
- по конструктивным особенностям активной зоны - на корпусные и каналные;
- по типу теплоносителя - водяные (рис.1), тяжеловодные, натриевые;
- по типу замедлителя - водяные, графитовые (рис.2), тяжеловодные и др.

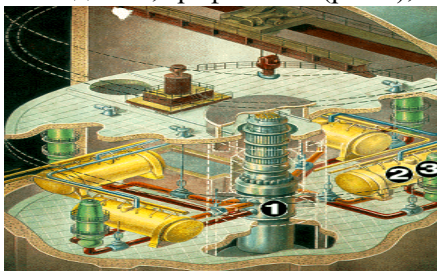


Рисунок - 1 Водяной реактор: 1 - реактор; 2 - парогенератор; 3 - циркуляционный насос

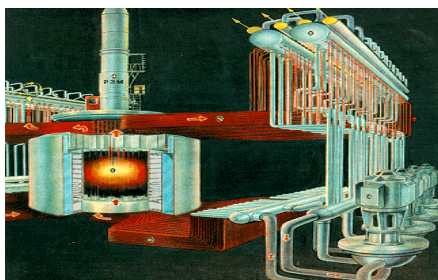


Рисунок - 2 Уран-графитовый реактор

Параметр, характеризующий воспроизводство топлива называется плутониевым коэффициентом. Он показывает, сколько атомов Pu-239 получается при реакциях захвата нейтронов в U-238 на один атом U-235, захватившего нейтрон и претерпевшего деление или радиационное превращение. Реакторы с водой под давлением занимают важное место в мировой энергетике. Вода, служащая в них теплоносителем и замедлителем нейтронов, относительно дешева, не агрессивна и обладает хорошими нейтронно-физическими свойствами. Такие реакторы называются водородными или легководными. Они выполняются в виде цилиндрического сосуда высокого давления с крышкой. В этом со-суде (корпусе реактора) размещается активная зона, составленная из топливных сборок (кассет) и подвижных элементов системы управления и защиты. Вода входит через пат-рубки в корпус, подается в пространство под активной зоной, движется вертикально вдоль топливных элементов и отводится через выходные патрубки в контур циркуляции. Тепло ядерных реакций передается в парогенераторах второго контура, более низкого давления. Движение воды по контуру обеспечивается работой циркуляционных насосов, либо, за счет напора естественной циркуляции. Физический расчет реактора является сло-жной задачей и состоит из нескольких частей. В настоящее время все комплексы состоят из файлов данных и программ их обработки - отдельных модулей. Под модулем может пониматься как программа, предназначенная для выполнения самостоятельной под-задачи, так и подпрограмма, которая зависит от целей автора. Работа с модулем по-зволяет реализовать автоматический способ организации вычислительного процесса [1].

## 2 Эксплуатационное программное обеспечение

В расчетах реакторов типа БН используются программы для нейтронно-физического моделирования [2]. Необходимо иметь информацию о каждой тепловыделяющей сборке (ТВС) или стержне системы управления и защиты (СУЗ). К такой информации относятся: характеристика сборки; организация топливного архива (ТА); программы, обеспечивающие доступ пользователя к входной, архивной и выходной информации. Наиболее важными характеристиками являются:

1 Расчет полей нейтронов, который производится с помощью многогрупповых программ, учитывающих недиффузионность переноса.

2 Включение программ подготовки констант.

3 Оценка расчетного функционала на основе коэффициентов чувствительности.

В программных комплексах предусмотрен обмен расчетными данными. Этот обмен может производиться через оперативную память компьютерной системы или через внешние устройства [3]. Центральным файлом является ТА, который содержит информацию об элементах рассчитываемой зоны реактора. Например, объем информации ТВС достигает тысячи чисел. Содержание ТА: идентифицированные, паспортные, конструкционные и временные характеристики, данные о топливе, материалах конструкции. ТА может заполняться из буферного файла базы данных топливных материалов. При работе реактора происходит изменение физических характеристик его активной зоны. Основной ТА должен соответствовать базовой модели холодного состояния реактора. Из известных программ можно отметить следующие: COSMOS, MODERN, URAN, SYNTES, JAR, TRIGEX, ГЕФЕСЕТ. Комплекс COSMOS создан в рамках работы над реактором PFR. Он ориентирован на оперативный нейтронно-физический расчет. Модуль SNAP нейтронно-физичес-кого расчета комплексов COSMOS и ERAMOS обеспечивает расчеты различных типов реакторов в диффузионном приближении. Для эксплуатационных нейтронно-физических расчетов Великобритании используется модуль MARC-расчета реактора в транспортном приближении, с использованием теории возмущений и метода

конечных элементов. Комплекс JAR предназначен для нейтронно-физического расчета реактора БН в многогрупповом диффузионном приближении 3D-моделей реактора в гексагональной геометрии. Он используется для эксплуатационных и проектных целей. Комплекс программ MODERN создан для эксплуатационных расчетов реактора БН. Его структура включает следующие модули [4]:

- формирования цилиндрической модели преобразования нуклидного состава и геометрических размеров 3D-гексагональной модели;
- подготовки каталогов микроконстант, основанный на 26-групповом диффузионном приближении программами АРАМАКО, SYNTES;
- расчета нейтронного поля в 3D-гексагональной модели, основанный на решении диффузионного уравнения методом итерационно синтеза;
- расчета изменения нуклидного состава в ТВС и моделирования перезагрузок.

### **3 Расчетные модели активных зон**

Расчетные модели активных зон реакторов постоянно стремятся к большей детализации, от одноточечной к полиячеечной модели. Далее к одной расчетной ячейке на технологический канал или ТВС. Модели строго должны отвечать используемым расчетным методам и возможностям ЭВМ. Как правило, целью расчетных моделей является желание обеспечить возможность отслеживания истории целостной технологической единицы, эксплуатируемой в одинаковых условиях. Такие модели сегодня находятся в массовом использовании. Однако, в работающих эксплуатационных программах была обнаружена ограниченность такого подхода, так как большие физические размеры ТВС ведут к разным скоростям реакций в различных твэлах при наличии значительного градиента плотности потока нейтронов. Аналогичный эффект наблюдается в твэлах крайних ТВС активной зоны. Реализация отслеживания характеристик части ТВС уже сегодня нашла себя на практике. В комплексе ГЕФЕСТ хранятся характеристики граней ТВС в минимальном и максимальном потоке и концентрации трех определяющих нуклидов в шести секторах. Следующий шаг в этом направлении - переход на расчетные модели с точкой на более мелкую технологическую единицу - твэл. Обоснование безопасной работы реактора требует оценки нестационарных процессов, которые начинаются в твэле. Без ответа на вопрос, что будет происходить при нарушении геометрии оболочки твэла, невозможно прогнозировать развитие нестационарных процессов, в том числе и сценарии аварий. Поэтому будущее за моделями твэлов [5].

### **4 Программный комплекс ГЕФЕСТ**

Этот комплекс предназначен для 3D-нейтронно-физических расчетов реакторов типа БН. Он создан для эксплуатационных расчетов реактора в многогрупповом диффузионном приближении. ГЕФЕСТ позволяет рассчитать поля нейтронов и распределение энерговыделений в 20000 точках. Предполагается, что основные вычисления проводятся в двухгрупповом приближении. Большое количество физических зон и необходимость использовать точные данные вызвали необходимость разработки особого метода подготовки констант. В основе этого метода лежит использование библиотеки заблокированных констант как функции топливного состава, глубины выгорания и температуры. Библиотека заблокированных микроконстант рассчитывается программой АРАМАКО. Для моделирования движения стержней СУЗ используется специальный алгоритм, позволяющий менять сечения для расчетных точек. Это позволяет определять выгорание поглотителя в зависимости от положения стержней СУЗ. Спектры нейтронов определяются с помощью 26-группового расчета. Основной программой в комплексе является - HEXD, где реализован конечно-разностный метод решения многогруппового диффузионного уравнения. В программе рассчитываются поля энерговыделения и коэффициенты его неравномерности. ГЕФЕСТ позволяет выделить любую область реактора для использования в расчете более мелкой сетки и корректировкой гомогенных констант сборок с гетерогенной структурой. ТА служит для хранения информации о топливных сборках, стержнях и гильзах СУЗ. Его структура обеспечивает расчет флюенсов для ТВС и стержней СУЗ. Для вычисления эффектов реактивности реализованы алгоритмы теории возмущений. Имеется возможность решения уравнения кинетики в квазистатическом приближении. В комплексе определяются параметры уравнения для амплитудной функции (время жизни мгновенных и доли запаздывающих нейтронов).

ГЕФЕСТ включает набор независимых модулей:

CATAL - подготовка рабочих каталогов;

RORDV - расчет концентраций нуклидов в СУЗ;  
SNEGAAR - расчет сечений для ТВС и СУЗ через программу АРАМАКО;  
HEXG - расчет в многогрупповом диффузионном приближении;  
TEGAZ - теплогидравлический расчет;  
INTER - определение максимальных значений потоков нейтронов;  
BURN - расчет изменения нуклидного состава и флюенсов нейтронов.

### **Заключение**

Проблемы верификации программных комплексов по моделированию физических процессов в реакторах АЭС связаны с неопределенностью расчетной информации. Большое количество модулей требует оценки точности расчетов. Расчетные погрешности содержат три основных составляющих: алгоритмическую, константную и модельную. При создании расчетной программы автор имеет в своем распоряжении теоретические оценки о погрешности синтетического или сеточного метода расчета. На расчетных моделях типа benchmark можно оценить погрешность приближения (диффузионного или кинетического). Константная составляющая погрешности известна исследователю до расчетов и определяется системой. Перед разработчиком программы ставится задача по уменьшению погрешности - это снижение ее модельной составляющей. Практика показывает, что у разработчика имеется достаточно возможностей для снижения модельной составляющей погрешности результата. Алгоритмическая составляющая погрешности может быть оценена теоретически. Для оценки константной составляющей погрешности проводятся специальные эксперименты на реакторах нулевой мощности. Однако они не позволяют полностью переносить получаемые результаты на промышленный реактор. Требуется проведение специальных экспериментов на таком реакторе.

### **Литература**

- 1 Аршавский И.М., Крошилин А.Е., Селезнев Е.Ф. *Обзор методов построения математического обеспечения тренажера АЭС* // Вопросы атомной науки и техники / Физика ядерных реакторов; № 5, М.: 1991, С.10-17.
- 2 Grin L. *World nuclear status report* // Nuclear Europe Worldscan; №7, 2000, P.25-49.
- 3 Nevinitza A.I., Kornienko Yu.N., Shylenko B.I. *Development of a reactor installation data base for providing transients and accidents analysis in nuclear power installations* // Proceeding of an International Topical Meeting "Sodium cooled fast reactor safety"; vol.2, Obninsk, Russia, October 3-7, 1994, P.14-23.
- 4 Wardleword D., Wheeler R.C. *Reactors Physics Computational Methods in Support of the Prototype fast Reactor* // J. Brit. Nuc. Energy Soc.; vol.13, №4, 1974, P.383.
- 5 Burstall R.F. *UK Codes for core physics. Proceeding of the seminar on core physics in the frame of the Europe-USSR collaboration*. Cadarache, November 25-29, 1991, P.63-75.

## **ПУТИ УЛУЧШЕНИЯ ХАРАКТЕРИСТИК МАГНЕТРОННЫХ ГЕНЕРАТОРОВ ДЛЯ СИСТЕМ РАДИОЛОКАЦИИ И СВЯЗИ**

Чурюмов Г.И., Одаренко Е.Н., Фролова Т.И., Старчевский Ю.Л., Васянович А.В.  
Иванцов В. П., Экезли А.И., Сивоконь К.В.