



Студенттер мен жас ғалымдардың
«ҒЫЛЫМ ЖӘНЕ БІЛІМ - 2018»
XIII Халықаралық ғылыми конференциясы

СБОРНИК МАТЕРИАЛОВ

XIII Международная научная конференция
студентов и молодых ученых
«НАУКА И ОБРАЗОВАНИЕ - 2018»

The XIII International Scientific Conference
for Students and Young Scientists
«SCIENCE AND EDUCATION - 2018»



12th April 2018, Astana

**ҚАЗАҚСТАН РЕСПУБЛИКАСЫ БІЛІМ ЖӘНЕ ҒЫЛЫМ МИНИСТРЛІГІ
Л.Н. ГУМИЛЕВ АТЫНДАҒЫ ЕУРАЗИЯ ҰЛТТЫҚ УНИВЕРСИТЕТІ**

**Студенттер мен жас ғалымдардың
«Ғылым және білім - 2018»
атты XIII Халықаралық ғылыми конференциясының
БАЯНДАМАЛАР ЖИНАҒЫ**

**СБОРНИК МАТЕРИАЛОВ
XIII Международной научной конференции
студентов и молодых ученых
«Наука и образование - 2018»**

**PROCEEDINGS
of the XIII International Scientific Conference
for students and young scholars
«Science and education - 2018»**

2018 жыл 12 сәуір

Астана

УДК 378

ББК 74.58

Ғ 96

Ғ 96

«Ғылым және білім – 2018» атты студенттер мен жас ғалымдардың XIII Халықаралық ғылыми конференциясы = XIII Международная научная конференция студентов и молодых ученых «Наука и образование - 2018» = The XIII International Scientific Conference for students and young scholars «Science and education - 2018». – Астана: <http://www.enu.kz/ru/nauka/nauka-i-obrazovanie/>, 2018. – 7513 стр. (қазақша, орысша, ағылшынша).

ISBN 978-9965-31-997-6

Жинаққа студенттердің, магистранттардың, докторанттардың және жас ғалымдардың жаратылыстану-техникалық және гуманитарлық ғылымдардың өзекті мәселелері бойынша баяндамалары енгізілген.

The proceedings are the papers of students, undergraduates, doctoral students and young researchers on topical issues of natural and technical sciences and humanities.

В сборник вошли доклады студентов, магистрантов, докторантов и молодых ученых по актуальным вопросам естественно-технических и гуманитарных наук.

УДК 378

ББК 74.58

ISBN 978-9965-31-997-6

©Л.Н. Гумилев атындағы Еуразия
ұлттық университеті, 2018

КОМПЬЮТЕРНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ РАЗЛИЧНЫХ ПОКОЛЕНИЙ

Балпышева Акмарал Кахармановна

Магистрант Международной кафедры ядерной физики, новых материалов и технологий ЕНУ им. Л.Н.Гумилева, Астана, Казахстан
Научный руководитель – Мырзахмет М.К.

В данной статье будут рассматриваться типы ядерных реакторов, а также состояние атомной энергетике в мире. Рассматриваются реакторы на основе воды и тяжелой воды под давлением, реакторы на кипящей воде, быстрых нейтронах, реакторы нового поколения, также исследуются их физические характеристики. Дается обзор для специальных компьютерных программ.

Введение

Немаловажным условием популяризации атомной энергии является правильное конструирование и эксплуатация. На сегодняшний день в 30 странах работают свыше 440 ядерных энергоблоков, и строятся еще 25. Ожидается, что к 2020 году мощность энергетических источников вырастет в 2 раза. Популярность атомной энергетике возрастает с каждым годом, и это не смотря на аварии, которые произошли в Чернобыле и Фукусиме. Для более эффективного и безопасного применения или работы АЭС используются эксплуатационные расчетные компьютерные программы (КП). Использование этих программ в отдаленном режиме делают их очень эффективными. Эти программы выполняют необходимые расчеты, включающие в себя нейтронно-физический и теплогидравлический расчеты.

Целью данной работы является классификация различных типов реакторов, используемых на АЭС, а также возможность их моделирования.

Данная работа ставила перед собой следующие задачи: описание КП (на примере перезагрузки топлива), демонстрация алгоритмов подготовки констант с учетом выделения полученной энергии, оценка локальных и интегральных характеристик реактора, исследование неасимптотических процессов для разработки алгоритма расчета нейтронных полей.

Реакторы с водой под давлением (PWR)

На сегодняшний момент в мире работают более 230 реакторов с водой под давлением. В таких установках вода играет роль теплоносителя и замедлителя одновременно. Важной особенностью таких реакторов является наличие двух контуров теплообмена. Вода под большим давлением прокачивается через активную зону в первичном контуре, а во вторичном образует пар, который вращает турбину. В реакторах PWR, а именно в активной зоне вертикально устанавливаются ТВС, каждая из которых содержит от 200 до 300 ТВЭЛов. Около 150-250 ТВС с весом от 80 до 100 тонн урана помещаются в большом реакторе. Вода в активной зоне может нагреваться до 325°C. Во избежание кипения создается давление примерно 150 атмосфер. Конденсатор поддерживает давление пара (рис. 1). Вода является замедлителем в первичном контуре, при условиях перегрева часть ее перейдет в пар, что прекратит цепную реакцию. В качестве элемента безопасности используется эффект отрицательной обратной связи. Из других систем безопасности используется введение бора в теплоноситель первого контура, что способствует остановки цепной ядерной реакции при необходимости. Во втором контуре давление меньше, что позволяет воде в теплообменнике закипать. Теплообменник это парогенератор, который заставляет вращаться турбину и электрогенератор. После чего пар конденсирует и возвращается в теплообменник [1].

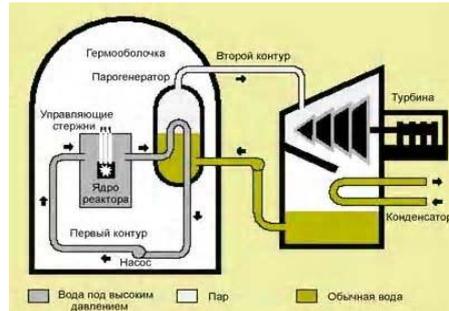


Рисунок. 1- Схема PWR

Реакторы с кипящей водой (BWR)

В реакторах типа BWR есть только один контур теплоносителя. Вода в нем циркулирует при давлении 75 атмосфер, при достижении температуры 285°C закипает (рис. 2). К ухудшению замедления нейтронов приводит испарение 12-15% воды в верхней части активной зоны. Пар поступает в турбины через паровой сепаратор, находящийся над активной зоной. Турбины должны быть хорошо защищены, так как вода из первого контура всегда загрязнена радионуклидами. По сравнению с PWR реактор с кипящей водой более простой по конструкции, что уравнивает его выгоду. Радиоактивность обусловлена с короткоживущими изотопами. Основным изотопом является ^{16}N (время полураспада – 7с). Короткий период полураспада позволяет входить в турбинный зал вскоре после остановки атомного реактора. ТВС BWR содержит 90-100 ТВЭЛов. В реакторе находятся до 750 сборок урана весом 140 тонн. Расход воды ограничивается дополнительной регулирующей системой через активную зону. Расход сопровождается ухудшением процесса замедления нейтронов, повышением парообразования и снижением мощности.

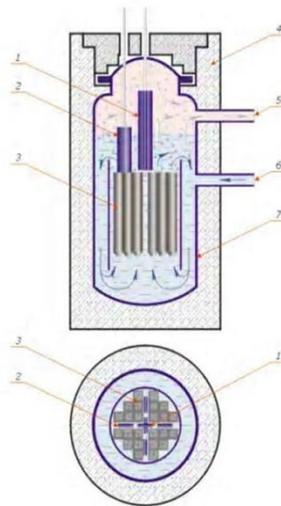


Рисунок 2- Схема BWR: 1 – стержень аварийной защиты; 2 – управляющий стержень; 3 – ядерное топливо; 4 – биологическая защита; 5 – выход пароводяной смеси; 6 – выход воды; 7 – корпус.

Реакторы с тяжелой водой под давлением (PHWR или CANDU)

Принцип работы данных реакторов похож на тип PWR, однако в CANDU в качестве топлива используется оксид природного урана. Из чего следует, что необходимо использовать слабопоглощающие нейтроны, в качестве замедлителя используется тяжелая вода (рис. 3).

Реакторы БН – 600

Единственный в мире реактор БН-600 используется в России (рис. 4). США прекратили программу по исследованию реакторов БН-600. В этом типе реактора отсутствует замедлитель, энергия генерируется за счет деления урана и плутония быстрыми нейтронами. Топливом является двуокись урана UO_2 с большим обогащением по ^{235}U (17, 21, 26%) или смесь UO_2 и PuO_2 [2]. В процессе работы изотопа природного урана (^{238}U), помещенного в активной зоне, вырабатывается делящийся изотоп плутония (^{239}Pu). Этот вид реактора называется размножителем. Реактор позволяет получить в 60 раз больше энергии чем в реакторах на тепловых нейтронах из одинакового количества урана. Однако стоимость данных реакторов очень высока.

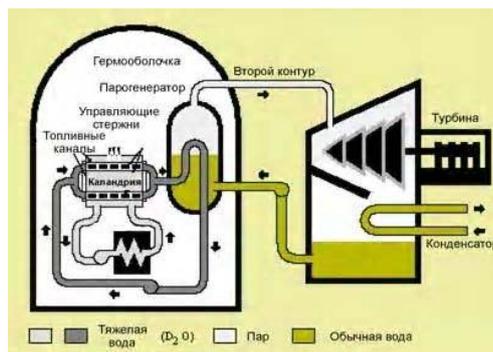


Рисунок 3- Схема CANDU

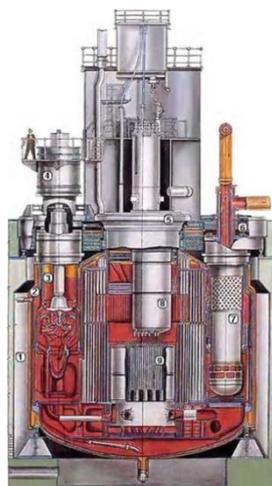


Рисунок 4- Схема реактора БН- 600: 1 – шахта; 2 – корпус; 3 – главный циркуляционный насос; 4 – электродвигатель; 5 – поворотная пробка; 6 – радиационная защита; 7 – теплообменник; 8 – поворотная колонна; 9 – активная зона

Нейтронно-физические расчеты

В реакторах рассчитываются нейтронно-физические показатели при помощи КП. Среди необходимой информации ТВС или стержни системы управления и защиты (СУЗ). То есть необходима информация характеристики сборки, организация топливного архива (ТА), КП предоставляющий доступ пользователя к входной и выходной информации [3]. Через оперативную память ЭВМ возможен обмен расчетными данными для КП. Информацию об элементах рассчитываемой зоны содержит центральный файл или ТА [4,5]. Также ТА содержит паспортные, конструкционные, идентифицированные данные о топливе. ТА должен соответствовать базовой модели холодного состояния, а также заполняться из буферного файла базы данных. К самым известным КП можно отнести: COSMOS [6],

MODERN [7], URAN [8], SYNTES, JAR [9], TRIGEX [10], ГЕФЕСТ. КП COSMOS рассчитывает диффузионное приближение. Этот тип КП создан в рамках работы над реактором PFR. В Великобритании популярным является модуль MARC [11], применяющий теорию возмущений. Для реакторов типа БН в диффузионном приближении для расчетов используется КП JAR. Для эксплуатационного расчета применяется КП MODERN [12]. Ее структура имеет модули: формирование нуклидного состава, подготовка микроконстант для КП АРАМАКО и SYNTES основанных на диффузионном приближении [13]. Расчетные модели создаются для обеспечения возможности отслеживания истории целостной технологической единицы. Однако работающие КП были ограничены таким подходом, из-за больших размеров ТВС приводят к разным скоростям реакций при весьма значительном градиенте плотности тока нейтронов. На практике применяется реализация отслеживания характеристик. КП ГЕФЕСТ хранит характеристики ТВС граней и характеристики концентрации трех определяющих нуклидов в шести секторах. Переход на расчетные модули является следующим шагом в этом направлении. Для безопасной работы реактора оценивают нестационарные процессы, начинающиеся в ТВЭЛе. КП ГЕФЕСТ используется для расчетов нейтронно-физических характеристик типа БН. Она была специально разработана для расчета многогруппового диффузионного приближения и может рассчитать поля нейтронов в 20 тыс. точках. Так как мы имеем большое количество зон, необходимо разработать методы подготовки констант. Эти методы базируются на использовании библиотеки заблокированных микроконстант как функции топливного состава, температуры и глубины выгорания. Для таких расчетов используют КП АРАМАКО. Алгоритм, позволяющий менять сечение для расчетных точек, рассчитывает движение стержней СУЗ. Благодаря чему возможно определить выгорание поглотителя в зависимости от положения стержня. Для определения спектра нейтронов используется 26-групповой расчет. Главным модулем КП является HEXD [14].

ТА хранит информацию о сборках и стержнях СУЗ. Чтобы рассчитать эффект реактивности разрабатываются алгоритмы теории возмущения. Решаются уравнения кинетики в квазистатическом приближении. Также КП определяет параметры амплитудной функции, то есть доли запаздывающих и время жизни мгновенных нейтронов. ГЕФЕСТ состоит из независимых модулей: CATAL – подготавливает каталоги; BUREM – корректирует высоту распределения нуклидов; RORDV – рассчитывает концентрацию нуклидов в СУЗ; SNEGAAR – рассчитывает макро- и микросечения для ТВС; HEXG – рассчитывает нейтронно-физические показатели в диффузном приближении; TERGAZ – производит теплогидравлический расчет; INTER – определяет максимальное значение потоков нейтронов по отдельным сборкам; BURN – рассчитывает изменение нуклидного состава; QUASIK – рассчитывает квазичастицы. Для расчетов реакторов типа БН используется оригинальный метод подготовки в КП.

Среди наиболее простых считается подготовка констант в КП URAN. В ней используется каталог групповых макроконстант (до 60 зон), где применяются параметрические зависимости. Для каждой зоны КП TRIGEX рассчитываются константы с введением поправок и оценкой нейтронных спектров. По полученным оценкам используются спектры нейтронов для групповых констант, используемые для расчетов. Основной целью является получение распределения источников нейтронов. Затем происходит 26-групповой расчет инерций источников интегральных спектров. Эти спектры используются для вычисления малогрупповых констант. Однако при данной процедуре не могут быть учтены локальные неоднородности. КП MODERN решает уравнение переноса в диффузионном приближении, используя систему распределения каталогов, полученных из диффузионного расчета. Затем вычисляется средняя концентрация и определяются заблокированные микросечения. Для расчета концентрации нейтронов используется КП SYNTES.

Выводы

При анализе нынешнего status-quo атомной энергетики можно сделать вывод, что в ближайшее время могут возникнуть некие проблемы с энергоснабжением. Многие

энергоблоки на территории постсоветского пространства уже исчерпали свой ресурс. Попытки увеличить срок их службы не принесли положительных результатов. Однако на данный момент ведутся проектировочные работы над улучшением новых энергоблоков, что даст возможность избежать перебоев в энергоснабжении. Сейчас по всему миру ведутся разработки реакторов нового поколения, намного экономичных и безопасных. Как было указано в данной работе погрешности КП содержат три основных составляющих: алгоритм, константа и модель. Что и являлась научной новизной. С практической точки зрения теоретические погрешности синтетического или сеточного метода расчета имеют право на существование. Благодаря расчетам моделей типа benchmark становится возможным оценка погрешностей приближений (диффузионного или кинетического). Константная составляющая погрешности будет уже известна для исследователя еще до расчетов и определений систем. Основной задачей для разработчика КП является уменьшение погрешности, то есть снижение ее модельной составляющей. Что касается алгоритмической составляющей, то она может быть оценена теоретически.

Список использованных источников

1. Энергетика Евразии - информационно-аналитический, отраслевой журнал, 2010, 21 с.
2. Неклюдов И.М. Современное состояние и перспективы развития энергетики в Украине//Энергетическая политика Украины. 2006, 385-390 с.
3. Аршавский И.М., Крошилин А.Е., Селезнев Е.Ф. Обзор методов построения математического обеспечения тренажера АЭС// Вопросы атомной науки и техники / Физика ядерных реакторов. М.: Атомиздат. 1991. №5. С. 10-17.
4. Зизин М.Н. Расчет нейтронно-физических характеристик реакторов. М., 1978. 98 с.
5. Зизин М.Н., Шушаков А.В., Дементьева Д.Ю., Сушнова Н.Б. Интеллектуальная программная оболочка ShIPR для математического моделирования ядерных реакторов / Препринт ИАЭ-5705/5. М., 1994. 36 с.
6. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций / ПРЯ-РУ АС-89. 1990, 60 с.
7. Джадд А. Реакторы размножители на быстрых нейтронах. М.: Энергоатомиздат, 1984. 136 с.
8. Абагян А.А., Крошилин А.Е., Майданик В.Н., Селезнев Е.Ф., Фукс Р.Л. Динамические математические модели АЭС. М.: Атомная энергия. 2000. Т. 88-6., 415-426 с.
9. Герасимов И.В., Давиденко В.Д., Лобынцев В.А., Цибульский В.Ф., Чибинаев А.В. Генерация проблемно-ориентированных программных комплексов в ПС КРИСТАЛЛ // Нейтроника - 93 / Алгоритмы и программы для нейтронно-физических расчетов ядерных реакторов. Обнинск, 1996, 156-157 с.
10. Grin L. World nuclear status report 1999 // Nuclear Europe Worldscan. 2000. № 7-8., 25-49 с.
11. Рахматулин М.А., Селезнев Е.Ф. Аннотация программы SYNTES // Вопросы атомной науки и техники / Физика ядерных реакторов. М.: РНЦ КИ. 1994. №4., 43-49 с.
12. Альперович М.Н., Григорьева Н.М., Сысоева О.В., Селезнев Е.Ф., Яблоков С.Л. Аннотация комплекса ГЕФЕСТ // Вопросы атомной науки и техники / Физика ядерных реакторов. М.: РНЦ КИ. 1994. №4., 36-43 р.
13. Селезнев Е.Ф., Рябышкин О.В., Яблоков С.Л. ГЕФЕСТ как центр информационной среды / Проблемы безопасности ядерных реакторов. МИФИ, 1995. Т.1. 200-201 р.
14. 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". Obninsk, Russia, October 3-7. 1994. Vol. 2. P. 14-23.