

прибора при переводе ключа управления 2 в положение "Измерение". Поскольку величины эталонных резисторов делителя шкал 1 те же, что и у базового прибора Е6-12, а ЭДС измерительной цепи уменьшена с 50 мВ до 5 мВ в предложенном приборе, результат измерения следует умножить на 10 ЭДС измерительной цепи.

При необходимости проведения измерения электрических контактных сопротивлений изделий, работающих в цепях с большими мощностями, переключатель режима измерения 5 устанавливается в положение 50 мВ и дальнейшие измерения производятся аналогично.

Для калибровки миллиомметра ключ управления 2 ставится в положение "Калибровка". При этом последовательно с эталонным резистором делителя шкал 1, вместо измеряемого контактного сопротивления 10, подключается эталонный калибровочный резистор 3 (для режима 50 мВ) или 4 (для режима 5 мВ). Падение напряжения на калибровочном резисторе обусловлено величиной сопротивления эталонного резистора делителя шкал 1 и ЭДС измерительной цепи. Поскольку эталонный резистор делителя шкал 1 один и тот же для режимов 50 мВ и 5 мВ, то для создания одинакового падения напряжения на калибровочных резисторах 3 и 4 резистор 4 для режима 5 мВ выбран в 10 раз больше, чем резистор 3 (для режима 50 мВ).

Выводы. Использование разработанного миллиомметра, взамен применяемых в настоящее время специальных составных схем, при замере электрических контактных сопротивлений коммутационных, установочных и соединительных изделий, работающих в цепях с малым уровнем сигнала, позволяет значительно упростить и ускорить процесс измерения, уменьшить число необходимых для измерения приборов (взамен трех по схемам – один миллиомметр). Погрешность измерения миллиомметром не превышает 3-4 % и в малой степени зависит от изменения температуры в помещении и вибрации. Прибор может быть применен как в цеховых условиях для контроля продукции, так и при исследовательских работах, когда требуется проведение большого числа измерений с высокой точностью.

Поступила в редколлегию 11.05.08

УДК 621.039.05

Н.Н. ЧЕРНЫШОВ, канд.техн.наук

В.М. БЕРЕСНЕВ, д-р.техн.наук

В.С. ЛУПИКОВ, д-р.техн.наук

А.М. БОВДА, канд.физ.-мат.наук

Ю.В. ЧЕРВОНЫЙ

ЛЮ ЧАН

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ КОМПЬЮТЕРНЫХ ПРОГРАММ ДЛЯ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКОГО РАСЧЕТА РЕАКТОРОВ АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ

У роботі дана характеристика комп'ютерних програм для нейтронно-фізичного розрахунку реакторів атомних електростанцій. Показано, що розрахунок полів нейтронів рахується за допомогою багатогруппових програм, які становлять недифузіонність переносу нейтронів. Ці програми мають можливість оцінки похибки розрахункового функціоналу. Розглянуті питання організації програм та розрахункові моделі активних зон реакторів. Зроблено висновок, що комп'ютерні моделі для розрахунку реакторів створюються з метою забезпечення можливості розглядання історії цілої технологічної одиниці.

В работе дана характеристика компьютерных программ для нейтронно-физического расчета реакторов атомных электростанций. Показано, что расчет полей нейтронов производится с помощью многогрупповых программ, учитывающих недиффузионность переноса нейтронов. Эти программы содержат возможность оценки погрешности расчетного функционала. Рассмотрены вопросы организации программ и расчетные модели активных зон реакторов. Сделано заключение, что компьютерные модели для расчета реакторов делаются с целью обеспечения возможности отслеживания истории целостной технологической единицы.

Введение. В настоящее время вклад ядерной энергетики в мировой топливно-энергетический баланс достаточно велик. Отсутствие альтернативных источников электроэнергии во всем мире делает ядерную энергетику перспективной, несмотря на имевшие место аварии, получившие широкий общественный резонанс на Three-Mile-Island в США и Чернобыльской АЭС. 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. Необходимость использования эксплуатационных программ отражена в правилах ядерной безопасности реакторных установок. В связи с ростом требований к высокой точности расчета, корректному учету нелинейных связей при определении характеристик реак-

тора необходимо совершенствовать программно-методическую базу. Требование быстроты получения результата связано с необходимостью проведения многократных расчетов в ограниченный период времени. Например, в период перегрузки реактора. Это требование становится определяющим для программ, работающих в режиме "on-line". Разработчик имеет возможность разбить общую задачу на подзадачи и решить их отдельно. Эксплуатационные программы включают в себя нейтронно-физический и теплогидравлический расчеты. Работа эксплуатационной программы невозможна без архива реакторных данных. В то же время видна невозможность хранения полной информации из-за ограничений времени их обработки, объемов памяти компьютера и объемов передачи информации между АЭС и организацией.

Для эксплуатации реакторов необходимо решить следующие задачи:

- разработать алгоритмы подготовки констант для каждой расчетной точки с возможностью определения полей нейтронов и энерговыделения;
- сделать оценку интегральных и локальных характеристик реактора с учетом выгорания и перемещения стержней в процессе работы реактора;
- исследовать неасимптотические процессы с целью разработки механизма распределения возмущения полей нейтронов и энерговыделения;
- сделать расчет модельной погрешности и функционалов реактора;
- исследовать локальный пустотный натриевый эффект реактивности;
- разработать алгоритмы расчета функционалов нейтронного поля;
- произвести коррекцию расчета реактивности;
- разработать алгоритм переноса нейтронов.

Классификация реакторов АЭС. Реакторы АЭС в зависимости от своего принципа действия и конструкции делятся на группы:

- в зависимости от средней энергии спектра нейтронов на быстрые, промежуточные и тепловые;
- по конструктивным особенностям – на корпусные и каналные;
- по типу теплоносителя – водяные (рис. 1), тяжеловодные, натриевые;
- по типу замедлителя – водяные, графитовые (рис. 2), тяжеловодные и др. 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 водоводяными или легководными. Они выполняются в виде цилиндрического сосуда высокого давления с крышкой. В этом сосуде (корпусе реактора) размещается активная зона, составленная из топливных сборок (кассет) и подвижных элементов системы управления. Вода входит через патрубки в корпус, подается в пространство под активной зоной, движется вертикально вдоль топливных элементов и отводится через выходные патрубки в контур циркуляции.

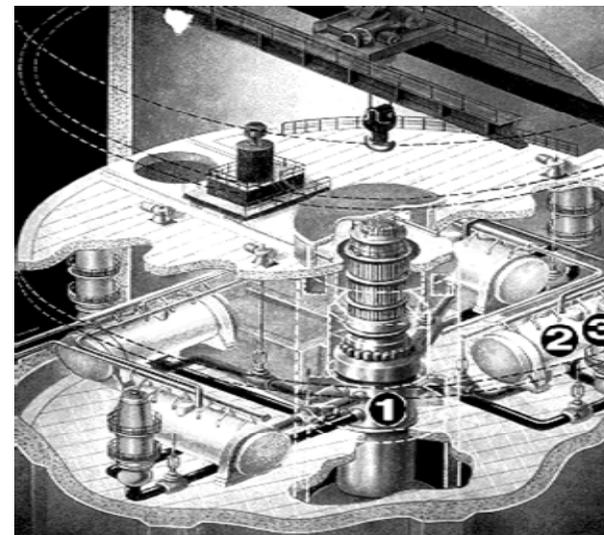


Рис.1. Водяной реактор: 1 – реактор; 2 – парогенератор; 3 – циркуляционный насос

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 сложной 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 подзадачи, так и подпрограмма, которая зависит от целей автора [1, 2]. Работа с модулем позволяет реализовать автоматический способ организации вычислительного процесса. Такие системы используются как в разработке тренажеров [2-4], так и в физических расчетах реактора [3, 5]. Каждый модуль представляет собой жесткую последовательность программ, выполнение которых обеспечивает решение самостоятельной подзадачи.

Целью создания программ является: минимизация времени и усилий на подготовку входных данных, проведение вариантных расчетов, связанных с планированием перезагрузки топлива и эксплуатацией реактора.

Программное обеспечение. В расчетах реакторов типа БН используются программы для нейтронно-физического моделирования [6-10]. Необходимо иметь информацию о каждой тепловыделяющей сборке (ТВС) или стержневые 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:

- расчет полей нейтронов, который производится с помощью многогрупповых программ, учитывающих недиффузионность переноса;
- оценка погрешности расчетного функционала на основе коэффициентов чувствительности;
- включение программ подготовки констант.

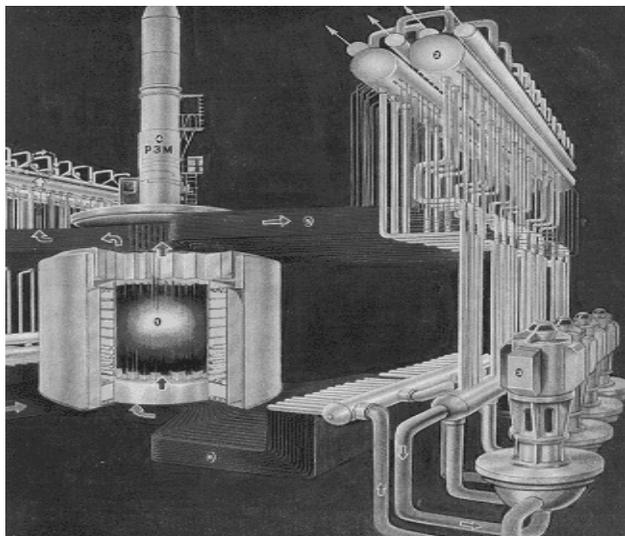


Рис.2. Уран-графитовый реактор

В программных комплексах предусмотрен обмен расчетными данными. Этот обмен может производиться через оперативную память компьютерной системы [9] или через внешние устройства [10]. Центральным файлом является ТА [2], который содержит информацию об элементах рассчитываемой зоны реактора. 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 [13], MODERN [14], URAN [15], SYNTES [9], JAR [16], TRIGEX [17], ГЕФЕСЕТ [10]. Комплекс COSMOS создан в рамках работы над реактором PFR. Он ориентирован на оперативный нейтронно-физический расчет. Модуль SNAP [18] нейтронно-физического 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 [18, 19]. Комплекс JAR [16] предназначен для нейтронно-физического расчета реактора БН в многогрупповом диффузионном приближении 2D и 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:

- формирования цилиндрической модели преобразования нуклидного состава и геометрических размеров 3D-гексагональной модели;
- подготовки каталогов микроконстант, основанный на 26-групповом диффузионном приближении программами APAMAКО [19], SYNTES [20] и библиотеке ядерных констант [21];
- расчета нейтронного поля в 3D-гексагональной модели, основанный на решении диффузионного уравнения методом итерационного синтеза;
- расчета изменения нуклидного состава в ТВС.

Расчетные модели активных зон реакторов 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.

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 [10,11] 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. Эксплуатационные модели должны с высокой степенью детализации моделировать органы регулирования – стержни СУЗ.

Константы для расчетов. В каждом комплексе, предназначенном для расчетов реакторов типа БН, используется оригинальный метод подготовки констант. Наиболее простой является подготовка констант в комплексе URAN, где используется каталог заранее подготовленных групповых макроконстант для различных зон реакторов (до 60 зон) с использованием парамет-

рических зависимостей от выгорания. В комплексе TRIGEX для каждой зоны рассчитываются 26-групповые макроконстанты с введением поправок в сечения упругого замедления и оценивается спектр нейтронов. Сделанные оценки нейтронных спектров используются для одnogрупповых констант с которыми проводится расчет реактора. Цель этого этапа – получение реального пространственного распределения источников нейтронов деления. Далее проводится 26-групповой расчет реактора без инерций источников деления и получение реальных интегральных спектров. Уточненные спектры используются для вычисления малогрупповых констант. При такой процедуре подготовки констант в зонах с большими градиентами локальные неоднородности не могут быть учтены (СУЗ, экраны, где спектр формируется за счет прихода нейтронов из соседних зон). В комплексе MODERN решается уравнение переноса в диффузионном приближении с использованием системы пространственно-распределенных каталогов. Набор каталогов получается из диффузионного расчета реактора. Далее получают средние концентрации и программой APAMARO вычисляют заблокированные микросечения. На полученном спектре свертывают многогрупповые микросечения в одnogрупповые. Расчет усредненных значений концентраций и заблокированных микросечений можно получить используя технологию программы SYNTES.

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. 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 APAMAКО. 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 [21], 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 однородных 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). Комплекс ГЕФЕСТ включает набор независимых модулей: CATAL – подготовка рабочих каталогов; BUREM – коррекция высотного распределения нуклидов и флюенсов в выгоревших ТВС; RORDV – расчет концентраций нуклидов в СУЗ; SNEGAAR – расчет макро- и микросечений для ТВС и СУЗ через программу APAMAКО; HEXG – нейтронно-физический расчет в многогрупповом диффузионном приближении; TERGAZ – теплогидравлический расчет; INTER – определение максимальных значений потоков нейтронов по отдельным сборкам; BURN – расчет изменения нуклидного состава и флюенсов нейтронов в процессе выгорания; QUASIK – квазистатический расчет. Модульная структура дает возможность подробного исследования состояний реактора.

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. При сравнении с экспериментом очень сложно выделять вклад этих двух компонент погрешности. 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.

Список литературы: 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. – 1991. – № 5. – С. 10-17. 2. Зизин М.Н. Расчет нейтронно-физических характеристик реакторов. – М.: Атомиздат, 1978. – 98 с. 3. Зизин М.Н., Шушаков А.В., Деметтьева Д.Ю., Сушинова Н.Б. Интеллектуальная программная оболочка ShIPR для математического моделирования ядерных реакторов: Препр. / ИАЭ, №5705/5. – М.: – 1994. – 36 с. 4. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций // ПРЯ-РУ АС-89; 1990. – 60 с. 5. Джадд А. Реакторы размножители на быстрых нейтронах. – М.: Энергоатомиздат, 1984, 136 с. 6. Абаган А.А., Крошилин А.Е., Майданик В.Н., Селезнев Е.Ф., Фукс Р.Л. Динамические математические модели АЭС. Т. 88-6. – М.: Атомная энергия, 2000. – С. 415-426. 7. 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. – С. 156-157. **8.** *Grin L.* World nuclear status report 1999 // Nuclear Europe Worldscan. – 2000. – №7-8. – П. 25-49. **9.** *Рахматулин М.А., Селезнев Е.Ф.* Аннотация программы SYNTES // Вопросы атомной науки и техники / Физика ядерных реакторов. – М.: РНЦ КИ. – 1994. – №4. – С. 43-49. **10.** *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. – С. 36-43. **11.** *Селезнев Е.Ф., Рябышкин О.В., Яблоков С.Л.* ГЕФЕСТ как центр информационной среды // Проблемы безопасности ядерных реакторов. – Т. 1. – М.: МИФИ. – 1995. – С. 200-201. **12.** *Nevitsa 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. – П. 14-23. **13.** *Wardleword D., Wheeler R.C.* Reactors Physics Computational Methods in Support of the Prototype fast Reactor // J. Brit. Nuc. Energy Soc. – Vol. 13. – 1974. – №4. – П. 383. **14.** *Ярославцева Л.Н., Шишков Л.К.* Алгоритм решения двухмерного и трехмерного многогруппового уравнения диффузии // Отчет ВНИИАЭС №ОЭ-0453/78, М.: 1978, 310с. **15.** *Сергин А.С.* Аннотация TRIGEX для малогруппового нейтронно-физического расчета реактора в трехмерной гексагональной геометрии // Вопросы атомной науки и техники / Физика ядерных реакторов. – М.: 1983. – № 4-33. – С. 59-60. **16.** *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. – П. 63-75. **17.** *Николаев М.И., Рязанов Б.Г., Савоськин М.М.* Многогрупповое приближение в теории переноса нейтронов. М.: Энергоатомиздат, 1984. – 400 с. **18.** *Селезнев Е.Ф.* Аннотация программ SYNTES // Вопросы атомной науки и техники / Физика ядерных реакторов. – М.: РНЦ КИ. – 1984. – №6-43. – С. 56-58. **19.** *Абагян Л.П., Базаянц Н.О., Николаев М.Н.* Групповые константы для расчета реакторов и защиты. – М.: Энергоатомиздат, 1981. – 200 с. **20.** *Селезнев Е.Ф., Григорьева Н.М.* Подстановка констант для статических и динамических расчетов реактора БН-600 // Нейтронно-физические проблемы безопасности ядерно-энергетических установок. – М.: ЦНИИ атоминформ. – 1989. – С. 45-46. **21.** *Carta M., Granget G., Palmiotti G., Salvatores M., Solve R.* Control rod heterogeneity effects in liquid-metal fast breeder reactors. Method developments and experimental validation // Nuclear Science and Engineering. – 1989. – П. 269-278.

Поступила в редколлегию 15.05.08

ABSTRACTS

Galajko L.P., Gaevskaja N.A.

3

COMPARISON OF EQUIVALENT THERMAL CIRCUITS AND FINITE ELEMENTS METHODS USED AT COMPUTATIONS OF SWITCH-RELUCTANCE MOTORS.

Methods of equivalent thermal circuits and finite elements are analyzed for using at heat computations of switch-reluctance motor intended for small power washing-machines. The results of computation by both methods differ insignificantly, but the finite elements method is preferable because its work intensiveness less than other method at using application packages.

Index terms – switch-reluctance motor, heat computations, method of equivalent thermal circuits, finite elements method.

Getman A.V.

6

ANALYSIS EXTENDED METHOD OF MAGNETIC FIELD IN VICINITY TO TECHNICAL OBJECTS.

A method of analytical research of a magnetic field spatial structure in vicinity of technical objects is offered taken into account their geometrical parameters. For an approaching of area of operational use of a method to a of technical objects the Mathematical apparatus of different types of spatial harmonics utilized: prelate-spherical, spherical and oblate-spherical are used at different approaching to the technical object surface.

Index terms – magnetic field, spatial harmonics, magnetic potential, spherical harmonic analysis.

Goncharov E.V., Kirpileva E.T., Mihajlov O.O.

14

RESEARCH OF A MAGNETIC SYSTEM USED AT DEVELOPMENT OF ITS MATHEMATICAL MODEL BY FINITE ELEMENTS METHOD.

In the article an analysis of a magnetic system is done on the base of experimentally voltage-current characteristics. It is taken a shell-form magnetic system with magnetizing winding used in magnetic starter. The magnetic system model is realized in Femm package. Computed and experimental dates are compared.

Index terms – magnetic system, mathematical model, finite elements method, Femm package.

Grishchuk Ju.S., Vishnevskiy A.E., Grishchuk S.Ju., Rzhhevski A.N., Kuznecov A.I.

20

APPLICATION OF ATMEGA16 MICROCONTROLLER AT AUTOMATIZATION OF HIGH-SPEED FUSES TESTS.

A block diagram of an automated control system on the basis of Atmega16 microcontroller is considered for technological testing of high-speed fuses. Algorithms of the system functioning, computation of their protective both switch-