

**ФЕДЕРАЛЬНОЕ АГЕНТСТВО ПО ОБРАЗОВАНИЮ
МОСКОВСКИЙ ИНЖЕНЕРНО-ФИЗИЧЕСКИЙ ИНСТИТУТ
(ГОСУДАРСТВЕННЫЙ УНИВЕРСИТЕТ)**

Н.В. Шукин, С.Д. Романин, Н.П. Киселев

**ПРОЕКТИРОВАНИЕ ЯДЕРНО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ
УСТАНОВОК КОСМИЧЕСКОГО НАЗНАЧЕНИЯ**

НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЙ РАСЧЕТ

Учебно-методическое пособие

Москва 2009

УДК 621.039.578: 629.78 (07)

ББК 31.46я7

П 79

**ПРОЕКТИРОВАНИЕ ЯДЕРНО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК
КОСМИЧЕСКОГО НАЗНАЧЕНИЯ. Нейтронно-физический расчет:**

Учебно-методическое пособие / Н.В. Щукин, С.Д. Романин, Н.П. Киселев. — М.: МИФИ, 2009. — 44 с.

Рассматриваются физические особенности космических ядерных энергетических установок и методика их нейтронно-физического расчета. Приводятся необходимые формулы и рекомендации. Представлено описание алгоритмов и компьютерных программ, используемых в ходе курсового проектирования. Анализируются ситуации, связанные с проблемами ядерной безопасности. Приведенный список литературы содержит как источники, использованные при написании учебно-методического пособия, так и литературу, полезную при выполнении курсового проекта.

Данное пособие предназначено для студентов старших курсов МИФИ специальности «Ядерные энергетические установки», выполняющих курсовой проект по космическим ядерным энергетическим установкам в рамках курсов «Методы физических расчетов» и «Динамика и безопасность ЯЭУ». Пособие также может быть полезно дипломникам и студентам в ходе дипломного проектирования и учебно-исследовательской работы.

Рекомендовано редсоветом к изданию в качестве учебно-методического пособия.

ISBN 978-5-7262-1101-5

*© Московский инженерно-физический институт
(государственный университет), 2009.*

Оригинал-макет изготовлен С.Д. Романиным

Печать пособия выполнена в авторской редакции, в соответствии с оригиналом-макетом, предоставленным автором.

Подписано в печать 10.03.2009. Формат 60×84 1/16.

Уч.-изд. л. 2,75. Печ. л. 2,75. Тираж 100 экз.

Изд. № 061-1. Заказ №

Московский инженерно-физический институт (государственный университет),
115409, Москва, Каширское шоссе, 31.

Типография МИФИ.

ОГЛАВЛЕНИЕ

1. ВВЕДЕНИЕ	4
2. КОНСТРУКТИВНЫЕ ОСОБЕННОСТИ КЯЭУ	10
3. МЕТОДИКА НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКОГО РАСЧЕТА КЯЭ16	
3.1. Подготовка данных к расчету макросечений и коэффициентов диффузии по программе GETERA	19
3.2. Подготовка данных и расчет эффективного коэффициента размножения, распределений полей нейтронов и энерговыведения по программе SPARC	21
3.2.1. Алгоритм программы SPARC	21
3.2.2. Расчеты по программе SPARC	26
4. ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ	27
4.1. Коэффициенты реактивности по температуре топлива и температуре теплоносителя	31
4.2. Эффекты реактивности в аварийных ситуациях	33
4.2.1. Опустошение реактора (потеря теплоносителя)	33
4.2.2. Заполнение активной зоны холодной водой.....	33
4.3. Органы регулирования	34
4.4. Способы утилизации КЯЭУ	36
4.5. Оценка потенциального радиоактивного заражения.....	37
5. ОЦЕНКА ДЛИТЕЛЬНОСТИ КАМПАНИИ	38
6. РЕКОМЕНДАЦИИ ПО ОФОРМЛЕНИЮ ПОЯСНИТЕЛЬНОЙ ЗАПИСКИ	38
СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ	39
ПРИЛОЖЕНИЯ	41

1. ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время разрабатываются и создаются высокотемпературные ЯЭУ для производства тепловой и электрической энергии. Использование подобных энергетических систем имеет особенно важное значение в труднодоступных по условиям доставки органического топлива районах земного шара. К этому следует добавить, что стоимость производства полезной энергии с применением ЯЭУ оказывается в ряде случаев более низкой, чем при использовании природных органических видов топлива. Так, по существующим оценкам, 1 МВт·ч энергии, заключенной в топливе для морских судов, стоит 1,30 дол. США, в авиационном топливе – 2,10, а в ядерном – всего 0,54 дол. Кроме того, необходимо иметь в виду, что земные недра содержат в десятки тысяч раз больше энергии в виде делящихся (не говоря о реакциях ядерного синтеза) материалов, чем в виде различных органических соединений.

Однако главное обстоятельство, говорящее в пользу применения в энергетике, и особенно космической, ядерных источников, это ограниченность, а иногда и невозможность решения многих задач традиционными средствами [1].

Ядерная энергетическая установка космического аппарата – это совокупность устройств, которые объединяет общее целевое назначение: генерация электрической мощности по определенной временной программе. Любой тип ЯЭУ включает в себя три основных элемента: источник первичной энергии (например, ядерный реактор, радиоизотопный генератор), преобразователь первичной энергии в электрическую и устройство для отвода части первичной энергии, не использованной в процессе преобразования, в окружающее пространство. Энергоемкость ядерных источников энергии на много порядков выше химических и солнечных.

В настоящее время проектируется, разрабатывается и используется много типов преобразователей теплоты. Они делятся на машинные и безмашинные, или прямые. В машинных преобразовате-

лях тепловая энергия преобразуется в механическую, которая затем расходуется на привод генераторов электрического тока. В прямых преобразователях тепловая энергия преобразуется непосредственно в электрическую. Основными типами прямых преобразователей теплоты, имеющих особенно большое значение для космической энергетики, являются термоэлектрические и термоэмиссионные. Иногда к прямым преобразователям относят магнитогазо- и магнитогидродинамические генераторы, в которых первичная тепловая энергия вначале трансформируется в кинетическую энергию рабочего тела, а затем в электрическую – в канале со специально созданным магнитным полем [2].

Разработки в области космической ядерной энергетики начаты в СССР по инициативе военного ведомства еще в 60-х гг. и продолжались до конца 80-х. По сообщениям Российского космического агентства, отечественные специалисты «минимум на 20 лет» опережали своих зарубежных коллег, которые до сих пор не имеют сопоставимых соответствующих технологий.

С 1967 г. СССР запустил на орбиту более 30 термоэлектрических ядерных установок, например, энергоисточники спутников для наблюдения за океаном, называемые RORSAT. В частности, в 1983 г. в девяти из каждых десяти запусков в космос выводились спутники с ЯЭУ, последний из которых был запущен 14 марта 1988 г. Уровни мощности этих КЯЭУ составляли от нескольких сотен ватт до нескольких киловатт. Известно, что RORSAT – это энергосистема на основе быстрых реакторов, использующая кремний-германиевые термоэлектрические преобразователи энергии [3].

В нашей стране имеется значительный опыт в технологии и создании термоэлектрических генераторов на основе кремний-германиевого сплава (установки «Бук», «Ромашка»). Длительное время работы достигнуто на радиоизотопных кремний-германиевых термоэлектрических генераторах, эксплуатировавшихся (и эксплуатирующихся) в составе американских космических аппаратов «Транзит», «Пионер-10, 11», «Вояджер-1, 2», «Галлилей», NEAR и «Кассини». Так, изотопный генератор космиче-

ского аппарата «Пионер-10» обеспечивает энергопитание уже более четверти века, его работоспособность планировалась до 2002 г., когда ресурс этого космического аппарата, покинувшего пределы Солнечной системы, составил 28 лет.

SP-100 – ядерная энергоустановка на основе быстрого реактора, охлаждаемого литием, в которой кремний-германиевый термоэлектрический преобразователь планировался в качестве основного генератора энергии [4].

Первый в мире космический запуск термоэмиссионной ядерной установки «ТОПАЗ 1» (Термоэмиссионный Опытный с Преобразователями в Активной Зоне) состоялся в феврале 1987 г. («Космос – 1818»), она проработала 6 месяцев. Второй и последний запуск был в июле 1987 г. («Космос – 1867»), продолжительность работы этой установки составила 346 дней. В этих орбитальных испытаниях был достигнут годовой ресурс работы ядерного реактора в условиях космического пространства – мировой рекорд, не превзойденный до настоящего времени. Электрическая мощность «ТОПАЗ 1» превосходит мощность американской экспериментальной установки SNAP-10 в 10 раз. С наступлением эпохи разоружения отпала необходимость в использовании таких КЯЭУ в оборонных целях, а гражданских проектов с соответствующим финансированием еще не было.

«ТОПАЗ 1» имеет выходную проектную мощность 6 кВт. Проведенные полетные испытания установки содержали многоэлементные термоэмиссионные электрогенерирующие каналы (ЭГК) с выходной мощностью около 0,2 кВт электрических, один тип с молибденовым эмиттером и другой с вольфрамовым. Энергосистема с вольфрамовым эмиттером эксплуатировалась большой период времени. Электрогенерирующий канал включал в себя пять звеньев. В качестве топлива использовался уран, катод был сделан из вольфрама или молибденового сплава, анод – из ниобиевого сплава, изолятором служили соединения бериллия, корпус – нержавеющая сталь, в межэлектродном зазоре находился цезий. В течение эксплуатации происходила некоторая утечка водорода из замедлителя, который непрерывно удалялся с помощью цезия. В те-

чение года эксплуатации потребовалось около одного килограмма цезия.

Вторая форма термоэмиссионного реактора-преобразователя (ТРП), названная «ТОПАЗ 2» (он же «Енисей»), была приобретена США для тестирования и оценок. «ТОПАЗ 2» имеет выходную мощность 6 кВт, но основное отличие заключается в том, что данная установка имеет единый (одноэлементный) термоэмиссионный электрогенерирующий канал, заменяющий многозвенную структуру. Значительное преимущество «ТОПАЗ 2» состоит в возможности испытаний всей системы при рабочей температуре с помощью электрически нагреваемых стендов, без загрузки реального топлива, что возможно, так как термоэмиссионный электрогенерирующий канал представляет собой единое целое [5].

Программа по космической ядерной энергетике, прекращенная почти 10 лет назад, теперь решением Правительства России открывается вновь. «Концепция развития космической ядерной энергетике в России», принятая постановлением Правительства РФ № 144 от 2 февраля 1998 г., предусматривает «сохранение лидирующих позиций России в области космических ядерных технологий» и «создание научно-технического задела, обеспечивающего к 2010 г. возможность решения с использованием ядерных установок стратегических задач в интересах обороны, народного хозяйства и науки». Ядерные мини-реакторы планируется использовать для полетов в дальний космос и, прежде всего, в проектах экспедиций к другим планетам, в частности, к Марсу.

В последние годы усилия российских разработчиков были ориентированы, главным образом, на разработку проектов термоэмиссионных ЯЭУ типа «ТОПАЗ» второго поколения. Эти установки можно рассматривать как базу для последующего развития КЯЭУ, отвечающих перспективным энергетическим потребностям космической техники: электрической мощности от нескольких десятков до сотен киловатт и ресурсу до 7-10 лет [6]. Некоторые характеристики КЯЭУ этого типа приведены в Таблица 1.

Таблица 1

Основные характеристики ЯЭУ типа «ТОПАЗ» второго поколения

Вариант ЯЭУ	Базовая од- норежимная ЯЭУ-25	ЯЭУ- 25М	Двухре- жимная ЯЭУ-25	ЯЭУ-50
Тип реактора Тип ТЭП	На промежуточных нейтронах ТЭП, встроенные в а.з. в составе многоэлементных ЭГК			
Суммарная эмиссион- ная площадь, м ²	1,6	3	1,6	3,0
Полезная электр. мощн. ЯЭУ, кВт на форсированном режиме	-	35	65...87	100
на номинальном ре- жиме	30	10	30	50
Масса ЯЭУ, кг	2330	1820	2700-3000	3750-4000
Загрузка ²³⁵ U, кг	38,5	32,5	38,5	51,0
Размеры а.з., мм				
диаметр	325	325	325	385
высота	520	400	520	520
Максимальная темпе- ратура теплоносителя, °С	610	610	600	600
Ресурс работы в том числе на фор- сированном режиме	до 10 лет			
Возможные средства выведения (тип раке- ты-носителя)	«ЗЕНИТ» «ПРОТОН»	«РУСЬ»	«ЗЕНИТ» «ПРОТОН» »	«ПРОТОН» » «ПРОТОН- М» «АНГАРА» »

На 16-м симпозиуме «Космические ядерные энергетические и двигательные установки», состоявшемся в феврале 1999 г. в Альбукерке (США), были рассмотрены возможности обеспечения энергией экспедиции на поверхность Марса. Интерес к подобного рода исследованиям возник после успешного завершения работы автоматов на поверхности планеты. Марс располагает достаточ-

но далеко от Земли, и при планировании создания на его поверхности обитаемой станции целесообразно рассмотреть возможность использования местных материалов для систем жизнеобеспечения, энергоснабжения исследовательского оборудования и наработки ракетного топлива на обратный полет. В целях обеспечения максимальной безопасности экспедиции энергоустановка должна нарабатывать ракетное топливо для обратного полета до того, как с Земли стартует ракета с экипажем экспедиции. Эти задачи требуют создания источника энергии мощностью примерно 160 кВт.

Одним из проектов предусматривается беспилотный полет и три пилотируемых полета в течение семи лет. В первом беспилотном полете на Марс, помимо энергоустановки, доставляется предназначенный для членов экспедиции модуль с системой жизнеобеспечения, способной наработать воду и кислород. Оценки энергетических потребностей показывают, что необходимы следующие мощности: для наработки ракетного топлива—25 кВт; для системы жизнеобеспечения—15 кВт и для обитаемого модуля—10 кВт. Примерно через 2 года после посадки энергоустановки, когда прибывает первый экипаж, мощность биорегеративных систем жизнеобеспечения увеличится. Первый экипаж доставляет второй модуль, и потребная мощность энергоустановки увеличивается до 100 кВт. Продолжительность первой экспедиции примерно 18 месяцев. Вторая и третья экспедиции доставляют дополнительные модули, и мощность энергоустановки возрастает до 160 кВт. Ресурс установки принимают равным 10 годам.

Основные требования к ЯЭУ следующие: автономное развертывание, высокая надежность и низкая стоимость. Первое из них определяется необходимостью начала производства топлива и продуктов жизнеобеспечения до прибытия экипажа.

Для обеспечения радиационной безопасности экипажа намечено использовать концепцию передвижной ЯЭУ: на поверхности Марса реакторную установку разместить на подвижной платформе на таком расстоянии от обитаемого модуля, при котором дозы облучения космонавтов не превысят допустимые.

Анализ материалов симпозиума в Альбукерке показывает оживление интереса к более детальному изучению Марса. Удаленность Марса от Солнца, а также условия на его поверхности практически исключают возможность использования неядерных источников энергии. Прослеживается тенденция максимального использования ресурсов, имеющихся на поверхности планеты, как для защиты реактора, так и для обеспечения экспедиции кислородом, водой и топливом для возвращения. Расширяющиеся функции энергоустановки (электропитание оборудования, обеспечение полета к Марсу, наработка и возобновление расходных материалов, включая топливо для возвращения экспедиции на Землю) предъявляют новые требования как к процессу проектирования и оптимизации, так и к процессу натурной отработки КЯЭУ.

Как видно из последних публикаций, КЯЭУ выходят на новый этап своего развития [7].

2. КОНСТРУКТИВНЫЕ ОСОБЕННОСТИ КЯЭУ

Космическое применение ядерных энергоустановок предъявляет к ним ряд специфических требований. Главное и основное – минимально возможные габарит и масса подобных реакторов. Это требование диктуется тем, что габариты определяют размеры и массу биологической защиты и самого реактора [8]. Из основного требования вытекает также и условие большой энергонапряженности активной зоны реактора. Из условия оптимального сброса использованного тепла в космос следует, что реактор должен быть высокотемпературным. В целях снижения весовых и габаритных характеристик используется высокообогащенное топливо.

Конструкционно-компоновочная схема ТРП в значительной степени схожа со схемой обычных ядерных реакторов. Основное отличие состоит в применении для ТРП вместо обычных твэлов электрогенерирующих сборок (ЭГС), обычно называемых электрогенерирующими каналами (ЭГК), а в также наличии дополнительных цезиевых полостей, сообщающихся с межэлектродными зазорами (МЭЗ) ЭГК, и наличии внешней электрической коммутации ЭГК [9].

Применительно к ТРП идея термоэмиссионного преобразования энергии реализуется в конструкции термоэмиссионного электрогенерирующего элемента (ЭГЭ), в котором ядерное топливо, например, диоксид урана, обогащенный по изотопу ^{235}U , заключено в сердечник с оболочкой из тугоплавкого металла (молибдена, вольфрама или их сплавов), цилиндрическая часть которой служит катодом (эмиттером) электронов. Тепло, выделяющееся при реакции деления урана в ТРП, разогревает эмиттер до температур 1500-1800 °С, в результате происходит эмиссия электронов. Попавшие на анод (коллектор) электроны обладают достаточной кинетической энергией, чтобы во внешней цепи между эмиттером и коллектором произвести нужную работу на внешней нагрузке. Для нейтрализации заряда электронов в технологически приемлемые для реактора МЭЗ, равные 0.2-0.5 мм, подают пар цезия.

В качестве примера конструкции космической ЯЭУ рассмотрим ТРП «ТОПАЗ» (рис. 2.1, 2.2). Это тепловой гетерогенный реактор с гидридциркониевым замедлителем. Для регулирования тепловой мощности используются расположенные в боковом отражателе 12 поворотных цилиндров из бериллия, но с бористыми секторными накладками; поворот такого цилиндра бористой накладкой в сторону активной зоны увеличивает поглощение нейтронов и уменьшает мощность ТРП. Активная зона набрана из так называемых многоэлементных ЭГС из нескольких последовательно скоммутированных ЭГЭ. Такая схема ЭГС позволяет повысить выходное напряжение до нескольких вольт. Отметим, что многоэлементные ЭГС позволяют получить высокие плотности мощности и тем самым создать ТРП повышенной мощности.

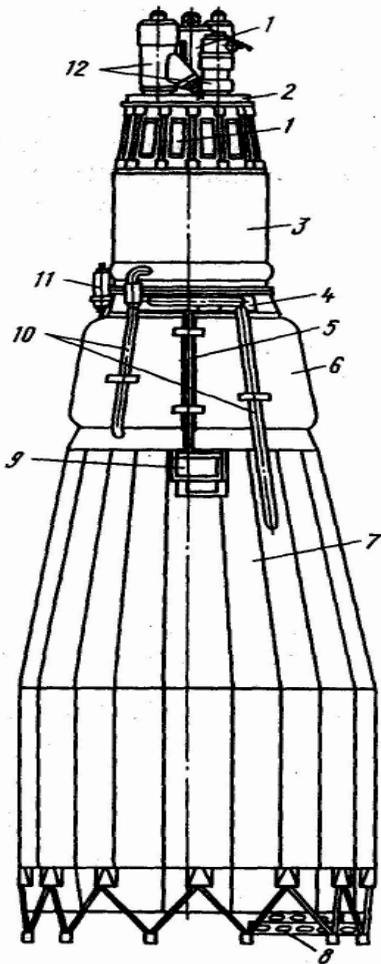


Рис. 2.1. Компонентная схема ЯЭУ «ТОПАЗ»:

- 1 — система подачи пара цезия;
- 2 — распределительный механизм;
- 3 — ТРП;
- 4 — электромагнитный насос;
- 5 — электрические шины;
- 6 — радиационная защита;
- 7 — холодильник-излучатель;
- 8 — штепсельные разъемы;
- 9 — пусковая система;
- 10 — трубопроводы системы охлаждения;
- 11 — ионизационная камера;
- 12 — исполнительные органы СУЗ

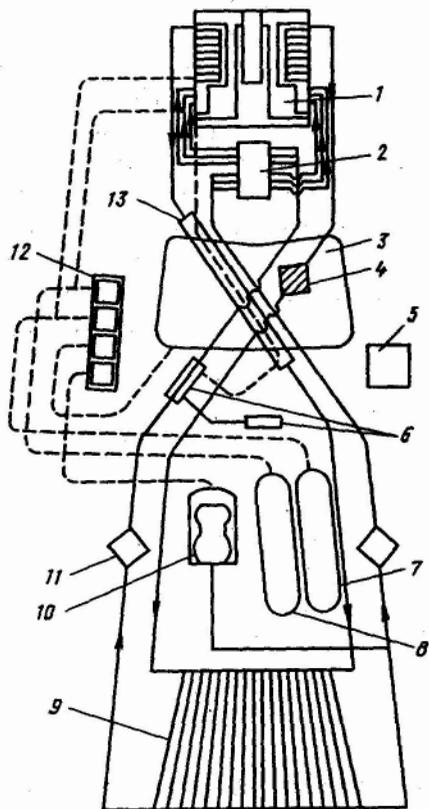


Рис. 2.2. Схема космической ЯЭУ «Енисей» с термоэмиссионным реактором-преобразователем «ТОПАЗ-2»:

- 1—ТРП;
- 2—электромагнитный насос;
- 3—радиационная защита;
- 4—фильтр теплоносителя;
- 5—пусковое оборудование;
- 6—оборудование источника пара цезия;
- 7—емкость для защитного газа покрытия замедлителя реактора;
- 8—емкость с гелием для зазоров снаружи ЭГС реактора;
- 9—трубчато-ребристый холодильник-излучатель;
- 10—компенсационная емкость;
- 11—предпусковой электрический нагреватель;
- 12—датчики давления;
- 13—теплообменник NaK—цезиевая полость

К концу 70-х гг. XX в. оказалась полностью сформированной концепция космической ЯЭУ третьего поколения, действующая и в настоящее время, характеризуемая следующими принципиальными техническими и технологическими решениями:

- использование ТРП на быстрых нейтронах с замедляющим нейтроны отражателем, в котором в качестве эмиттерных оболочек используются упрочненные легированные монокристаллы вольфрама;
- применение высокотемпературной одноконтурной системы

охлаждения, в которой в качестве теплоносителя используется расплавленный практически не активируемый изотопно чистый литий-7;

- непреобразованная теплота термодинамического цикла отводится через поверхность излучателя, который сформирован из ниобиевых тепловых труб с натрием в качестве рабочего тела;
- во всей конструкции ЯЭУ (включая корпуса ЭГС, конструкцию реактора и конструкцию системы охлаждения) использован единый тугоплавкий конструкционный материал — специальный ниобиевый сплав, допускающий значительно более высокие рабочие температуры, по сравнению с жаропрочными сталями, что позволяет уменьшить габаритные размеры и массу установки;
- применение модульной структуры ЯЭУ, что обеспечивает большую гибкость в отработке и изготовлении ЯЭУ.

Принцип действия ТЭП и возможные схемы его конструкционной реализации представляют исключительно благоприятные возможности для расположения преобразователей непосредственно в активной зоне реактора. Конструкционно-компоновочная схема ТРП в значительной степени схожа со схемой обычных ядерных реакторов. ЭГС по существу является твэлом ТРП и, как правило, основной сборочной единицей ТРП. В ЭГС могут быть размещены один или несколько электрически связанных термоэмиссионных преобразователей, называемых ЭГЭ. ЭГЭ является элементарной ячейкой ТРП, в которой совершаются все процессы в цепочке от деления ядер урана с генерацией тепла до превращения этого тепла непосредственно в электрическую энергию. Очевидно, что ЭГС является основным звеном, определяющим как конструкцию ТРП, так и его энергетические и ресурсные характеристики.

Наиболее распространенной конструкцией ЭГС является коаксиальное расположение всех элементов в ней. В коаксиальных ЭГС возможно как внешнее, так и внутреннее размещение ядерного топлива (рис. 2.3). При внутреннем размещении топливо заключается в цилиндрические полости так называемой эмиттерной оболочки, образуя топливно-эмиттерный узел. При внешнем расположении

эмиттеры, коллекторы и другие конструкционные элементы термоэмиссионного преобразователя размещаются внутри топливных блоков.

В зависимости от числа ЭГЭ, входящих в состав ЭГС, последние могут быть одноэлементными и многоэлементными. В одноэлементной ЭГС (рис. 2.4) эмиттер и коллектор имеют длину, равную высоте активной зоны ТРП, и независимые электрические выводы на торцах. Электрическая коммутация таких ЭГС в ТРП осуществляется вне активной зоны.

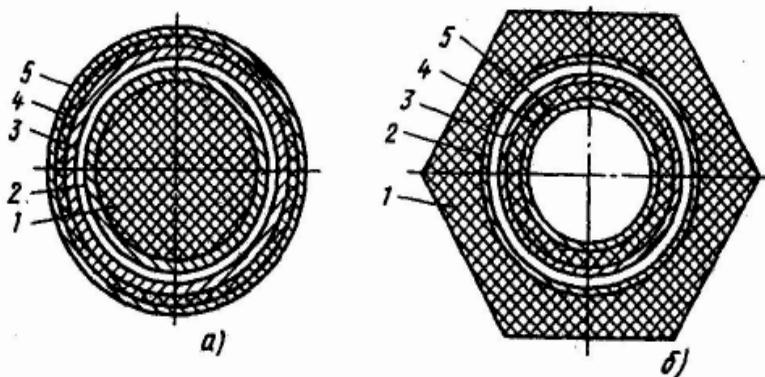


Рис. 2.3. Схема коаксиальных ЭГЭ с внутренним (а) и внешним (б) размещением ядерного топлива:

1—ядерное топливо; 2—эмиттер; 3—коллектор; 4—коллекторная изоляция; 5—корпус (несущая трубка)

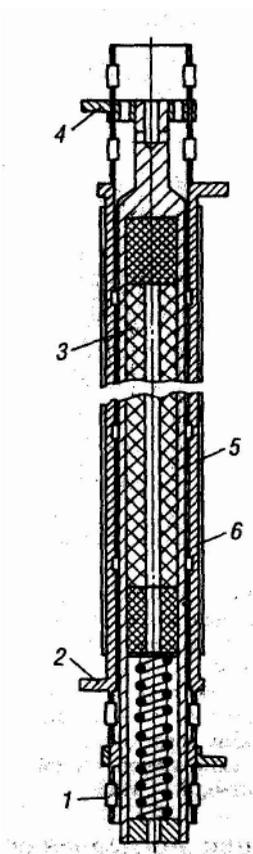


Рис. 2.4. Конструкционная схема одноэлементной ЭГС:

- 1—МКУ;
- 2, 4—токовывод;
- 3—топливный сердечник;
- 5—эмиттер;
- 6—коллектор

3. МЕТОДИКА НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКОГО РАСЧЕТА КЯЭУ

На первом этапе проектирования необходимо получить, исходя из задания на проектирование и предварительного теплофизического расчета, начальные расчетные параметры ядерного реактора и элементарной ячейки активной зоны (Рис. 3.1), такие как: мощность установки, ядерное топливо, обогащение, теплоноситель, продолжительность кампании; размеры ЭГК, шаг решетки а.з., ма-

териалы, входящие в а.з., их температуры и т.п. (подробнее об этом во второй части пособия). Все эти данные являются предварительными и впоследствии могут быть уточнены.

Нейтронно-физический расчет разделяется на два основных этапа:

1. Расчет малогрупповых макросечений и коэффициентов диффузии по зонам расчетной модели (метод вероятности первых столкновений – программа GETERA);

2. Расчет эффективного коэффициента размножения и распределения потоков нейтронов и энерговыделения по активной зоне реактора (двухгрупповое диффузионное приближение – программа SPARC).

Входными данными для одномерной программы GETERA являются: ядерные концентрации, температуры и радиусы расчетных зон (о построении расчетной модели см. в п. 3.1.).

Полученные с помощью программы GETERA макросечения и коэффициенты диффузии «сворачиваются» в двухгрупповые и являются исходными данными для программы SPARC, по которой рассчитываются эффективный коэффициент размножения (k_{eff}), распределения по радиусу реактора полей нейтронов быстрой и тепловой групп, энерговыделение. Этот расчет ведется на основе двухгруппового диффузионного приближения в цилиндрической геометрии.

На следующем этапе необходимо оценить кампанию реактора, рассмотреть вопросы эффективности системы регулирования и безопасности ядерной установки. Рассчитать коэффициенты реактивности и эффекты реактивности в аварийных ситуациях.

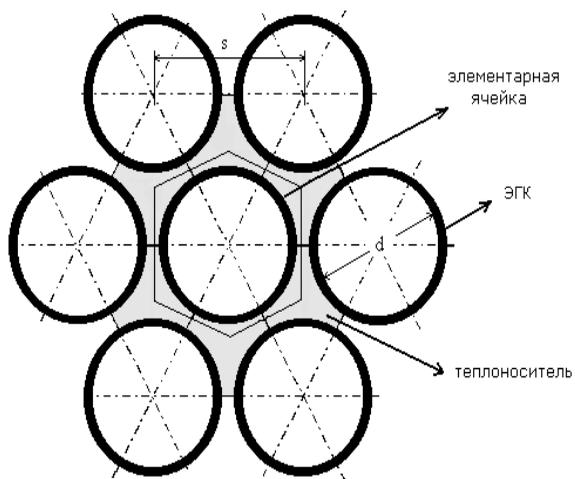


Рис. 3.1. Фрагмент активной зоны; s – шаг решетки, d – диаметр ЭГК

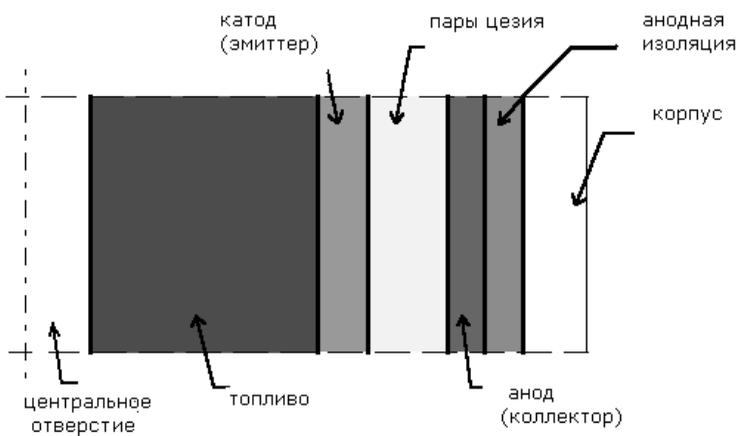


Рис. 3.2. Конструктивная схема ЭГК. Фрагмент продольного разреза

3.1. Подготовка данных к расчету макросечений и коэффициентов диффузии по программе GETERA

В используемой версии программы GETERA заложены следующие стандартные возможности моделирования различных систем:

1. Расчет элементарной ячейки ядерного реактора с произвольными альбедными условиями на границе.
2. Расчет элементарной ячейки, находящейся в окружении других элементарных ячеек. Настоящая модель предназначена для расчета неразмножающих каналов, находящихся в окружении рабочих каналов, либо для оценки эффектов реактивности рабочих каналов при условии, что избыточная реактивность частично скомпенсирована дополнительными поглотителями, либо стержнями регулирования.
3. Расчет фрагмента а.з., находящегося в окружении элементарных ячеек с некоторым произвольным составом.
4. Расчет поля ячейки с произвольными альбедными условиями на внешней границе.
5. Расчет ячейки с диспергированным топливом типа ВТГР [10].

Вышеперечисленные возможности программы GETERA позволяют рассчитывать на то, что данный алгоритм может быть эффективно использован при решении задач, связанных с оценкой эффектов реактивности, подготовкой малогрупповых макросечений, и в ряде других случаев.

Для того чтобы в дальнейшем воспользоваться программой GETERA, которая является одномерной, необходимо свести сложную систему (Рис. 3.3,а) к эффективной расчетной модели (несколько, как правило, четыре—шесть коаксиальных цилиндров—Рис. 3.3,б). Коаксиальные цилиндры представляют собой гомогенно размешанные расчетные зоны, строящиеся из соображений сохранения количества ядер. При этом поглощающие сегменты образуют отдельную зону, располагаемую на различных расстояниях в зависимости от реального положения органов регулирования (на

Рис. 3.3,б проиллюстрировано среднее положение органов регулирования). При изменении положения зоны поглотителя изменяется и ее толщина.

Для расчета нейтронно-физических констант с помощью этой программы требуется рассчитать объемные доли веществ и их концентрации:

1) относительные объемные доли:

$$\varepsilon_{iI} = S_{iI}/S_I,$$

где

S_{iI} — площадь i -го элемента в зоне I ;

S_I — площадь I -той зоны.

2) ядерные концентрации:

$$\rho^0 = \gamma N_A/M,$$

где

N_A —число Авогадро, $N_A \cong 6.025 \cdot 10^{23} \left[\frac{1}{\text{г} \cdot \text{моль}} \right]$;

M —молярная масса вещества, [г/моль];

γ —массовая плотность, [г/см³].

В соответствии с принятой расчетной моделью, предполагающей гомогенизацию всей активной зоны, концентрацию топлива и его нуклидов, а также концентрацию ¹⁰B и ¹¹B следует рассчитывать следующим образом:

$$\rho = \rho^0 \times \varepsilon_{iI},$$

где x — обогащение элементов по изотопу, концентрация которого рассчитывается (в относительных единицах).

Кроме того, входными данными для программы GETERA являются температуры и радиусы расчетных зон. При гомогенизации зон, содержащих топливо, в качестве температуры зоны берется средняя температура топлива. Все размеры имеют размерность [см], а температуры измеряются в [К].

Пример файла входных данных программы GETERA содержится в приложении 1.

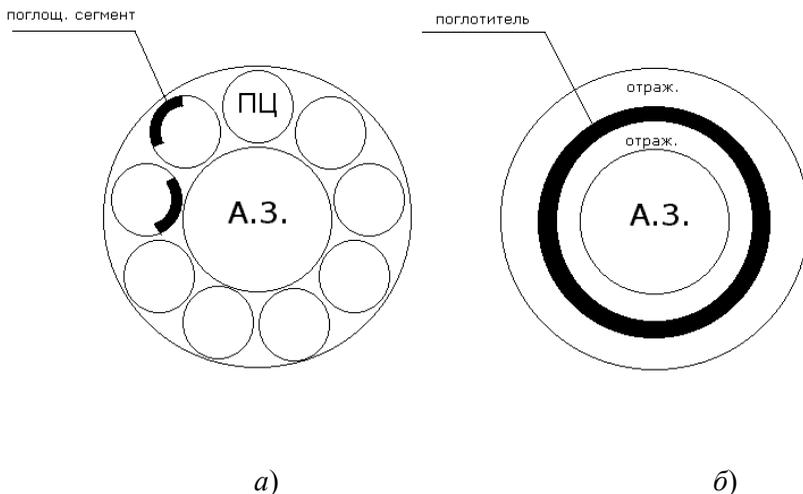


Рис. 3.3. К расчетам по программе GETERA: а) схема реактора; б) расчетная модель.

А.З. – активная зона; ПЦ – поворотные цилиндры

3.2. Подготовка данных и расчет эффективного коэффициента размножения, распределений полей нейтронов и энерговыделения по программе SPARC

3.2.1. Алгоритм программы SPARC

В рамках курсового проекта для космических ЯЭУ используется численный метод расчета нейтронных полей по радиусу с учетом утечки через торцы реактора по схеме:

$$\Sigma_a^{T, \text{эф}} = \Sigma_a^T + D_T \left(\frac{\pi}{H} \right)^2; \quad \Sigma_{ad}^{6, \text{эф}} = \Sigma_{ad}^6 + D_6 \left(\frac{\pi}{H} \right)^2,$$

где H – высота а.з., т.е. утечка быстрых и тепловых нейтронов через торцы заменяется эффективным поглощением. Индекс ‘эф’ в дальнейшем для простоты опустим.

Каждое из уравнений двухгрупповой системы:

$$\begin{cases} D_6 \Delta \Phi_6 - (\Sigma_{ad}^6 - \nu_f^6 \Sigma_f^6) \Phi_6 + \nu_f^T \Sigma_f^T \Phi_T = 0 \\ D_T \Delta \Phi_T - \Sigma_a^T \Phi_T + \Sigma_d^{\delta \rightarrow T} \Phi_6 = 0 \end{cases}$$

можно представить для одномерной цилиндрической геометрии в виде:

$$\frac{1}{r} \frac{d}{dr} r D \frac{d\Phi}{dr} - \Sigma \Phi + Q = 0.$$

Из сравнения ясно, что для быстрой группы:

$$D = D_6; \quad \Sigma = \Sigma_{ad}^6; \quad Q = \nu_f^6 \Sigma_f^6 \Phi_6 + \nu_f^T \Sigma_f^T \Phi_T,$$

для тепловой группы:

$$D = D_T; \quad \Sigma = \Sigma_a^T; \quad Q = \Sigma_d^{\delta \rightarrow T} \Phi_6.$$

Краевые условия в центре симметрии и на экстраполированной границе с пустотой имеют вид, одинаковый для каждой энергетической группы нейтронов:

$$\nabla \Phi_j(0) = 0; \quad \Phi_j(R + d) = 0,$$

где $(R+d)$ – экстраполированная внешняя граница; d – эффективная добавка.

Расчет распределения нейтронных полей и определение критического размера производится численным методом для конечно-разностного представления уравнения диффузии в цилиндрической геометрии:

$$\varphi_{l+1} - A_l \varphi_l + B_l \varphi_{l-1} = -f_l,$$

где

$$\varphi_l = \sqrt{r_l} \Phi(r_l); \quad f_l = \lambda_l \gamma_l \sqrt{r_l} Q(r_l) \Delta r_l;$$

$$\Delta r_l = r_{l+(1/2)} - r_{l-(1/2)},$$

$l=1, 2, \dots, N$; l – номер, а N – количество расчетных интервалов; коэффициенты имеют вид (для $l \geq 2$):

$$A_l = \sqrt{\frac{r_{l+1}}{r_l}} + \sqrt{\frac{r_{l-1}}{r_l}} \mu_l \frac{\gamma_l}{\gamma_{l-1}} + \lambda_l \gamma_l \Sigma(r_l) \Delta r_l;$$

$$B_l = \mu_l \frac{\gamma_l}{\gamma_{l-1}}; \quad \gamma_l = \left(\frac{1}{D_l} \ln \frac{r_{l+(1/2)}}{r_l} + \frac{1}{D_{l+1}} \ln \frac{r_{l+1}}{r_{l+(1/2)}} \right) \frac{\Delta r_{l+(1/2)}}{\ln \frac{r_{l+1}}{r_l}},$$

здесь λ_l и μ_l – коэффициенты конечно-разностной аппроксимации, соответствующие выбранному способу разбиения реактора на интервалы, каждый расчетный узел r_l расположен посередине интервала Δr_l . В случае, если интервалы разбиения по зоне i одинаковы, μ_l и λ_l для цилиндрической геометрии задаются Таблица 2, а γ_l являются постоянной внутри каждой зоны i , равной $\gamma_i = \Delta r_i / D_i$, кроме последней точки каждой внутренней зоны, которая считается по общей формуле.

Таблица 2

Коэффициенты конечно-разностной аппроксимации

l	μ_l	λ_l
1	–	0.833
2	0.935	0.990
3	1.000	0.995
4	1.000	1.000
5	1.000	1.000
⋮	⋮	⋮
N	1.000	1.000

Из условия симметрии в центре системы имеем для $l=1$ (первая узловая точка отстоит от геометрического центра системы на половину интервала):

$$\varphi_2 - A_1 \varphi_1 = -f_1; \quad A_1 = \sqrt{\frac{r_2}{r_1} + \Sigma(r_1) \lambda_1 \gamma_1 \Delta r_1}.$$

Решение полученного конечно-разностного уравнения производится методом факторизации с использованием формул:

$$\left. \begin{aligned} \varphi_{l+1} = \alpha_l \varphi_l - \beta_l; \quad \varphi_{l-1} = \frac{\varphi_l + \beta_{l-1}}{\alpha_{l-1}}; \\ \alpha_l = A_l - \frac{B_l}{\alpha_{l-1}}; \quad \alpha_1 = A_1; \\ \beta_l = f_l + \frac{\beta_{l-1}}{\alpha_{l-1}} B_l; \quad \beta_1 = f_1. \end{aligned} \right\}.$$

Из краевого условия обращения потока в нуль на экстраполированной границе последней зоны с пустотой получим:

$$\varphi_N = 0; \quad \varphi_{N-1} = \frac{\beta_{N-1}}{\alpha_{N-1}}.$$

При проведении расчетов каждая зона реактора разбивается на ряд интервалов, причем точки конечно-разностной схемы должны отстоять от границ раздела на половину интервала разбиения в данной зоне. Последняя расчетная точка берется на экстраполированной границе отражателя с пустотой.

Расчет распределений потоков нейтронов и k_{ef} ведется методом последовательных приближений. Используя известные макросечения, задавая размеры зон и произвольное распределение источников быстрых нейтронов $Q_6^{(0)}(r)$, определяют $\Phi_6^{(1)}$ и $\Phi_T^{(1)}$ в первом приближении. По полученным распределениям потоков нейтронов рассчитываются источники в первом приближении

$$Q_6^{(1)}(r) = \nu_f \bar{\Sigma}_f \bar{\Phi}^{(1)}(r) + \nu_f \bar{\Sigma}_f^T \bar{\Phi}_T^{(1)}(r),$$

с помощью которых можно получить первое приближение локальных значений коэффициента размножения $k^{(1)}$:

$$k^{(1)}(r_l) = \frac{Q_6^{(1)}(r_l)}{Q_6^{(0)}(r_l)}.$$

Средний по а.з. $k_{ef}^{(1)}$ для случая одномерного цилиндра можно рассчитать по формуле:

$$\bar{k}_{ef}^{(1)} = \frac{2}{R_{a.з.}^2} \sum_{l=1}^N k^{(1)}(r_l) r_l \Delta r_l.$$

В соответствии с методом итерации источника рассчитывается n -е приближение $k^{(n)}$ по формуле:

$$k^{(n)}(r_l) = \frac{Q_{\sigma}^{(n)}(r_l)}{Q_{\sigma}^{(n-1)}(r_l)}, \quad n = 1, 2, \dots$$

Критерием окончания итераций по локальной точности $\varepsilon > 0$ является выполнение условия $\max_l |k^{(n)}(r_l) - k^{(n-1)}(r_l)| < \varepsilon$. Известно, что точное значение k_{ef} есть $k_{ef} = \lim_{n \rightarrow \infty} k^{(n)}$. Если расчёт покажет, что k_{ef} сильно отличается от единицы, во втором цикле итераций следует изменить $R_{a.з.}$ в соответствующую сторону.

Если необходимо узнать распределение плотности энерговыделения по радиусу реактора (например, для расчета коэффициента неравномерности, максимального выгорания, биологической защиты и т.п.), эта характеристика может быть получена по формуле:

$$q_v(r) = A(\Sigma_f^{\sigma} \Phi_{\sigma} + \Sigma_f^T \Phi_T),$$

где A – константа нормировки, связанная с тепловой мощностью реактора W_T ,

$$A = \frac{W_T}{H \int_0^R [\Sigma_f^{\sigma} \Phi_{\sigma}(r) + \Sigma_f^T \Phi_T(r)] 2\pi r dr}.$$

3.2.2. Расчеты по программе SPARC

Исходными данными для программы SPARC являются:

1. Двухгрупповые макросечения: $\Sigma_d^{\sigma \rightarrow T}$ – макросечение перевода из быстрой группы в тепловую, Σ_a^T – макросечение поглощения в тепловой группе, Σ_{ad} – макросечение поглощения и увода в быстрой группе, $\nu_j \Sigma_f$ – произведение числа вторичных нейтронов на акт деления и макросечения деления в двух группах.

2. Коэффициенты диффузии в быстрой и тепловой группах – D_F и D_T .

3. Радиус а.з. и толщины остальных зон.

4. Высота а.з. – H .

5. Тепловая мощность реактора W_T .

Единицы измерения: [1/см], [см] и [МВт], соответственно.

Пример файла входных данных программы SPARC содержится в приложении 2.

Выходными данными этой программы являются: k_{eff} , распределения по радиусу полей нейтронов и энерговыведения, значения средних потоков для быстрой и тепловой групп. Если значение k_{eff} не удовлетворяет требованиям проектировщика, то можно варьировать (в определенных пределах) толщины зон, не пересчитывая групповые макросечения.

4. ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

Практически на всех этапах эксплуатации ЯЭУ существует определенная вероятность аварийных ситуаций, при которых возможен выход из-под контроля реакции деления в ядерном реакторе. Кроме того, не исключено ухудшение радиационной обстановки, когда интенсивность отдельных видов ионизирующих излучений оказывается выше допустимого уровня. Отсюда – жесткие требования к обеспечению ядерной и радиационной безопасности ЯЭУ.

Приведём некоторые основные термины и определения, используемые в документе «Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии» [11].

Авария (событие, связанное с радиационными последствиями) – нарушение эксплуатации атомной станции (АС), при котором произошёл выход радиоактивных веществ и/или ионизирующего излучения за предусмотренные проектом для нормальной эксплуатации границы в количествах, превышающих установленные пределы безопасной эксплуатации. Авария характеризуется исходным событием, путями протекания и последствиями.

Безопасность АС, ядерная и радиационная (далее по тексту – безопасность АС) – свойство АС при нормальной эксплуатации и

нарушении нормальной эксплуатации, включая аварии, ограничивать радиационное воздействие на персонал, население и окружающую среду установленными пределами.

Внутренняя самозащищённость реакторной установки (РУ) – свойство обеспечить безопасность на основе естественных обратных связей, процессов и характеристик.

Запроектная авария – авария, вызванная не учитываемыми для проектных аварий исходными событиями или сопровождающаяся дополнительными по сравнению с проектными авариями отказами систем безопасности сверх единичного отказа, реализацией ошибочных решений персонала.

Критерии безопасности – установленные нормативными документами и/или органами государственного регулирования безопасности значения параметров и/или характеристик АС, в соответствии с которыми обосновывается её безопасность.

Культура безопасности – квалификационная и психологическая подготовленность всех лиц, при которой обеспечение безопасности АС является приоритетной целью и внутренней потребностью, приводящей к самоосознанию ответственности и к самоконтролю при выполнении всех работ, влияющих на безопасность.

Проектная авария – авария, для которой проектом определены исходные события и конечные состояния и предусмотрены системы безопасности, обеспечивающие ограничения её последствий установленными для таких аварий пределами.

Ядерная авария – авария, связанная с повреждением твэлов, превышающим установленные пределы безопасной эксплуатации, и/или облучением персонала, превышающим разрешённые пределы, вызванная нарушением контроля и управления цепной ядерной реакцией деления в активной зоне реактора, возникновением критичности при перегрузке, транспортировании и хранении твэлов, нарушением теплоотвода от твэлов, другими причинами, приводящими к повреждению твэлов.

Ядерная безопасность РУ определяется техническим совершенством проектов, требуемым качеством изготовления, монтажа, наладки и испытаний элементов всех систем РУ, важных для безо-

пасности, их надёжностью при эксплуатации, диагностикой состояния, качеством и своевременностью проведения технического обслуживания и ремонта оборудования, контролем и управлением технологическими процессами при эксплуатации, организацией работ, квалификацией и дисциплиной персонала.

Ядерная безопасность РУ обеспечивается системой технических и организационных мер, в том числе за счёт:

- использования и развития свойств внутренней самозащитности;
- применения концепции глубокоэшелонированной защиты;
- использования систем безопасности, построенных на основе принципов резервирования, пространственной и функциональной независимости, единичного отказа и т.д.;
- использования надёжных, проверенных практикой технических решений и обоснованных методик;
- выполнения норм, стандартов, правил и других нормативно-технических документов по безопасности АС, а также строгого соблюдения требований, заложенных в проекте АС;
- устойчивости технологических процессов;
- формирования и внедрения культуры безопасности;
- системы обеспечения качества на всех этапах создания и эксплуатации РУ [12].

Под *обеспечением ядерной безопасности* понимают комплекс мероприятий, исключающий случайное возникновение цепной реакции деления на мгновенных нейтронах, приводящей к неуправляемому разгону реактора. Соответственно радиационная безопасность – это создание условий, исключающих облучение обслуживающего персонала дозами, выше предельно допустимых.

Наиболее важными с точки зрения обеспечения ядерной и радиационной безопасности являются следующие этапы и отдельные операции по подготовке ЯЭУ к функционированию:

- 1) загрузка активной зоны;
- 2) физический пуск реактора;
- 3) транспортировка запрограммированной и снаряженной ЯЭУ;

4) проверка функционирования органов регулирования.

В отличие от наземных и судовых ЯЭУ, обеспечение ядерной и радиационной безопасности космических ЯЭУ осложняется отсутствием в них специальной аварийной защиты, обеспечивающей практически мгновенное гашение реакции деления. В космических ЯЭУ роль аварийной защиты по сути дела выполняют регулирующие органы, которые в аварийных ситуациях должны быстро перемещаться в одно из крайних положений, соответствующих условию $\rho < 0$ (ρ —реактивность). Однако время такого перемещения может оказаться недостаточно малым, чтобы предотвратить разгон реактора [13].

После изготовления КЯЭУ основными эксплуатационными и сопутствующими аварийными режимами являются:

- транспортирование ЯЭУ и связанные с этим аварийные ситуации: удары при падениях и столкновениях транспортных средств, пожары;
- хранение, аварийные ситуации – затопление водой хранилища, землетрясения, пожары;
- предстартовая подготовка и пуск ракеты-носителя, аварийные ситуации – воздействие на ЯЭУ взрыва ракетного топлива, попадание реактора в горящее топливо;
- выведение на орбиту, аварийные ситуации – падение ЯЭУ с различной степенью разрушения в результате аэродинамического нагрева;
- функционирование на радиационно безопасной орбите, аварийные ситуации – отказы системы автоматического управления, систем теплоотвода, управляющих систем космического аппарата [14].

При выполнении курсового проекта в данной части следует определить коэффициенты и эффекты реактивности по температуре топлива и теплоносителя и плотности теплоносителя.

Предлагается рассмотреть следующие аварийные ситуации: опустошение реактора (потеря теплоносителя), заполнение а.з. реактора холодной водой; и, по возможности, рассмотреть ситуации сухого и мокрого «схлопывания». Под действием каких-либо

внешних обстоятельств ЭГК могут не удержаться дистанционирующей решеткой и максимально друг к другу приблизиться—это носит название «сухого схлопывания». Еще более серьезная ситуация может возникнуть при заполнении в этом случае активной зоны холодной водой, подобный процесс называется «мокрым схлопыванием».

4.1. Коэффициенты реактивности по температуре топлива и температуре теплоносителя

Коэффициенты реактивности являются важными характеристиками реактора, определяющими его поведение во времени при внесении каких-либо возмущений. С одной стороны, по знакам и величине коэффициентов реактивности можно судить об устойчивости исходного стационарного режима реактора, с другой стороны, они являются коэффициентами системы уравнений, количественно описывающей штатные и аварийные нестационарные процессы в реакторе.

Пусть $z_i (i- 1, . . . , N)$ – режимные параметры РУ, такие как температуры топлива, теплоносителя, конструкционных материалов и т.п. Тогда коэффициентом реактивности по параметру z_i в исходном состоянии (*) называется величина

$$\alpha_i = \left. \frac{\partial \rho}{\partial z_i} \right|_{z_i = z_i^*},$$

где ρ – реактивность реактора.

Поскольку программы нейтронно-физического расчета ориентированны, как правило, на вычисление k_{ef} реактора, удобно воспользоваться определением реактивности по формуле:

$$\rho = 1 - \frac{1}{k_{ef}},$$

тогда

$$\alpha_i = \frac{\partial}{\partial z_i} \left(1 - \frac{1}{k_{ef}} \right) = \frac{1}{(k_{ef})^2} \frac{\partial k_{ef}}{\partial z_i} \Big|_{z_i = z_i^*} .$$

Для ТРП наиболее важными являются коэффициенты реактивности по температуре топлива и температуре теплоносителя (с учетом его теплового расширения).

При использовании в расчетах реактора КЯЭУ программы GETERA в качестве температуры активной зоны следует задавать среднюю температуру топлива $T_{a.з.} = T_T$, микросечения нуклидов остальных материалов очень слабо зависят от температуры. Тогда коэффициент реактивности по температуре топлива можно рассчитывать следующим образом:

$$\alpha_T = \frac{1}{(k_{ef})^2} \frac{\partial k_{ef}}{\partial T_T} \Big|_{T_T = T_T^*} \cong \frac{1}{(k_{ef}^*)^2} \cdot \frac{k_{ef}(T_T^* + \Delta T) - k_{ef}(T_T^*)}{\Delta T} ,$$

где T_T^* – температура топлива в исходном (номинальном или холодном) состоянии реактора; ΔT – выбирается из физических соображений ($\Delta T = 100^\circ \div 300^\circ$).

Для расчета коэффициента реактивности по температуре теплоносителя $\alpha_{ТН}$ следует воспользоваться тем, что при задании исходных данных в программу GETERA можно варьировать ядерную плотность нуклидов материала теплоносителя. Таким образом, вычисление $\alpha_{ТН}$ производится по формуле:

$$\alpha_{ТН} = \frac{1}{(k_{ef})^2} \frac{\partial k_{ef}[\gamma_{ТН}(T_{ТН})]}{\partial T_{ТН}} \Big|_{T_{ТН} = T_{ТН}^*} \cong \frac{1}{(k_{ef}^*)^2} \cdot \frac{k_{ef}[\gamma_{ТН}(T_{ТН}^* + \Delta T)] - k_{ef}[\gamma_{ТН}(T_{ТН}^*)]}{\Delta T} ,$$

где $\gamma_{ТН}(T_{ТН})$ – массовая плотность теплоносителя, определяется по справочным данным с использованием коэффициента объемного расширения материала теплоносителя.

Расчеты коэффициентов реактивности следует проводить для среднего положения регуляторов.

4.2. Эффекты реактивности в аварийных ситуациях

Расчет эффектов реактивности сводится к расчету k_{ef} в рассматриваемом аварийном режиме (аналогично см. п. 3.2). Под *эффектом реактивности* понимается абсолютное изменение реактивности $\Delta\rho$ в результате возникновения аварийной ситуации (а.с.):

$$\Delta\rho = \left(\frac{k_{эфф} - 1}{k_{эфф}} \right)_{\text{а.с.}} - \left(\frac{k_{эфф} - 1}{k_{эфф}} \right)_{\text{раб.сост.}}$$

4.2.1. Опустошение реактора (потеря теплоносителя)

Ставится задача рассчитать эффект реактивности в данной ситуации при полностью введенных регуляторах в а.з. При расчете макросечений для этого случая значения ядерных концентраций компонентов теплоносителя в соответствующих расчетных зонах задаются на $10 \div 15$ порядков меньше, чем в номинальном режиме. Эффект реактивности в этом случае оказывается, как правило, отрицательным, т.е. обеспечивается невозможность самопроизвольного увеличения мощности реактора.

Отрицательный эффект реактивности при потере теплоносителя из а.з. объясняется тем, что спектр становится более жестким и число делений уменьшается.

4.2.2. Заполнение активной зоны холодной водой

Наиболее опасной предпусковой аварией считается авария, при которой а.з. попадает в холодную воду и заполняется ею. В этом случае может получиться, что значение k_{ef} превысит единицу при полностью введенных регуляторах, а это является недопустимым. Реактор надкритичен, следовательно, эффективности штатных систем регулирования «не хватает» для подавления избыточной реак-

тивности. В связи с этим необходимо обеспечить дополнительную систему защиты для предотвращения такой аварии. Для этого рассмотрим введение стержня ядерной безопасности (СЯБ) вместо одного ЭГК в центр ядерного реактора. Если после этого подкритичность не будет достигнута—заменяются семь центральных ЭГК на стержни безопасности.

Расчет значения k_{ef} при заполнении а.з. водой необходим для оценки безопасности ЯЭУ при транспортировке и предпусковых авариях. При транспортировке должны быть предусмотрены средства, обеспечивающие отрицательный запас реактивности (поглощающие стержни, перевозка а.з. по частям). При аварии на старте следует предусмотреть систему отстрела боковых отражателей, что увеличивает утечку нейтронов из а.з. и предотвращает при заполнении водой возможность нейтронной вспышки.

В этих двух ситуациях предлагается пользоваться теми же программами, что и при расчете k_{ef} в номинальных состояниях. При этом предварительно следует пересчитать относительные объемные доли с учетом наличия воды в активной зоне.

4.3. Органы регулирования

Органы регулирования предназначены для пуска реактора и вывода его на номинальный режим, поддержания критического состояния реактора в процессе функционирования и перевода его в подкритическое состояние при останове.

Ядерные реакторы космических ЯЭУ могут регулироваться воздействием на утечку нейтронов через боковую поверхность активной зоны. Это достигается изменением либо толщины, либо рассеивающих свойств бокового отражателя на отдельных его участках. Толщину отражателя изменяют перемещением участка отражателя относительно активной зоны. Это перемещение может выполняться различными способами. Поступательное перемещение участков отражателя может осуществляться в направлении как параллельном, так и перпендикулярном оси реактора. Поворот участков отражателя может выполняться либо вокруг оси, параллельной

образующей бокового отражателя, либо вокруг оси, ей перпендикулярной.

Эти способы регулирования достаточно эффективны, но обладают существенным недостатком: при перемещении участков отражателя изменяются габаритные размеры реактора. Учет этого обстоятельства при проектировании радиационной защиты приводит к увеличению ее размеров и массы. В связи с этим, предлагается применить поворотные компенсирующие цилиндры (ПЦ), содержащие вставки (сегменты) из материалов с большим сечением поглощения нейтронов (например, B_4C или Eu_2O_3), которые устраняют отмеченный недостаток (Рис. 4.1). При этом регулирование реактора осуществляется изменением положения поглощающих нейтроны сегментов относительно активной зоны. Наименьшая реактивность реактора достигается при наибольшем приближении к активной зоне поглощающих вставок. При повороте цилиндров относительно этого положения реактивность активной зоны будет возрастать из-за уменьшения доли поглощаемых нейтронов. Следует отметить, что и при наибольшем удалении поглотителя от активной зоны он будет поглощать нейтроны, что является недостатком этого способа регулирования. Несмотря на отмеченный недостаток, поворотные цилиндры находят широкое применение в практике космического реакторостроения [15].

Предлагается выяснить, хватит ли эффективности данных регуляторов, чтобы подавить избыточную реактивность при полностью повернутых поглотителем к а.з. ПЦ. В ситуации с полностью введенными поглотителями, согласно действующим правилам ядерной безопасности для АЭС, должна обеспечиваться подкритичность РУ на уровне k_{ef} не более $0.98^{10, 11}$. Для транспортных, в том числе космических ЯЭУ, это требование является более жестким¹⁵: $k_{ef} \leq 0.95$. Если оно выполняется, то можно сделать вывод о достаточной эффективности системы регулирования. В случае выведенных поглотителей необходимо иметь на свежей загрузке k_{ef} больше единицы, чтобы запаса реактивности на выгорание и регулирование хватило для обеспечения заданной длительности кампании.

Для расчета изменения k_{ef} используется та же программа, что и для расчета k_{ef} в номинальном режиме, но с изменением расчетной модели (см. Рис. 3.3,б), в соответствии с положением регуляторов: при полностью введенных ПЦ поглотитель максимально приближен к активной зоне, при выведенных – максимально удален.

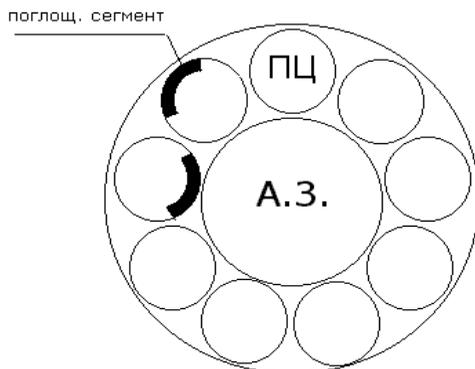


Рис. 4.1. Схема системы регулирования:

А.З. – активная зона; ПЦ – поворотные цилиндры

4.4. Способы утилизации КЯЭУ

Очевидно, мягкая посадка КЯЭУ в контейнере для последующего захоронения на Земле вряд ли может быть осуществлена без серьезного риска. Поэтому наиболее реальный путь – это перевод отработавшей КЯЭУ на безопасную достаточно высокую орбиту (ДВО), либо постоянная эксплуатация КЯЭУ на ДВО. ДВО – это орбита, на которой продолжительность существования космического объекта достаточно велика, чтобы обеспечить снижение радиоактивности за счет распада радионуклидов примерно до уровня актинидов. ДВО должна быть такой, чтобы свести к минимуму риски для нынешних и будущих полетов, а также вероятность столкновения с другими космическими объектами. При определе-

нии высоты ДВО следует учитывать тот факт, что в случае разрушения реактора части реактора также должны достичь необходимого уровня снижения радиоактивности до их возвращения в атмосферу Земли.

При организованном входе в плотные слои атмосферы с низкой орбиты возможны два принципиально различных сценария: либо вход и падение на Землю компактным образом, либо диспергирование и частичное сгорание фрагментов при входе в плотные слои атмосферы. В первом случае необходимо предусмотреть меры, делающие невозможным образование критической массы при достижении поверхности суши или океана. Ущерб от такого способа прекращения работы КЯЭУ может носить локальный характер, распространяться на ограниченную территорию. Во втором случае загрязнение поверхности носит глобальный характер, но при сгорании фрагментов КЯЭУ в верхних слоях атмосферы вполне реально обеспечить не превышение предельно допустимых концентраций радионуклидов в атмосфере и на поверхности планеты.

Необходимо отметить, что методику оценки степени риска для КЯЭУ, функционирующей в космосе, еще предстоит разработать, причем, принимая во внимание глобальный характер последствий для Земли в случае аварии КЯЭУ на орбите, необходимо участие научной общественности заинтересованных стран и международное сотрудничество [16].

4.5. Оценка потенциального радиоактивного заражения

Для оценки потенциального радиоактивного заражения в случае падения реактора КЯЭУ или его фрагментов на поверхность планеты наибольший интерес представляет информация о количестве накопившихся (на момент падения) в а.з. таких радионуклидов как ^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{237}Np , ^{241}Am , ^{243}Am , ^{244}Cm и др. Изменение нуклидного состава топлива в ходе кампании можно рассчитать с помощью программы GETERA параллельно с расчетами длительности кампании. Консервативную оценку потенциального радиоактивного заражения определяет состав топлива на конец кампании.

5. ОЦЕНКА ДЛИТЕЛЬНОСТИ КАМПАНИИ

Как известно, выгорание топлива и, следовательно, длительность кампании ограничивается либо исчерпанием запаса реактивности, либо нарушением целостности твэлов. В современных легководных реакторах выгорание топлива ограничивается, главным образом, запасом реактивности и составляет 4-6 % тяжёлых атомов (т.а.). В быстрых реакторах, за счет хороших показателей воспроизводства топлива, достигнутое выгорание составляет 10-15 % т.а., а в опытных твэлах реактора БОР-60 оно достигло ~ 32 % т.а., без нарушения целостности оболочки [17].

Ввиду высокого начального обогащения топлива реакторов КЯЭУ кампанию ограничивает, как правило, предельно допустимая величина накопления осколков (т.е. предельная глубина выгорания), а не потеря критичности в ходе выгорания.

Оценка проводится с помощью программы GETERA (процедура BURN) с расчетом макросечений на каждом шаге выгорания.

6. РЕКОМЕНДАЦИИ ПО ОФОРМЛЕНИЮ ПОЯСНИТЕЛЬНОЙ ЗАПИСКИ

Для лучшего восприятия записку следует оформлять в печатном виде, в основном следуя «Учебно-методическому пособию к выполнению курсового проекта и...» [18]. и требованиям, предъявляемым к оформлению научно-технических отчетов и статей. Необходимым является наличие введения, заключения и списка использованной при проектировании литературы. Во введении следует указать цель и основные этапы планируемой работы. Основная часть должна содержать краткое описание использованных приближений, алгоритмов и реализующих их компьютерных программ, использованные формулы, результаты расчетов в виде таблиц и графиков. В заключении необходимо перечислить этапы проделанной и дальнейшей (в записке по первой части проекта) работы, сделать выводы из результатов проведенных расчетов и рассмотрения аварийных ситуаций.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

- [1]. Куландин А.А., Тимашев С.В., Атамасов В.Д. и др. Основы теории, конструкции и эксплуатации космических ЯЭУ. Л.: Энергоатомиздат. Ленингр. отд-ние. 1987. С. 5.
- [2]. Там же, С. 6-8.
- [3]. Mohamed S.El-Genk. A Critical Review of Space Nuclear Power And Propulsion 1984-1993. P. 49.
- [4]. Синявский В.В., Юдицкий В.Д. Двухрежимная ЯЭУ для космических аппаратов. //Атомная энергия, т. 85, вып. 4, октябрь 1998. С. 336.
- [5]. Mohamed S.El-Genk. A Critical Review of SPACE NUCLEAR POWER AND PROPULSION 1984-1993. P. 49-50.
- [6]. Андреев П.В., Богущ И.П., Зарицкий Г.А. и др. Исследование космических термоэмиссионных установок второго поколения: конструкция и экспериментальные результаты. //V Международная конференция «Космические ЯЭУ», Подольск, 1999 г.
- [7]. Поляков Д.Н. Ядерные энергетические установки для экспедиции на поверхность Марса. //Атомная техника за рубежом. 1999. №10. С. 3-8.
- [8]. Кузнецов В.А. Ядерные реакторы космических энергетических установок. М.: Атомиздат, 1977. С. 24.
- [9]. Синявский В.В. Методы и средства экспериментальных исследований и реакторных испытаний термоэмиссионных электрогенерирующих сборок. М.: Энергоатомиздат, 2000. С.12.
- [10]. Белоусов Н.И., Бычков С.А., Марчук Ю.В. и др. Использование программы GETERA в задачах оценки эффектов реактивности. //Внутренняя безопасность ЯЭУ. Тезисы докладов VII Всесоюзного семинара по проблемам физики реакторов. М.: МИФИ, 3-7 сентября 1991 г. С. 145-146.

- [11]. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций ОПБ-88/97.
- [12]. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций ПБЯ РУ АС-89. М.: 1990. С.30.
- [13]. Куландин А.А., Тимашев С.В., Атамасов В.Д. и др. Основы теории, конструкции и эксплуатации космических ЯЭУ. Л.: Энергоатомиздат. Ленингр. отд-ние. 1987. С. 315-316.
- [14]. Грязнов Г.М., Жаботинский Е.Е., Николаев В.С., Сербин В.И. Концепция ядерной и радиационной безопасности космических термоэмиссионных ЯЭУ. //Атомная энергия. т. 69, вып. 5, ноябрь 1990. С. 267-271.
- [15]. Куландин А.А., Тимашев С.В., Атамасов В.Д. и др. Основы теории, конструкции и эксплуатации космических ЯЭУ. Л.: Энергоатомиздат. Ленингр. отд-ние. 1987. С. 194-196.
- [16]. Щукин Н.В., Крючков Э.Ф., Кузнецов В.И. и др. Научно-технический отчет (заключительный) по теме «Исследование проблемных вопросов обеспечения ядерной и радиационной безопасности на всех этапах эксплуатации воздушно-космических ядерно-энергетических установок «ГЕЙМ-МАЭП», совместный отчет МИФИ и НТЦ «Энергocosмос». М.: 1996. С. 21, 29.
- [17]. Proceedings of the International Conference on Future Nuclear Systems "GLOBAL-97", October 5-10, 1997, Yokohama, Japan. Vol. 1, P. 1093-1098.
- [18]. Гераскин Н.И., Наумов В.И. Курсовое проектирование ядерно-энергетических установок: учебно-методическое пособие к выполнению курсового проекта и аттестационной работы на степень бакалавра. М.: МИФИ, 2003 г. С. 56.

ПРИЛОЖЕНИЯ

Приложение 1

ПРИМЕР ФАЙЛА ИСХОДНЫХ ДАННЫХ ДЛЯ РАСЧЕТА МАКРОСЕЧЕНИЙ ПО ПРОГРАММЕ GETERA

```
:POLY
@          ++++++
@          +
@          +          Space Craft Reactor      +
@          +          Ras4et vsei AZ          +
@          +
@          ++++++
@
&VVOID
R = 11.48, 21.8, 22.48,
IZOTR = 8,
IG=2,
IOUT(54)=1, IOUT(55)=1, IOUT(14)=1,
ALOUT=0.,
TZ = 1900., 1500., 1250.,
NSOS=1,2,3,4,
@
@      Li-6  Li-7  Nb  Al  O  Mo  U235  U238  C  Be  B
@
SROIZ =
      0.678e-3, 1.177e-3, 9.58e-3, 7.921e-3, 11.872e-3,
10.817e-3, 5.6e-3, 0.2949e-3, 5.898e-3, 0., 0.,
@
      0., 0., 0., 0., 0.0279, 0., 0., 0., 0., 0.0279, 0.,
@
      0., 0., 0., 0., 0., 0., 0., 0., 3.6e-3, 0., 0.0144,
@
      0., 0., 0., 0., 0.04626, 0., 0., 0., 0., 0.04626, 0.,
@
&END
Li-6
Li-7
Nb
```

```
A1
O
Mo
U235
U238
C
Be
B-10
B-11
****
@
:MACRO
  &VVOD
  NBV=1,2,3,
  ET= 10.5E+06,2.15,2.15,0.,
  &END
:STOP
```

Приложение 2

ПРИМЕР ФАЙЛА ИСХОДНЫХ ДАННЫХ ДЛЯ РАСЧЕТА КЭФФ И РАДИАЛЬНОГО РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ПОТОКОВ НЕЙТРОНОВ И ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ ПО ПРОГРАММЕ SPARC (ВАРИАНТ ДЛЯ 6-ти РАСЧЕТНЫХ ЗОН)

```
1 ' IVAR,  НОМЕР ВАРИАНТА'  
6 'N,  КОЛИЧЕСТВО РАСЧЕТНЫХ ЗОН'  
0.847e-2 4.421466      'SP(1,1), SP(2,1), СЕЧЕНИЕ  
ПОГЛОЩЕНИЯ + УВОДА В АКТИВНОЙ ЗОНЕ В БЫСТРОЙ И  
ТЕПЛОВОЙ ГРУППАХ (SIGMA-AD)      (1/CM) '  
0.019705 0.39356e-3 0.2214e-1 0.309e-2 0.309e-2  
'SP(1,2), SP(1,3), SP(1,4), СЕЧЕНИЕ ПОГЛОЩЕНИЯ И УВОДА  
ВО II-Й, III-Й, IV-Й, V-Й, VI-Й ЗОНАХ В БЫСТРОЙ ГРУППЕ  
(SIGMA-AD)      (1/CM) '  
1.649877 0.25645e-3 0.22139 0.6321376 0.6321376  
'SP(2,2), SP(2,3), SP(2,4),  
      СЕЧЕНИЕ ПОГЛОЩЕНИЯ И УВОДА ВО II-Й, III-  
Й, IV-Й, V-Й, VI-Й ЗОНАХ В ТЕПЛОВОЙ ГРУППЕ (1/CM) '  
0.01 0.1 0.4261538e-1 3.55777687 0 0 0 0 0 0 0  
'UNSF(1,1), UNSF(2,1), UNSF(1,2), UNSF(2,2), UNSF(1,3),  
UNSF(2,3), UNSF(1,4), UNSF(2,4), ПРОИЗВЕДЕНИЕ ЧИСЛА  
ВТОРИЧНЫХ НЕЙТРОНОВ НА СЕЧЕНИЕ ДЕЛЕНИЯ ПО ЗОНАМ В  
БЫСТРОЙ И ТЕПЛОВОЙ ГРУППАХ '  
3.33 0.12037      'D(1,1), D(2,1), КОЭФФИЦИЕНТ ДИФФУЗИИ  
АКТИВНОЙ ЗОНЫ В БЫСТРОЙ И ТЕПЛОВОЙ ГРУППАХ '  
2.325 1.536 1.8055 0.75 0.75      'D(1,2), D(1,3),  
D(1,4), D(1,5), D(1,6), КОЭФФИЦИЕНТ ДИФФУЗИИ ВО II-  
Й, III-Й, IV-Й, V-Й, VI-Й ЗОНАХ В БЫСТРОЙ ГРУППЕ '  
0.21 0.322 0.211 0.4705 0.4705 'D(2,2), D(2,3),  
D(2,4), D(2,5), D(2,6) КОЭФФИЦИЕНТ ДИФФУЗИИ ВО II-  
Й, III-Й И IV-Й ЗОНАХ В ТЕПЛОВОЙ ГРУППЕ '  
0.141615e-2 0.6887e-2 3.9356e-3 5.166e-5 0.3092638e-2  
0.3092638e-2
```

'SPER(1,1,2),SPER(2,1,2),SPER(3,1,2),SPER(4,1,2),SPER
(5,1,2),SPER(6,1,2), СЕЧЕНИЕ ПЕРЕВОДА ДЛЯ АКТИВНОЙ
ЗОНЫ И ОСТАЛЬНЫХ ЗОН ИЗ БЫСТРОЙ ГРУППЫ В ТЕПЛОВУЮ'
15. 8. 5. 4. 4. 8.
'DL(1),DL(2),DL(3),DL(4),DL(5), РАДИУС АКТИВНОЙ ЗОНЫ
(СМ) И ТОЛЩИНЫ ОСТАЛЬНЫХ ЗОН '
135 ' НАЗ, ВЫСОТА АКТИВНОЙ ЗОНЫ (СМ) '
15 8 5 4 4 8 'IZ(2),IZ(3),IZ(4),IZ(5),IZ(6)
КОЛИЧЕСТВО РАСЧЕТНЫХ ТОЧЕК В АКТИВНОЙ ЗОНЕ И В
ОСТАЛЬНЫХ ЗОНАХ '
0 'IG ДЛЯ РАСЧЕТА К-ЭФФ ПРИ ЗАДАННОМ РАДИУСЕ
ВВЕДИТЕ 0,
 ДЛЯ ВЫГОНКИ НА ЗАДАННЫЙ К-ЭФФ ВВЕДИТЕ 1 '
8 'WRR, ТЕПЛОВАЯ МОЩНОСТЬ (МВт) '
4 'IVV, ЕСЛИ ХОТИТЕ ЗАПИСАТЬ РЕЗУЛЬТАТЫ В ФАЙЛ,
ВВЕДИТЕ 4, ЕСЛИ НЕТ-0'