



# **ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА**

*Н. А. Азаренков, Л. А. Булавин*

*И. И. Залюбовский*

*В. Г. Кириченко*

*И. М. Неклюдов*

*Б. А. Шиляев*

**Харьков – 2012**

**МИНИСТЕРСТВО ОБРАЗОВАНИЯ И НАУКИ**

**ХАРЬКОВСКИЙ НАЦИОНАЛЬНЫЙ УНИВЕРСИТЕТ**

**ИМЕНИ В. Н. КАРАЗИНА**

*Н. А. Азаренков*

*Л. А. Булавин*

*И. И. Залюбовский*

*В. Г. Кириченко*

*И. М. Неклюдов*

*Б. А. Шляев*

**ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА**

**ГЛАВА 3. ЯДЕРНЫЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ УСТАНОВКИ**

*Учебное пособие для студентов старших курсов,  
аспирантов и научных работников*

**Харьков - 2012**

УДК 621.039

ББК 31.4

Я –34

*Утверждено к печати решением ученого совета  
Харьковского национального университета имени В. Н. Каразина  
(протокол № 4 от 29.04.2011 г.)*

**Рецензенты:**

академик НАНУ, доктор физико-математических наук, профессор В. Е. Сторижко, Институт прикладной физики НАНУ;  
член-корреспондент НАНУ, доктор физико-математических наук, профессор, В. И. Слисенко, Институт ядерных исследований НАНУ;  
академик НАНУ, доктор физико-математических наук, профессор Н. Ф. Шульга, Национальный научный центр «ХФТИ»

**Я –34 Ядерная энергетика:**

учебное пособие, Азаренков Н. А., Булавин Л. А., Залюбовский И.И.,

Кириченко В. Г., Неклюдов И. М., Шиляев Б. А. – Х. : ХНУ имени В. Н. Каразина, 2012. – 535 с.

В пособии изложены основы функционирования ядерной энергетики и перспективы ее развития в XXI веке. Приведены основные исторические вехи создания и развития ядерной физики и энергетики, рассмотрены основы реакций деления и принципы создания реакторов различных типов. Рассмотрены типовые конструкции атомных электростанций и ядерных энергетических установок. Проанализированы способы создания замкнутого ядерного топливного цикла и перспективных типов ядерных реакторов.

Для студентов старших курсов, аспирантов и научных работников физико-технических и физико-энергетических специальностей.

Табл. 82. Ил. 274. Библиогр.: 48 назв.

УДК 5621.039

ББК 31.4

©Харьковский национальный университет имени В. Н. Каразина, 2012

ISBN 978-613-0-11482-4

© Азаренков Н. А., Булавин Л. А., Залюбовский И. И.,

Кириченко В. Г., Неклюдов И. М., Шиляев Б. А., 2012

© Дончик И. Н. дизайн обложки, 2012

## **СОДЕРЖАНИЕ**

|                  |  |            |
|------------------|--|------------|
| <b>ГЛАВА. 3.</b> | <b>ЯДЕРНЫЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ УСТАНОВКИ</b>            | <b>214</b> |
| <b>§ 3.1.</b>    | <b>Ядерные реакторы на морских судах</b>           |            |
| <b>§ 3.2.</b>    | <b>Космические ядерно-энергетические установки</b> | <b>222</b> |
| <b>§ 3.3.</b>    | <b>Атомные станции теплоснабжения</b>              | <b>263</b> |
|                  | <b>ЛИТЕРАТУРА</b>                                  | <b>272</b> |
|                  | <b>Сведения об авторах</b>                         |            |

## ГЛАВА 3. ЯДЕРНЫЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ УСТАНОВКИ

### § 3.1. Ядерные реакторы на морских судах

Наиболее распространенной сферой применения ядерной энергии стала электроэнергетика. В электроэнергетике наиболее эффективно использовать работу реакторов в базисной части графика нагрузки объединенных энергосистем, то есть практически при постоянной максимально допустимой мощности. Работа в переменных режимах с изменением мощности, температур, расходов теплоносителя предъявляет к ядерным установкам более строгие требования и менее эффективна. Топливная составляющая стоимости электроэнергии АЭС составляет 25–30%. Это означает, что для АЭС невыгодны простои и работа на пониженной мощности.

К моменту создания энергетических ядерных реакторов были уже испытаны различные их конструкции с различными типами ядерного топлива, замедлителя, теплоносителя, форм и размеров ТВЭЛов, конфигурации активных зон. После предварительного отбора оставалось около десятка возможных типов ядерных реакторов, которые требовали серьезных и тщательных исследований. Одновременное развитие многих направлений исследований, опытно-конструкторских разработок и проектирования, выбор, строительство и пуск опытно-промышленного ядерного реактора могли задержать на многие годы масштабное развитие атомной энергетики и потребовали бы огромных материальных затрат. Поэтому в начале своего развития ядерная энергетика ограничилась несколькими типами ядерных установок, переходя по мере накопления опыта от более простых конструкций к более сложным проектам.

По разным причинам в разных странах начали разрабатывать реакторы разного типа. В Канаде получили развитие реакторы на тяжелой воде; в Англии – газоохлаждаемые; в США и Германии – водяные (в качестве замедлителя и теплоносителя используется обычная вода); в СССР – водо-водяные реакторы и реакторы канального типа с графитовым замедлителем и теплоносителем из

обычной воды. Были опробованы реакторы других типов: с органическим замедлителем и теплоносителем, с тяжеловодным замедлителем и газовым теплоносителем, которые не получили широкого распространения.

Стихийно возникшая международная кооперация в разделении труда по разработке, исследованию и накоплению опыта эксплуатации реакторов различного типа в короткие сроки определила наиболее перспективные типы ядерных реакторов. Дальнейшее развитие получили: водо-водяной реактор, реактор с кипящей водой, тяжеловодный реактор и реактор канального типа с графитовым замедлителем.

Охлаждение водой под высоким давлением впервые использовано в экспериментальном реакторе «Марк-1», запущенном 31 мая 1953 г. Реактор «Марк-1» являлся прототипом реактора для подводных лодок серии «Наутилус», первая из которых была спущена на воду в январе 1955 г.

Топливо, первоначально загруженное в ядерный энергетический реактор подводной лодки, не пополнялось более двух лет; за это время лодка прошла более 60 000 морских миль. Жесткие требования к размерам энергетической установки подводной лодки в виде ядерного реактора с водой в качестве замедлителя заставило использовать урановое топливо, сильно обогащенное ураном-235, что позволило сконструировать активную зону небольшого размера. Такие конструкции, используемые также и в космосе, получили название ядерные энергетические установки (ЯЭУ).

Ядерные энергетические установки позволяют придать морским судам качества, недостижимые при использовании судовых энергетических установок, работающих на ископаемом топливе. Прежде всего, это неограниченный район плавания при работе на большой мощности, более высокая скорость и длительная автономность. Применение ЯЭУ повышает общую производительность грузовых судов всех типов за счет снижения полной массы энергетической установки, которая включает в себя массу самой энергетической установки и массу топлива для нее. Запасаемое на рейс топливо

составляет 15% массы перевозимого груза, что равнозначно 10000 тонн для грузового судна с мощностью на винтах 40–60 МВт.

На морских судах принципиально могут использоваться ЯЭУ с реактором любого освоенного типа с использованием паротурбинного или газотурбинного цикла.

Наибольшее распространение получили двухконтурные ЯЭУ с водяными реакторами под давлением, поскольку они наиболее отработаны, компактны, просты в управлении, характеризуются устойчивостью к качке и дифферентам. Такими установками оборудованы атомные ледоколы России «Ленин», «Арктика», «Сибирь», «Ямал», «Россия», «50 лет Победы» и зарубежные транспортные суда «Саванна» (США), «Отто Ган» (Германия), «Муцу» (Япония). На кораблях военно-морского флота высокоразвитых стран мира чаще всего используют ядерные энергетические реакторы на быстрых или промежуточных нейтронах (с энергией в интервале 1–1000 эВ), активная зона которых охлаждается жидким натрием или жидким свинцом (или его сплавами). Эти реакторы при равной с другими типами реакторов мощности имеют наименьшие габариты, а высокая температура жидкометаллического теплоносителя (~600°C) обеспечивает эффективность ЯЭУ порядка 40%. По данным зарубежной печати в составе ВМФ США действуют около 130 атомных подводных лодок и свыше 10 атомных надводных кораблей (вклейка 1, рис. 72–73).

Авианосец «Энтерпрайз» (USS Enterprise) был введен в строй в 1961 году. Он стал первым авианесущим крейсером в мире, оснащенным атомной силовой установкой. Единственный представитель своего класса, «Энтерпрайз» по сей день является крупнейшим боевым кораблем в составе ВМС США и самым длинным в мире. За полвека своей службы авианосец участвовал в нескольких военных конфликтах, в том числе во Вьетнамской войне и второй иракской кампании. Изначально планировалось, что «Энтерпрайз» прослужит в составе ВМС США до 2015 года, когда его заменит новейший авианосец одноименного

класса «Джеральд Форд». Однако в итоге списание старейшего атомного авианосца США было перенесено на 2013 год.

Американский атомный авианосец «Рональд Рейган» был спущен на воду 4 марта 2001 года и вошел в боевой состав флота 12 июля 2003 года. Мощность его четырехвальной ядерной энергетической установки 205,8 МВт (280000 л.с.) – два водо-водяных реактора А4W/A1G. Авианосец имеет такие основные тактико-технические характеристики: полное водоизмещение 98000 т, длина 334 м, ширина 40,8 м, осадка 11,9 м, наибольшая ширина полетной палубы 78 м, скорость полного хода его составляет более 54,5 км/ч (30 узлов).

Разработка высокотемпературных газо-охлаждаемых реакторов (ВТГР) с температурой газа на выходе из активной зоны порядка 1000 К создает перспективы использования ядерно-энергетических установок, работающих по замкнутому или разомкнутому газотурбинному циклу. По сравнению с паротурбинными установками с ядерным реактором они обладают:

- более высоким к.п.д. преобразования тепловой энергии в механическую;
- меньшими массогабаритными параметрами;
- возможностью использования в одноконтурных установках в качестве рабочего тела различных газов;
- упрощенным регулированием мощности путем изменением давления в контуре с сохранением высокого к.п.д. в широком интервале нагрузок;
- незначительной потребностью в охлаждающей воде и отсутствием специальной водоподготовки;
- легкостью запуска турбоустановки при любой температуре и быстротой принятия нагрузки.

Наиболее экономичны в тепловом отношении и безусловно перспективны для использования в мощных транспортных ядерно-энергетических установках термодинамические циклы газотурбинных установок с регенерацией и промежуточным охлаждением газа. Одним из важных преимуществ некоторых типов высокотемпературных реакторов является возможность загрузки топлива на весь период эксплуатации судна, т.е. примерно на 25 лет.

Ядерный реактор с теплоносителем из расплава солей и топливными элементами на основе микроТВЭЛов МАРС-С (табл. 3.1) в комбинации с газотурбинной установкой (ГТУ), использующей в качестве рабочего тела атмосферный воздух, обеспечивает безопасную высокоэкономичную эксплуатацию ледоколов и судов ледового плавания.

Контур циркуляции расплавно-солевого теплоносителя включает активную зону реактора, боковой кольцевой и нижний торцевой отражатели, насосы, теплообменники соль-воздух. Материалом отражателя является циркулирующий расплавно-солевой теплоноситель (LiF–BeF<sub>2</sub>).

**Таблица 3.1. Характеристики ядерного реактора МАРС-С**

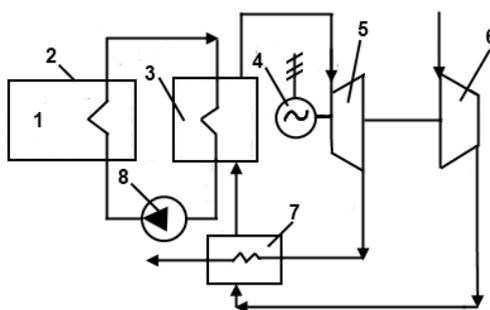
|   |           |
|---|-----------|
| Тепловая мощность, МВт  | 150       |
| Диаметр/высота активной зоны, м   | 3,6/4     |
| Средняя плотность энерговыделения, МВт/м <sup>3</sup>                             | 6,2       |
| Температура расплавно-солевого теплоносителя, $T_{\text{вых}}/T_{\text{вх}}$ , °С | 750/550   |
| Топливо   |           |
| максимальная температура, °С  | 1200      |
| глубина выгорания, ГВт·сут/т  | 480       |
| кампания топлива, лет   | 25        |
| Теплообменники соль–воздух:   |           |
| число постоянно работающих  | 6         |
| полное число (с учетом резервирования)  | 12        |
| диаметр/высота (без учета коллекторов), м   | 1,42/2,64 |
| передаваемая на один теплообменник мощность, МВт                                  | 25        |
| расход расплавно-солевого теплоносителя, кг/с                                     | 46        |
| расход воздуха, кг/с  | 67        |
| ГТУ (открытый воздушный контур)   |           |
| тепловая мощность, МВт  | 150       |
| к.п.д. при входной температуре воздуха 50°С и –50 °С, %                           | 24,30,36  |
| расход воздуха, кг/с  | 402       |
| степень сжатия воздуха в компрессоре  | 14        |
| температура воздуха после компрессора, °С   | 360       |
| температура воздуха перед турбиной, °С  | 700       |
| габариты, длина/диаметр, м  | ~7,9/3,9  |
| Масса, т  | ~100      |

Активная зона реактора состоит из графитовых тепловыделяющих сборок (ТВС) гексагональной формы размером под ключ 36 см. В ТВС в гексагональной решетке с шагом 3,5 см размещены 60 каналов диаметром 1,7

см для топлива и 31 канал диаметром 4 см для теплоносителя. В каналах для топлива располагаются топливные компакты – микроТВЭЛы в графитовой матрице, объемная доля микроТВЭЛов в топливном компакте составляет 33%.

Энергетическая установка ледокола (рис. 3.1) состоит из двух реакторов типа МАРС-С, двух газотурбинных двигателей с генераторами мощностью по 45 МВт.

Мощность двух ГТУ при температуре 50°С и –50°С составляет 72,90 и 108 МВт, к.п.д. при этом равен 24, 30 и 36%. Для повышения эффективности применен предварительный подогрев воздуха с помощью двух регенераторов, по одному на каждую ГТУ. Атмосферный воздух поступает на вход компрессора 6 газовой турбины, затем из компрессора в регенератор 7, где происходит его предварительный нагрев, и далее из регенератора в теплообменник соль-воздух 3 реактора. Расплав соли температурой ~750°С циркулирует с помощью насоса 8. В теплообменниках воздух нагревается до ~700°С. Нагретый воздух поступает на вход газовой турбины 5, которая приводит во вращение электрогенератор 4. С выхода газовой турбины горячий воздух температурой 550°С поступает в регенератор 7, где нагревает поступающий от компрессора 5 воздух, и затем с более низкой температурой выбрасывается в атмосферу.



*Рис. 3.1. Схема энергетической установки ледокола: 1 – активная зона реактора; 2 – теплообменник топливо-соль; 3 – теплообменник соль-воздух; 4 – электрогенератор; 5 – газовая турбина; 6 – компрессор; 7 – регенеративный подогреватель; 8 – циркуляционный насос*

В ходовом режиме основным потребителем электроэнергии является гребная электрическая установка, в состав которой входят три гребных

двухобмоточных трехфазных электродвигателя синхронного типа мощностью по 32 МВт с напряжением 10,5 кВ. Такие мощные ядерно-энергетические установки с газовыми турбинами находят применение не только на ледоколах и военных судах, но и на пассажирских лайнерах.

Тепловые схемы действующих и проектируемых судовых ЯЭУ подчинены главным образом условиям обеспечения различных режимов работы для маневрирования, необходимых ходовых качеств, надежности и безопасности работы.

В качестве главных судовых двигателей ЯЭУ используются многоступенчатые турбины. К судовым турбинам предъявляются жесткие требования по массогабаритным соотношениям. Они работают в более широком диапазоне возможного изменения нагрузок. Т.к. судовые турбины вращают электрический генератор, а привод винтовой группы осуществляется от электродвигателей, то возможна передача вращения турбины через редуктор непосредственно на движитель – гребные винты. В первом случае, по существу, речь идет об электростанции, и условия работы отличаются от стационарных частыми и значительными изменениями нагрузки. При механической передаче в системе турбина-редуктор-двигатель один из элементов должен быть реверсивным для обеспечения заднего хода судна.

На транспортных судах, находящихся в длительных рейсах, главная турбина с гребной установкой связана обычно механической передачей. На ледоколах и атомных подводных лодках в связи с большими динамическими нагрузками применяется электрическая передача. Например, на ледоколе «Арктика» переменный ток, вырабатываемый шестью генераторами, преобразуется кремниевыми выпрямителями в постоянный ток, который поступает на три гребных двигателя постоянного тока, каждый мощностью 16000 кВт (22000 л.с.).

На всех построенных надводных судах в ЯЭУ применяется среднее (по корпусу судна) расположение судовой энергетической установки. Это приводит к лучшей устойчивости судна и меньшей уязвимости ЯЭУ при авариях.

Кормовое расположение судовых энергетических установок встречается в проектах танкеров, рудовозов и т.д.

Крупнейший в мире атомный ледокол (вклейка 1, рис. 74) был заложен 4 октября 1989 года под названием «Урал», а в 1995-м, уже спущенный на воду, он получил имя «50 лет Победы». После успешного проведения государственных ходовых испытаний атомоход был введен в эксплуатацию и 23 марта 2007 года на нем подняли российский флаг.

Атомоход «50 лет Победы» стал уникальным кораблем не только российского, но и мирового ледокольного флота. Длина – 159 метров, ширина – 30, водоизмещение – 25 тысяч тонн, скорость – 32,7 км/ч (18 узлов). Наибольшая толщина ледяных полей, которую он может одолеть, – 2,8 м.

Ледокол оснащен двумя атомными энергетическими установками, имеет систему защиты «Антитеррор», снабжен экологическим отсеком с новейшим оборудованием для сбора и утилизации отходов, образующихся при работе судна. Мощность трех валов – 75000 л. с. (55,2 МВт).

Таким образом, энергетические установки, работающие на ядерном топливе, перспективны для крупнотоннажных судов с большим радиусом действия.

Создание и широкое использование таких судов радикально изменит всю организацию и экономику морских перевозок.

### **§ 3.2. Космические ядерно-энергетические установки**

Энергетическая установка является одной из важнейших систем космических аппаратов. Энергия, вырабатываемая энергетической установкой, идет на питание системы управления движением космического аппарата, автоматикой маршевой двигательной установки, двигателей ориентации и стабилизации космического аппарата, систем радиосвязи и телеметрической системы, термостатирования жилых и приборных отсеков, систем жизнедеятельности и т.д.

Технологии получения электроэнергии в космических аппаратах развивались последовательно от обычной аккумуляторной батареи («Спутник-1»,

1957 г.), солнечных батарей (беспилотный космический аппарат «Авангард-1», 1958 г.), радиоизотопных генераторов (навигационный беспилотный космический аппарат «Транзит-IV» в 1961 г.) до электрохимических генераторов с водородно-кислородными топливными элементами (пилотируемый орбитальный космический аппарат «Джемини», 1963 г.).

В начале 1960-х годов американские специалисты экспериментировали с компактными ядерными реакторами, оборудованными турбогенераторами для превращения тепловой энергии в электрическую. Они столкнулись с низкой надежностью, большими габаритами и крупными финансовыми затратами и ограничились сравнительно простыми радиоизотопными генераторами с полупроводниковыми термоэлектрическими преобразователями (аппараты дальнего космоса от «Пионеров» до «Кассини»). В СССР внимание сконцентрировали на ядерных реакторах, в активную зону которых были встроены термоэлектрические и термоэмиссионные преобразователи тепловой энергии в электрическую, что позволило резко уменьшить габариты и массу радиатора-излучателя для сброса тепла в окружающее космическое пространство при довольно высоком к.п.д. энергетической установки. В 1960-е годы были разработаны, испытаны и включены в эксплуатацию ядерные реакторы «Бук» (с термоэлектрическими преобразователями мощностью 3 кВт) и «Тополь» (более известен как «Топаз», с термоэмиссионным преобразователем мощностью 5 кВт). Первый спутник с «Буком» был выведен на околоземную орбиту в 1970 г., а в период до 1988 г. были запущены 32 космических аппарата с таким ядерным реактором. В 1987 г. на орбиту были выведены два спутника с «Топазом». В США в 1965 г. был запущен единственный спутник с ядерным реактором SNAP-10A с термоэлектрическим преобразователем мощностью 0,5 кВт. В этот период в США после завершения программы «Джемини» в 1966 г. осуществляли программу «Аполлон» (1966–1973 гг.) с высадкой на Луну шести экспедиций и установкой там научной аппаратуры с радиоизотопными генераторами энергии. С 1977 г. и до настоящего времени в США реализуется программа «Спейс Шаттл». В пилотируемых космических аппаратах «Джемини», «Аполлон» и «Спейс Шаттл»

энергоустановкой являются электрохимические генераторы с водородно-кислородными топливными элементами.

Усложнение программ космических полетов требовало увеличения электрической мощности бортовых систем космических аппаратов и в 1975 г. величина электрической мощности энергетической установки превысила 10 кВт – границу, начиная с которой целесообразно использовать энергетические установки с ядерным реактором (рис. 3.2).

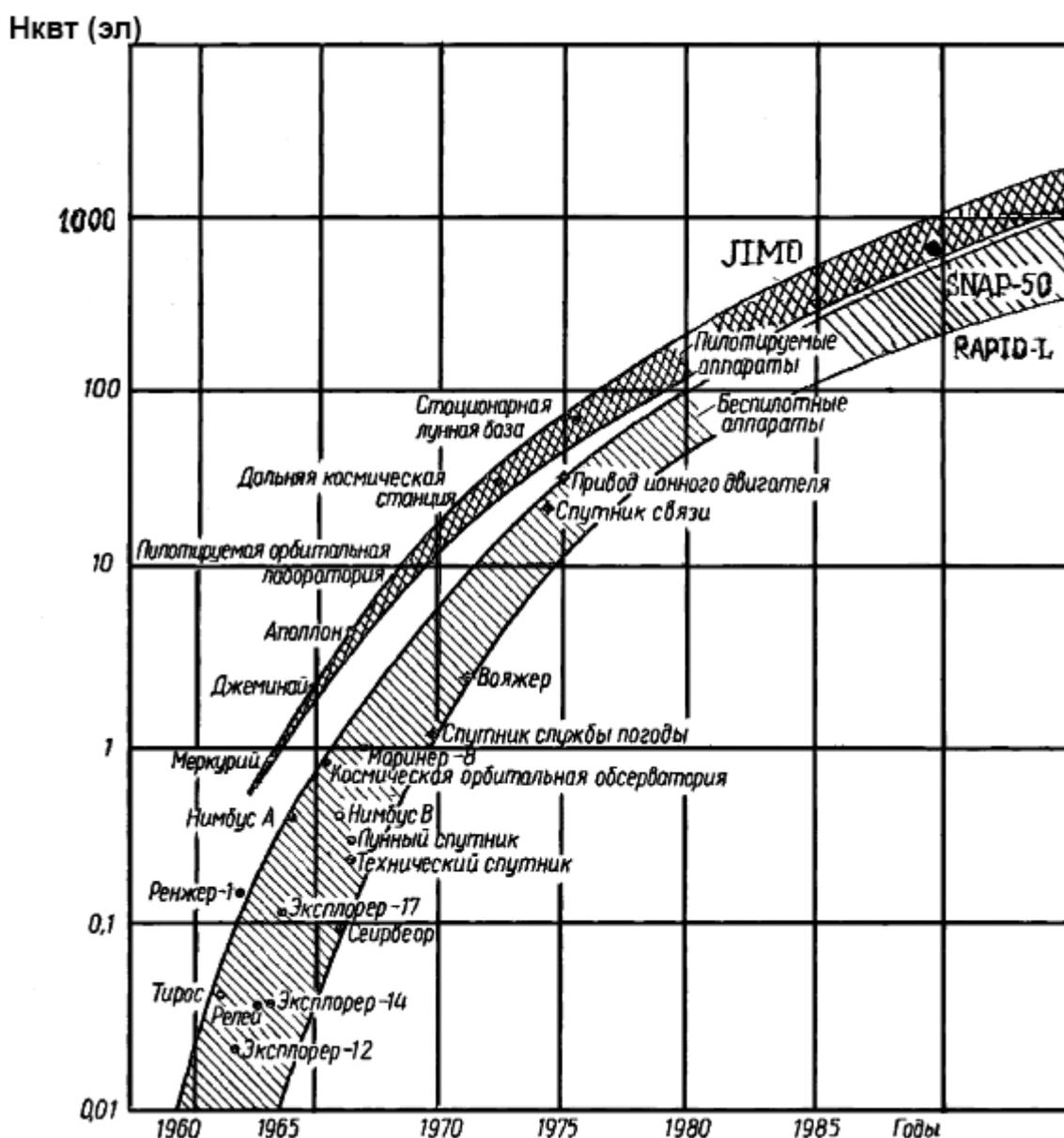


Рис. 3.2. Рост электрической мощности источников энергии на спутниках Земли и космических ракетах США по годам

С 1990-х годов возникла потребность в энергетических установках, имеющих длительный ресурс непрерывной работы (5–10 лет) и уровень электрической мощности, повышенный до 100 кВт (таблица 3.2). Эту потребность могут удовлетворить только энергетические установки с ядерным реактором, которые обладают существенно меньшей массой в расчете на единицу вырабатываемой энергии (кг/кВт). Ядерные реакторы с различными системами преобразования энергии в настоящее время практически единственные источники энергии, способные полностью удовлетворить все уровни функционирования систем космического базирования.

В энергетических системах космического базирования для преобразования тепловой энергии ядерного реактора в электрическую используются: термоэмиссионные преобразователи (ТЭП); термоэлектрические генераторы (ТЭГ); магнитно-гидродинамические генераторы (МГД); электрические генераторы машинного типа.

В установке ТЭП тепловая энергия реактора используется для нагрева катода. ТЭП может быть выносным (рис. 3.3 а) и встроенным в ядерный реактор. В последнем случае говорят о реакторах-генераторах. Использование реакторов-генераторов является одним из перспективных направлений ядерной энергетики, особенно космической.

В настоящее время ресурс работы этих преобразователей составляет 20 лет при относительно небольшом к.п.д. (около 10–15%).

*В установках с ТЭГ тепловая энергия реактора используется для нагрева горячих спаев разнородных электродов (рис. 3.3 б).* В цепи, содержащей горячие и холодные спаи разнородных проводников, возникает электрический ток, который отдается потребителю. ТЭГ может быть выносным или встроенным в реактор. Основная область применения ТЭГ – космические системы малой мощности (достигнутый к.п.д. около 3%).

*В установках с МГД-генератором* используется явление возбуждения электрического тока при движении проводника в магнитном поле. Проводником служит нагретый в реакторе до высоких температур поток ионизированного газа.

В реакторе (рис. 3.3, в) газ нагревается до температуры 3000 К, в рабочее тело вводятся ионизирующие добавки для увеличения степени ионизации. На выходе из МГД-генератора газ циркулятором возвращается в реактор. Основные недостатки установок с МГД-генератором – низкий к.п.д. (~10%) и громоздкость оборудования.

**Таблица 3.2. Уровни энергопотребления систем космического базирования**

|  |         |
|--|---------|
| Навигация и метеослужба, кВт   | 1–30    |
| Коммуникации (телевидение, связь), кВт                                     | 1–300   |
| Радиолокационные станции, кВт  | 5–100   |
| Спутники разведки и наблюдения, кВт  | 30–100  |
| Ядерные ракетные двигатели для межпланетных и орбитальных перемещений, кВт | >100    |
| Космические станции, МВт   | 0,1–200 |
| Станции на Луне, МВт   | 0,1–200 |
| Лазерное оружие, МВт   | 10–100  |
| Пучковое оружие, МВт   | 10–600  |

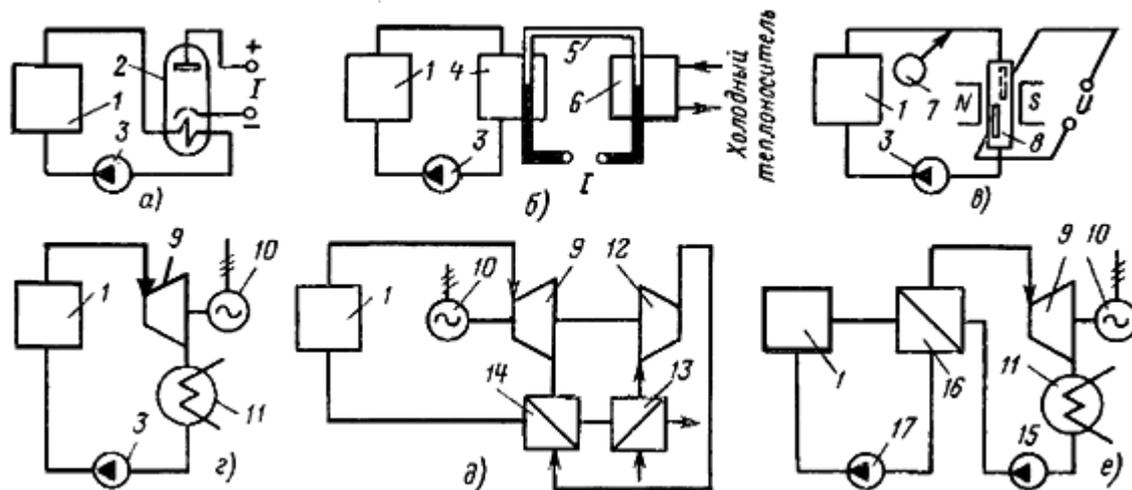
Принципиальная схема ТЭП представлена на рис. 3.3, а. В вакуумной камере размещены два электрода – катод и анод. К катоду подводится тепловая мощность  $N_1$ . Подведенная теплота вызывает эмиссию электронов с поверхности катода, электроны попадают на анод, совершая работу по перемещению электрических зарядов и создавая разность потенциалов, которая при замыкании внешней цепи вызывает электрический ток, способный совершать работу на внешней нагрузке. Электроны, попадая на анод, отдают ему свою энергию и нагревают его. Чтобы поддержать разность температур, анод нужно охлаждать. Одновременно с прямым током электронов от катода к аноду существует обратный ток вследствие эмиссии электронов с анода.

Плотность тока эмиссии электронов  $J$  с катода очень сильно зависит от температуры  $T_k$  и работы выхода электронов  $\varphi_k$  из материала катода, описываемой уравнением Ричардсона–Дешмана:

$$J = BT_k^2 \cdot e^{-(\varphi_k / kT_k)} \quad (3.1)$$

( $B$  – константа Ричардсона).

Однако в общем случае плотность тока  $J$  зависит не только от этих величин, но и от температуры  $T_a$  и работы выхода  $\phi_a$  электронов из материала анода, расстояния между электродами и удельной площади излучателя  $F/Q$  для сброса тепла в окружающее пространство в соответствии с законом Стефана–Больцмана:  $Q = F\varepsilon\sigma T^4$ , где  $\varepsilon$  – излучательная способность тела излучателя;  $\sigma$  – постоянная Стефана–Больцмана.



**Рис. 3.3.** Одноконтурные ЯЭУ с ТЭП (а), ТЭГ (б), МГД-преобразователем (в), машинным электрогенератором паровой (г) и газовой (д) турбиной и двухконтурная ЯЭУ с машинным электрогенератором с паровой турбиной (е): 1 – ядерный реактор; 2 – ТЭП; 3 – циркулятор; 4 – горячий спай; 5 – ТЭГ; 6 – холодный спай; 7 – ионизирующие добавки; 8 – МГД-генератор; 9 – турбина; 10 – электрогенератор; 11 – конденсатор; 12 – компрессор (циркулятор); 13 – концевой холодильник; 14 – регенеративный теплообменник; 15, 17 – циркуляторы первого и второго контуров; 16 – парогенератор

Теория не дает строгой аналитической зависимости величины к.п.д. термоэмиссионного преобразователя тепловой энергии  $\eta$  от вышеприведенных параметров. Экспериментально измеренные зависимости и расчеты обнаружили, что максимальное значение  $\eta = f(T_a/T_k)$  практически совпадает с минимумом удельной площади излучателя – холодильника установки  $F_x/N$  ( $N$  – мощность установки) и оптимальное соотношение  $(T_a/T_k)$  составляет примерно 0,5–0,6. Для оптимальных по к.п.д. режимов:

$$\eta_{\text{тэп}} \approx \frac{0,5(\phi_k - \phi_a)}{(1 + A)\varepsilon\sigma(T_k^4/J)[1 - (T_a/T_k)^4] + \phi_k}, \quad (3.2)$$

где  $A = q_{\text{тепл}}/q_l$  – отношение собственных тепловых потерь из-за перетечек тепла в элементах конструкции термоэлектрического преобразователя  $q_{\text{тепл}} = (T_k - T_a) \Sigma (s\lambda/lF_k)$  к теплоотводу с катода излучением  $q_l = F_k^{\text{эф}} \cdot T_k^4 [1 - (T_a/T_k)^4]$ .

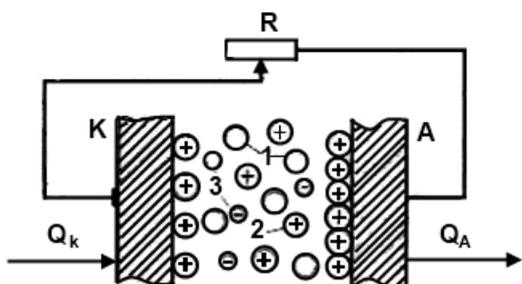
Здесь  $l$  – толщина,  $s$  – поперечное сечение и  $\lambda$  – коэффициент теплопроводности материалов элементов конструкции ТЭП.

Величины работ выхода электронов  $\phi_k$  и  $\phi_a$  катода и анода зависят в первую очередь от природы материала и температуры электродов. Для чистых металлов, способных выдержать высокую температуру и сохранить работоспособность, работа выхода имеет следующие значения: для вольфрама – 4,52 эВ; молибдена – 4,29 эВ; тантала – 4,1 эВ. Электрическая мощность термоэмиссионного преобразователя равна  $N = F_k J U$ , где  $F_k$  – площадь катода и  $U \approx 0,5(\phi_k - \phi_a)$ .

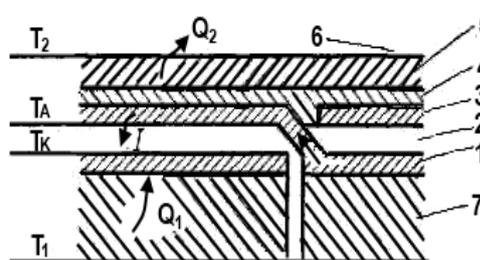
Пространственный отрицательный заряд, образуемый электронным облаком между катодом и анодом, препятствует уходу электронов с катода. Это одна из основных проблем, которую необходимо решать при создании ТЭП. Один из способов уменьшения пространственного заряда электронов – максимальное сближение катода и анода в глубоком вакууме. Но при этом зазор между ними становится настолько малым, что его невозможно реализовать в мощных установках при высокой температуре электродов (например, при давлении  $10^{-5}$  Па необходима ширина зазора 0,01–0,15 мм). Второй способ – введение в зазор положительных ионов, небольшая концентрация которых компенсирует отрицательный пространственный заряд. Для этого в зазор вводится цезий, обладающий наименьшим потенциалом ионизации (3,88 эВ), из которого непосредственно в зазоре между катодом и анодом в процессе поверхностной ионизации возникают положительные ионы, компенсирующие отрицательный заряд облака электронов у анода. Введение цезия позволяет увеличить зазор между анодом и катодом до выполнимых технически размеров. При этом может быть использовано несколько режимов работы ТЭП по давлению цезия в межэлектродном пространстве: квазивакуумный режим (давление  $10^{-2}$ – $10^{-1}$  Па, зазор – 0,15–0,30 мм); диффузионный (давление  $10^2$ – $10^3$  Па, зазор – 1,0–1,5 мм) и

дуговой режим, когда плотность тока возрастает до величины, при которой возбуждается объемная ионизация с образованием электрической дуги. Используется в основном этот режим (рис. 3.2 и 3.3).

Для работы термоэлектрического генератора (ТЭГ) требуется источник теплоты мощностью  $N_1$  с температурой  $T_1$  и холодильник для сброса теплоты мощностью  $N_2$  и температурой  $T_2$ . Соприкосновение двух твердых проводников с разной работой выхода электронов приводит к обмену электронами до наступления термодинамического равновесия: потоки электронов в обоих направлениях становятся равными, так как проводники заряжаются. Проводник с меньшей работой выхода заряжается положительно, а с большей – отрицательно. Установившаяся контактная разность потенциалов равна разности работ выхода электронов из материалов проводников, отнесенной к заряду электрона. Контактная разность потенциалов может достигать нескольких вольт, она зависит от строения проводника и состояния его поверхности.



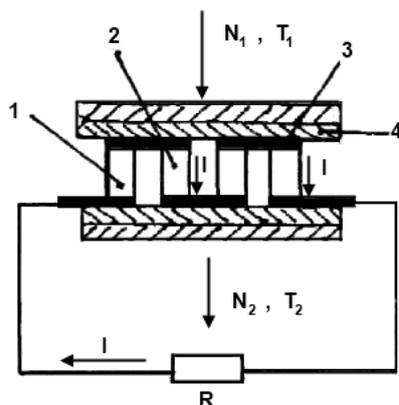
*Рис. 3.4. Схема термоэмиссионного преобразователя; K – катод, или эмиттер; A – анод, или коллектор; R – внешняя нагрузка;  $Q_k$  – тепло, подводимое к катоду;  $Q_A$  – тепло, отводимое от анода; 1 – атомы цезия; 2 – ионы цезия; 3 – электроны*



*Рис. 3.5. Схема термоэмиссионного (термоэлектронного) элемента генератора: 1 – катод; 2 – межэлектродный зазор; 3 – анод; 4 – электроизоляция; 5 – теплопровод; 6 – теплоноситель; 7 – тепловыделяющий элемент*

Поэтому контактную разность потенциалов можно изменять обработкой поверхностей – покрытиями, адсорбцией, сплавлением с другими металлами, а для полупроводников – введением примесей. Электрическая цепь, состоящая из двух различных проводников, называется «термоэлементом», или «термопарой». Величина термоэдс (термоэлектродвижущей силы) зависит от температур

горячего  $T_2$  контакта и материалов проводников. Примером термоэлектрического элемента является обычная термопара (вклейка 1, рис. 75).



*Рис. 3.6. Принципиальная схема термоэлектрического генератора: 1 – полупроводник n-типа; 2 – полупроводник p-типа; 3 – коммуникационная металлическая пластина; R – нагрузка (потребитель электроэнергии); I – ток через нагрузку*

Поэтому контактную разность потенциалов можно изменять обработкой поверхностей – покрытиями, адсорбцией, сплавлением с другими металлами, а для полупроводников – введением примесей. Электрическая цепь, состоящая из двух различных проводников, называется «термоэлементом», или «термопарой». Величина термоэдс (термоэлектродвижущей силы) зависит от температур горячего  $T_2$  контакта и материалов проводников. Примером термоэлектрического элемента является обычная термопара (вклейка 1, рис. 75).

Термопара состоит из двух проводников, например, меди и константана (сплава меди и никеля). Один из контактов находится при температуре  $t_1$ , которую требуется измерить, а другой – при известной постоянной температуре  $t_0$  смеси воды и льда. По величине электродвижущей силы, измеряемой гальванометром, можно с высокой точностью определить величину  $t_1$  в диапазоне температур от нескольких градусов до  $\sim 2800$  К.

Если составить электрическую цепь из таких элементов, то получится термоэлектрический генератор. Термоэдс из металлических проводников обычно мала и достигает значений 5–60 мкВ/К.

Эдс термопары из полупроводников значительно (в  $\sim 100$  раз) выше. В полупроводниках концентрация электронов растет с увеличением температуры, поэтому возникает поток электронов от горячего конца к холодному, на холодном конце накапливается отрицательный заряд, а на горячем остается нескомпенсированный положительный заряд. В «дырочных» полупроводниках ( $p$ -типа) на холодном контакте скапливаются «дырки», а на горячем остается нескомпенсированный отрицательный заряд. В термоэлементе, состоящем из «дырочного» и электронного полупроводников, термоэдс складывается (рис. 3.6). При включении внешней нагрузки  $R$  возникает электродвижущая сила, пропорциональная разности температур холодного и горячего «стыков»:

$$\Delta E_{ab} = \overline{\alpha}_{ab} (T_1 - T_2), \quad (3.3)$$

где  $\alpha_{ab}$  – коэффициент дифференциальной термоэдс проводников  $a$  и  $b$ .

Термогенератор работает в электрической цепи с определенным соотношением внешнего  $R$  и внутреннего  $r$  сопротивлений, которые определяют силу тока  $I$  в цепи,  $m=R/r$  при величине создаваемого ячейкой термоэлектрической системы напряжения на нагрузке  $R$ :

$$U = IR = \alpha(T_1 - T_2) \cdot m / (m + 1), \quad (3.4)$$

а полезная мощность ячейки

$$N = \frac{\alpha^2}{r} \cdot \frac{(T_1 - T_2)^2}{(m + 1)^2} m. \quad (3.5)$$

Для работы термогенератора в оптимальном режиме необходимо обеспечить определенное соотношение величин этих сопротивлений в электрической цепи

$$m_{\text{опт}} = \sqrt{1 + 0,5Z(T_1 - T_2)}, \quad (3.6)$$

где  $Z = \alpha / \lambda \rho$  – коэффициент добротности системы ( $\lambda$  – коэффициент теплопроводности,  $\rho$  – удельное сопротивление).

Коэффициент полезного действия термогенератора:

$$\eta_{\text{тп}} = \left(1 - \frac{T_2}{T_1}\right) \frac{m_{\text{опт}} - 1}{m_{\text{опт}} + (T_2/T_1)} = \eta_{\text{т}} \cdot \eta_{\text{эл}}, \quad (3.7)$$

где  $\eta_{\text{т}}$  – идеальный термический к.п.д.,  $\eta_{\text{тп}} = (T_1 - T_2/T_1)$ , к.п.д. электрической системы  $\eta_{\text{эл}} = (m_{\text{опт}} - 1)/(m_{\text{опт}} + T_2/T_1)$ .

Удельная площадь излучателя  $F/N$  для сброса тепла в окружающее космическое пространство:

$$\frac{F}{N} = \frac{1}{\varepsilon \sigma T_1^4} \cdot \frac{1}{(T_2/T_1)^3 [1 - (T_2/T_1)]} \quad (3.8)$$

или

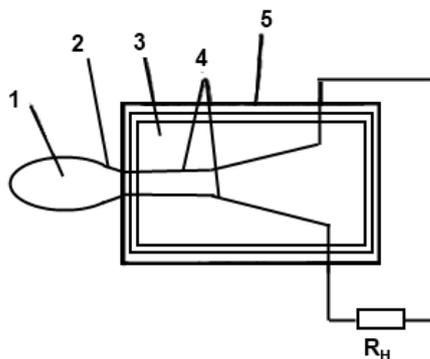
$$\frac{N}{F} = \varepsilon \sigma T_1^4 \cdot \left(\frac{T_2}{T_1}\right)^3 \cdot \left(1 - \frac{T_2}{T_1}\right). \quad (3.9)$$

Зависимость величины  $N/F$  от отношения температур имеет оптимум, который соответствует значению  $T_2/T_1 = 3/4$ , поэтому идеальный к.п.д. термогенераторной установки  $\eta_{\text{ид}} = 0,25$ . Чем выше температура  $T_1$ , тем меньше удельная площадь излучателя и поэтому меньше вес космической установки. Однако в любой тепловой машине основным ограничением является предельно допустимая максимальная температура в цикле. Поэтому выбор оптимального отношения температур  $T_2/T_1$  всегда проводится изменением величины  $T_2$  при постоянной величине  $T_1$ .

Характеристики элемента преобразования тепловой энергии термоэлектрической системы космического ядерного реактора SP-100 (США) электрической мощностью 100 кВт таковы: материал – SiGe/GaP, единичная мощность – 14,4 Вт, напряжение – 0,7 В, удельная мощность – 33 Вт/кг, выходное напряжение системы элементов – 100/200 В, ресурс работы – 7 лет.

*Магнитогидродинамический генератор (МГД-генератор)* является установкой для непосредственного преобразования тепловой энергии в электрическую (рис. 3.7 и вклейка 1, рис. 76). Этот метод преобразования тепловой энергии основан на явлении возникновения электрического тока в

проводнике, пересекающем силовые линии магнитного поля (так называемое явление электромагнитной индукции).



*Рис. 3.7. Схема плазменного МГД-генератора: 1 – ядерный реактор; 2 – генератор плазмы; 3 – сопло МГД-канала; 4 – электроды с последовательно включенной нагрузкой; 5 – магнитная система;  $R_H$  – нагрузка*

В качестве проводника, движущегося в магнитном поле, используется плазма – частично или полностью ионизованный газ, в котором плотности положительных и отрицательных зарядов практически одинаковы. При сильном нагревании любое вещество испаряется, превращаясь в газ. При увеличении температуры до 2700 К усиливается тепловое движение атомов (молекул), и они при столкновении друг с другом теряют свои электроны за счет кинетической энергии, превращаясь в ионы. Чем выше температура, тем больше газ ионизируется и увеличивается его электропроводность. При температуре 10 тысяч градусов любой газ ионизируется полностью и состоит из свободных электронов и ядер атомов. Чтобы плазма имела достаточную электропроводность при температуре около 2500–2700 К, в газ добавляют пары щелочных металлов (калия или цезия), которые ионизируются при более низкой температуре. Такая плазма поступает в канал МГД-генератора и за счет уменьшения своей тепловой энергии разгоняется до скорости 2500–3000 м/с. Протекая по каналу, электропроводящая плазма пересекает силовые линии специально созданного магнитного поля, имеющего большую плотность магнитного потока (индукцию).

Если направление движения потока плазмы перпендикулярно силовым линиям магнитного поля, а электропроводность плазмы, скорость ее потока и плотность магнитного потока достаточно велики, то в соответствии с законами электродинамики в направлении, перпендикулярном движению потока плазмы и силовым линиям магнитного поля, – от одной стенки канала к другой стенке канала, – возникнет электрический ток, протекающий через плазму. Поэтому на противоположных стенках канала размещаются электроды, которые подсоединяются к нагрузке (см. вклейка 1, рис. 76).

МГД-генератор состоит из ядерного реактора, в котором рабочее тело нагревается до необходимой температуры, переходит в газ и ионизируется; МГД-канала, в котором движется и разгоняется до требуемых скоростей поток ионизированной плазмы и происходит отвод генерируемой электроэнергии контактным (на электроды) или индукционным (вторичные обмотки) способом; магнитной системы, в магнитном поле которой происходит взаимодействие электрического тока, протекающего через плазму, с магнитным потоком, что создает силу, тормозящую движение плазмы по каналу, и кинетическая энергия потока плазмы превращается в электрическую энергию.

При типичных значениях величины плотности магнитного потока  $B \sim 3$  Тл, или  $\sim 30000$  Гс, можно получить к.п.д. 20% и мощность с единицы объема рабочего тела  $\sim 1000$  МВт/м<sup>3</sup>.

Основным преимуществом МГД-генератора является отсутствие движущихся деталей, и поэтому материалы, из которых сделаны наиболее ответственные элементы конструкции, не испытывают значительных механических усилий. Высокотемпературные элементы конструкции охлаждаются принудительно.

На выходе из МГД-генератора рабочее тело все еще имеет высокую температуру (обычно около 2000 К). При такой температуре плазма становится недостаточно электропроводной, и поэтому продолжение процесса в МГД-генераторе невыгодно. В то же время ее температура достаточно велика и задача использования содержащегося в ней тепла решается подключением второй ступени, включающей, например, парогенератор.

Таким образом, принцип работы МГД-генератора не отличается от принципа работы обычного электромеханического генератора. В обоих случаях электрический проводник пересекает силовые линии магнитного поля, в результате чего в проводнике возникает электродвижущая сила. В электромеханическом генераторе проводником служит электропроводящий металл ротора, а в МГД-генераторе – поток электропроводящей плазмы. Мощность созданных и работающих МГД-установок достигает 20 МВт.

Ядерно-энергетические установки космических аппаратов с паротурбинным или газотурбинным циклом не отличаются от стационарных (наземных). Путь получения в них электроэнергии – использование генераторов машинного типа с механическим приводом от паровой или газовой турбины. В одноконтурной энергетической установке теплоноситель из активной зоны ядерного реактора поступает в турбину, назначение которой – превращать тепловую энергию пара или газа в механическую. Пар или газ высокого давления и температуры, имеющие большую тепловую энергию, поступают в сопла турбины (см. рис. 3.3 *з, д*). В каналах сопел температура и давление пара или газа уменьшаются при их расширении (следовательно, уменьшается их тепловая энергия), но зато увеличивается скорость движения их потока. Другими словами, за счет уменьшения тепловой энергии пара или газа возрастает их механическая (кинетическая) энергия.

Струя пара или газа с высокой скоростью (чаще выше скорости звука) непрерывно вытекает из сопел и поступает на лопатки турбины, укрепленные на диске, жестко связанном с валом. Канал между рабочими лопатками криволинеен. Поток пара или газа, протекая по криволинейному каналу, меняет направление и скорость; центробежная сила потока оказывает давление на вогнутые поверхности лопаток, вследствие этого лопатки, диск, вал – весь ротор – приходят во вращение (вклейка 1, рис. 77).

При этом механическая энергия пара или газа превращается в механическую энергию ротора турбогенератора, так как валы турбины и электрического

генератора соединены между собой. В электрическом генераторе механическая энергия превращается в электрическую.

После паровой турбины пар, имея уже низкое давление, поступает в конденсатор (см. рис. 3.3 *г* и 3.3 *е*) и возвращается в реактор в конденсированном состоянии. После газовой турбины газ охлаждается в регенеративном теплообменнике и концевом холодильнике и поступает в компрессор, где сжимается до заданного давления. После компрессора газ, проходя через регенеративный теплообменник, подогревается за счет охлаждения газа, выходящего из турбины, и поступает на нагрев в активную зону ядерного реактора. Частично механическая энергия вращения ротора газовой турбины используется на привод компрессора, но основная часть – на привод электрического генератора.

Из общих термодинамических соображений известно, что для непрерывного получения механической энергии из тепловой необходимо иметь три основных элемента: источник тепловой энергии с относительно высокой температурой, источник (резервуар) тепла с более низкой температурой и так называемое рабочее тело (среду, используемую для преобразования тепловой энергии в механическую), непрерывно совершающее круговой процесс, или цикл, с помощью которого тепловая энергия превращается в механическую.

В результате совершения кругового процесса рабочее тело возвращается в исходное состояние. Следовательно, механическая энергия производится не за счет рабочего тела: его состояние в сходных точках не изменяется, сколько бы раз ни совершался (повторялся) цикл. Рабочее тело является инструментом, с помощью которого происходит преобразование тепловой энергии в механическую. Экономичность процесса преобразования тепловой энергии в механическую теоретически не зависит от выбора рабочего тела. Практически же свойства рабочего тела весьма существенно влияют на к.п.д. цикла. Источники тепла обязательно должны иметь различную температуру (второй закон термодинамики): один из них – более высокую, а второй (холодный источник) – более низкую. В каждом цикле от горячего источника (реактора) передается

рабочему телу (теплоносителю) определенное количество тепла, а от рабочего тела в холодный источник переходит также определенное, но всегда меньшее количество тепла. Так как рабочее тело после завершения цикла возвращается в исходное состояние, то произведенная за один цикл механическая энергия обязательно должна быть равна разности между количеством тепла, полученным рабочим телом от горячего источника, и количеством тепла, переданным им холодному источнику (считая, что потери отсутствуют). На самом деле потери есть всегда, и реально получаемая механическая энергия меньше разности этих двух количеств тепла на величину потерь. К.п.д. описанного процесса в первую очередь зависит от температур источников тепла. Для повышения к.п.д. температура горячего источника должна быть как можно выше, а холодного – как можно ниже. Что касается холодного источника тепла, то здесь выбирать не приходится. Этим источником всегда является окружающая среда.

Для космической энергетической установки сброс теплоты в окружающее космическое пространство производится излучением, поэтому нижнюю температуру рабочего тела  $T_2$  необходимо повышать, чтобы уменьшить размеры и массу холодильника-излучателя. Это приводит к уменьшению разности температур  $(T_1 - T_2)$  при заданной величине верхней температуры рабочего тела  $T_1$ , и, следовательно, к уменьшению  $\eta_T$  термического к.п.д., равного  $\eta_{T0} = (T_1 - T_2)/T_1$ , и полного к.п.д. энергетической установки в целом. В идеальном случае максимальная удельная мощность ядерно-энергетической установки при минимальной массе холодильника-излучателя достигается при соотношении температур  $(T_2/T_1)_{\text{опт}} = 0,75$ , что соответствует термическому к.п.д.  $\eta_T = 0,25$  (т.е. 25%). В действительности в реальном случае неучтенные составляющие снижают эффективность ЯЭУ до значений от 2 до 20%.

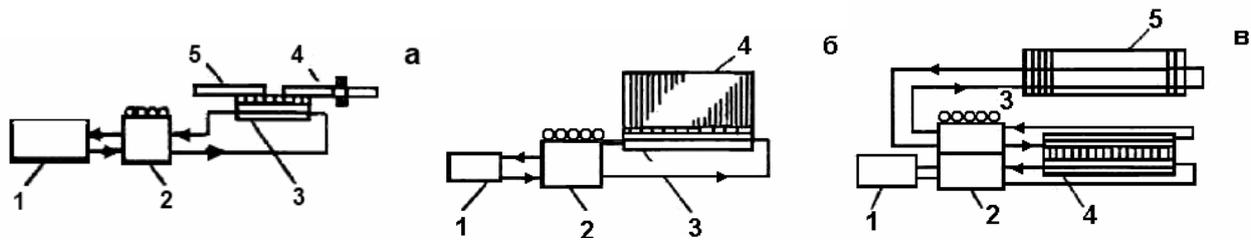
Повышение температуры  $T_1$  ограничено в основном высокотемпературной стойкостью материалов в агрессивной среде рабочего тела (пара или газа). Понижение  $T_2$  ограничивается размерами и массой излучателя, а также возрастанием доли конденсата в парах рабочего тела. Для уменьшения размеров и

массы космической энергетической установки верхнюю температуру  $T_1$  рабочего тела нужно выбирать более высокой. Для обеспечения надежности установки в энергетическом контуре необходимо иметь невысокое давление. Поэтому при низких  $T_1$  можно применять воду, при более высоких – органические теплоносители, при самых высоких, требуемых для космических энергетических установок, – жидкие металлы: ртуть, калий, натрий, литий (в порядке повышения температуры).

При газотурбинном цикле рабочего тела в холодильнике-излучателе конденсат не образуется, температура излучающей поверхности не остается постоянной, она возрастает от величины  $T_2$  до  $T_3$ . Это заставляет увеличивать площадь излучения холодильника тем больше, чем больше отличается отношение  $T_2/T_3$  от единицы. Обычно для газотурбинных космических установок  $T_2/T_3 \approx 0,6$ .

При решении проблемы теплоотвода в ядерно-энергетических установках возможны два принципиальных подхода: непосредственный теплоотвод от холодного контура преобразователя тепловой энергии в электрическую и теплоотвод с помощью теплоносителя или тепловых труб. Для отвода остаточной теплоты и ее сброса используются жидкость, пар или газ, направляемые в выносные устройства или в радиатор с тепловыми трубами. На рис. 3.8, и рис. 78 (вклейка 1) – показана электроракетная станция для исследования трех ледяных спутников Юпитера – Каллиосто, Ганимеда и Европы. «Крылья», отходящие от осевой фермы, – радиаторы для сброса в космос «отработанной» тепловой энергии и представлены три схемы компоновок модулей космических ядерно-энергетических установок.

Космическая ядерно-энергетическая установка с тепловыми трубами состоит из трех элементов: источника тепловой энергии – ядерного реактора, преобразователя тепловой энергии в электрическую и устройства для сброса неиспользованной теплоты в окружающее пространство.



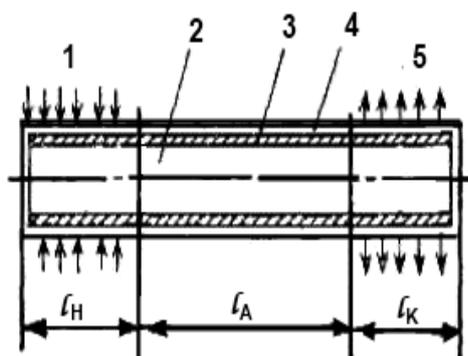
*Рис. 3.8. Концептуальные схемы ЯЭУ мощностью 300 кВт фирмы «General Electric»: а – концепция 1; 1 – реактор; 2 – насос; 3 – термоэлектрическая батарея; 4 – складывающийся радиатор; 5 – радиатор с неизменяемой геометрией; б – концепция 2; 1 – реактор; 2 – насос; 3 – термоэлектрическая батарея; 4 – радиатор; в – концепция 3; 1 – реактор; 2 – насос, горячая панель; 3 – насос, холодная панель; 4 – термоэлектрическая батарея; 5 – радиатор*

В этих схемах системы теплоотвода включают тепловые трубы с натриевым теплоносителем. Термоэлектрическая система преобразования тепловой энергии в электрическую для всех трех систем одинакова и включает 19968 термопар, каждая с площадью контакта  $2,5 \times 2,5 \text{ см}^2$ .

Различие заключается в системах сброса остаточной теплоты. Схема *а* включает 384 тепловых трубы диаметром 5,6 см и длиной 13 м с калиевым теплоносителем; в схеме *б* используются 1200 тепловых труб диаметром 5,1 см длиной 6 м; в схеме *в* – 11220 тепловых труб диаметром 1,6 см и длиной 1 м с поперечными ребрами между трубами длиной 2,7 см. Термоэлектрическая система преобразования тепловой энергии в электрическую предъявляет наиболее жесткие требования к системе отвода теплоты, поскольку коэффициент преобразования зависит от разности температур между холодным и горячим соединениями термопар. При использовании этой системы преобразователи размещаются за пределами активной зоны ядерного реактора, что усложняет систему теплопередачи (рис. 3.9, и вклейка 1, рис. 79).

Термоэмиссионная система преобразования тепловой энергии, состоящая из нескольких сотен элементов, подобных ламповым диодам (см. рис. 3.3 *а*), и размещаемая внутри ядерного реактора, нагревается до 1700 К; анод охлаждается до 1000 К, как правило, жидкометаллическим натриево-калиевым теплоносителем, циркуляция которого обеспечивается электромагнитными

насосами. Размещение элементов системы преобразования тепловой энергии в электрическую внутри реактора увеличивает его габариты.



**Рис. 3.9. Схема тепловой трубы: 1 – участок испарения; 2 – паровой канал; 3 – фитиль; 4 – корпус трубы; 5 – участок конденсации**

Необходимость обеспечения низкой температуры на выходе теплоносителя требует сравнительно крупногабаритных радиаторов, которые должны складываться при доставке в космическое пространство и затем разворачиваться.

Тепловые трубы, отводящие тепловую энергию из активной зоны ядерных реакторов, являются специальным устройством для передачи высоких тепловых потоков при малых перепадах температур, обладающим компактностью и возможностью трансформации теплового потока. При соответствующих теплоносителях тепловая труба может работать до температуры 2700 К (рис. 3.9 и вклейка 1, рис. 80–82). Тепловая труба состоит (см. рис. 3.9) из участка испарения  $l$  теплоносителя в активной зоне реактора и участка его конденсации 5. Труба может иметь участок, разделяющий испаритель и конденсатор. В корпусе трубы 4 имеется фитиль 3 и паровой канал 2. Фитиль 3 укреплен на внутренней стенке тепловой трубы, имеет капиллярную структуру и предназначен для возврата конденсата из зоны конденсации 5 в горячую зону испарения 1 под действием сил поверхностного натяжения.

Материалами тепловых труб могут быть: вольфрам (W), молибден (Mo), тантал (Ta), ниобий (Nb), минимально растворимые в жидких металлах – ртути (Hg), натрия (Na), литии (Li), калии (K) и цезии (Cs).

Для космических энергоустановок используются гетерогенные ядерные реакторы с теплоносителями из жидких металлов (Hg, Na, K, Li, Cs) или газов (гелий, водород). Необходимость обеспечения минимальной массы приводит к форсированным параметрам. Максимальная температура жидкометаллических теплоносителей составляет ~1500 К, газообразных ~2700 К.

Ведутся разработки ядерных реакторов для космических установок с ядерным топливом в виде жидкого вещества и газофазных реакторов, в которых делящееся вещество в виде плазмы находится в активной зоне. В первом случае возможно повышение температуры до 3200 К, во втором – до 6000–8000 К.

Энергоисточники космического назначения условно классифицируются по электрической мощности: маломощные – до 100 кВт, средней мощности – до 10 МВт, большой мощности – свыше 10 МВт.

Для источников малой мощности пригодны реакторы с тепловыми трубами. Для этого используются ядерные реакторы на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем и преобразователем тепловой энергии в электрическую, вынесенным за пределы активной зоны. Основные характеристики базовой космической энергетической установки SP-100 приведены в табл. 3.3.

Активная зона реактора с тепловыми трубами для установки SP-100 содержит 120 отдельных тепловыделяющих сборок (ТВС) – модулей. Тепловыделяющие элементы пластинчатого типа каждой ТВС сгруппированы вокруг тепловой трубы (вклейка 1, рис. 83). Часть тепловой трубы, находящейся в активной зоне реактора, и пластины радиатора изготовлены из одной заготовки. Эта внутрореакторная секция тепловой трубы соединяется сваркой с ее внешней секцией.

Топливо в виде пластинчатых сегментов вставляется между радиаторными пластинами, отношение объемов топливной и радиаторной пластин 4/1. Такая конструкция ТВС обеспечивает компактность при оптимальных условиях теплопередачи заданной массе Mo-Re сплава в активной зоне. Внешний диаметр

топливных пластин меньше диаметра радиаторных пластин, что создает запас объема при распухании топлива в радиальном направлении.

ТВС в активной зоне размещаются по концентрическим окружностям. Радиусы их подобраны так, чтобы каждой тепловой трубе передавалось одинаковое количество тепловой энергии.

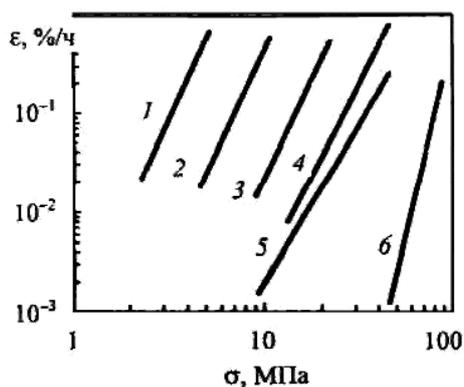
**Таблица 3.3 Общие характеристики установки SP-100**

|  |                        |
|--|------------------------|
| Тепловая мощность, кВт                                 | 1480–1600              |
| Электрическая мощность, кВт                            | 100                    |
| Общий к.п.д., %  | 6,8                    |
| Масса установки, кг                                    | 2625                   |
| Длина установки, м                                     | 8,5                    |
| Ресурс работы, лет                                     | 7–10                   |
| Реактор  |                        |
| тип  | На быстрых нейтронах   |
| замедлитель/теплоноситель                              | Нет/тепловые трубы, Na |
| материал отражателя                                    | Be                     |
| управляющее устройство                                 | Барабаны с сегментами  |
| диаметр, мм  | 325/325                |
| топливо (обогащение, %)                                | UO <sub>2</sub> (90)   |
| глубина выгорания, %                                   | 3,6                    |
| число топливных модулей                                | 120                    |
| среднее энерговыделение, МВт/м <sup>3</sup>            | 130                    |
| средняя температура топлива, К                         | 1730                   |
| Тепловые трубы   |                        |
| материал   | Сплав Mo-Re            |
| число модулей  | 120                    |
| теплопередающая среда                                  | Na или Li              |
| средняя температура теплоносителя, К                   | 1400–1500              |
| внешний диаметр трубы, мм                              | 15,9                   |
| толщина стенки, мм                                     | 0,8                    |
| номинальная длина, м                                   | 8                      |
| тепловой поток (осевой/радиальный), МВт/м <sup>2</sup> | 100/1                  |
| общая масса, кг  | 450                    |
| Преобразователь энергии                                |                        |
| метод преобразования                                   | Термоэлектрический     |
| материал термоэлементов                                | Si-Ge                  |
| площадь панелей преобразования, м <sup>2</sup>         | 20                     |
| масса (термэлементы, изоляция, тепловой экран)         | 660                    |

По периферии активной зоны расположены 12 вращающихся барабанов, снабженных сегментами из карбида бора В<sub>4</sub>С, которые управляют работой ядерного реактора.

Термоэлектрические полупроводниковые (Si-Ge) преобразователи, расположенные за пределами ядерного реактора, преобразуют тепловую энергию, вынесенную из его активной зоны во внешние секции тепловых труб теплоносителем (натрий или литий), охлаждение осуществляется лучистым теплообменом с окружающей космической средой энергетической установки SP-100 (приведена на рис. 84, вклейка 1).

Ядерные реакторы с термоэмиссионными преобразователями тепловой энергии в электрическую, размещенными в активной зоне, единственные в своем роде устройства. В этом случае возникают проблемы радиационного повреждения материалов оболочки ТВЭЛов, элементов конструкции преобразователей тепловой энергии и ядерного топлива нейтронами, которое может нарушить конструкцию элементов преобразователей. Радиационное распухание ядерного топлива вызывает рост напряжений в оболочке ТВЭЛа, приводящий при облучении нейтронами к радиационной ползучести материала и деформации оболочки (рис. 3.10) и элементов термоэмиссионного преобразователя, что может привести к короткому замыканию катода и анода (ср. рис. 3.5).



*Рис. 3.10. Зависимость скорости установившейся ползучести от напряжения монокристаллического молибдена (1), вольфрама (3), поликристаллического молибдена (2), вольфрама (4), монокристаллических сплавов молибдена (5) и вольфрама (6) с ниобием при 1700°C*

Для решения этой проблемы разработаны биметаллические оболочки ТВЭЛа с упрочненной подложкой толщиной ~1 мм и эффективным эмиссионным покрытием толщиной ~0,15 мм. Для подложки разработаны

монокристаллические сплавы Mo-Nb, W-Nb, W-Ta на основе твердых растворов замещения, которые имеют высокую стабильность структуры и чистоту по примесям внедрения, что в значительной мере определяет стабильность свойств тугоплавких материалов с объемно-центрированной кристаллической решеткой при облучении нейтронами. Скорость ползучести разработанных материалов в ~1000 раз ниже, чем у соответствующих монокристаллических мономатериалов (рис. 3.10). Сплав Mo-Nb используется в ТВЭЛе одноэлементного электрогенерирующего канала (ЭГК), сплавы W-Nb и W-Ta – в ТВЭЛах более напряженных многоэлементных ЭГК в тепловых и быстрых реакторах соответственно.

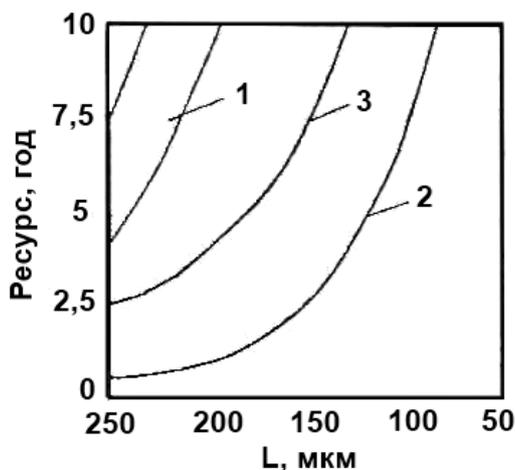
Сплавы на основе вольфрама характеризуются одинаковым сопротивлением ползучести при одинаковом содержании легирующих элементов, но в быстром реакторе предпочтительнее использовать сплав W-Ta. Вольфрамовые сплавы при оптимальном содержании легирующих элементов превосходят по сопротивлению ползучести один из лучших поликристаллических сплавов W-4Re-0,33HfC. Наряду с уменьшением диаметральной деформации оболочки ТВЭЛа использование монокристаллических оболочек позволяет предотвратить возможные изменения электрических характеристик электрогенерирующего канала, связанные с проникновением в межэлектродный зазор компонентов ядерного топлива и продуктов деления.

В качестве эмиссионного покрытия термоэмиссионного преобразователя тепловой энергии в электрическую используется монокристаллический вольфрам. Кристаллографическое направление  $\langle 111 \rangle$  монокристаллической подложки ориентировано по продольной оси оболочки ТВЭЛа, что обеспечивает преимущественный выход на эмиссионную поверхность плотноупакованной грани (110) с максимальной вакуумной работой выхода электронов. Это обеспечивает увеличение мощности и коэффициента полезного действия термоэмиссионного преобразователя.

В связи с высокой скоростью распухания обычно используемого в ядерной энергетике плотного сверхстехиометрического диоксида урана (10–12% на 1%

тяжелых атомов, пористость 3–5%, размер пор 3–7 мкм) при рабочей температуре ТВЭЛа термоэмиссионной ядерной энергетической установки (~1500°C) предельно допустимая деформация оболочки ТВЭЛа (2%) достигается за время облучения менее  $\sim 10^4$  ч, что значительно меньше временного ресурса (5–10 лет). Для решения этой проблемы была проведена оптимизация структуры и получен диоксид урана с открытой пористостью, устойчивой к термическому спеканию, в котором система открытых взаимосвязанных пор играет роль дренажной системы для выхода газообразных продуктов деления урана. Это предотвращает образование межзеренных пузырьков газа и снижает скорость набухания в  $\sim 2,5$  раза. Диоксид урана со структурой столбчатых зерен имеет взаимосвязанные каналы, расположенные по тройным границам, для выхода газов деления. На рис. 3.11 показан расчетный ресурс ЭГК, определенный по критерию короткого замыкания электродов термоэмиссионного преобразователя.

Конструкция ядерного реактора с термоэмиссионным преобразователем тепловой энергии в электрическую аналогична конструкции реактора энергетической установки SP-100 и предусматривает тесное размещение множества ЭГК, охлаждаемых потоком лития (Li). Корпус реактора выполнен из сплава Nb-1%Zr.

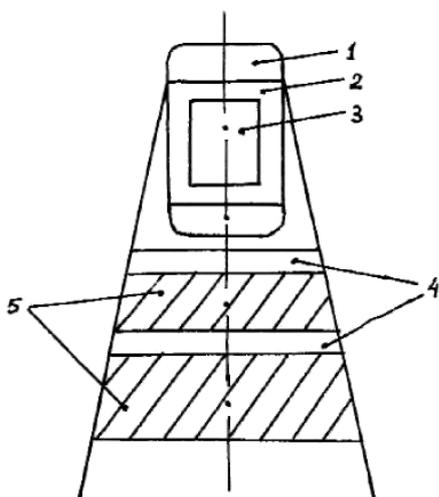


*Рис. 3.11. Зависимость ресурса ЭГК от ширины столбчатых зерен диоксида урана для оболочки ТВЭЛа с подложкой из монокристаллических сплавов W+0,75-1%Nb по массе толщиной 1 мм (1); Mo+6%Nb по массе толщиной 1 (2) и 2 (3) мм*

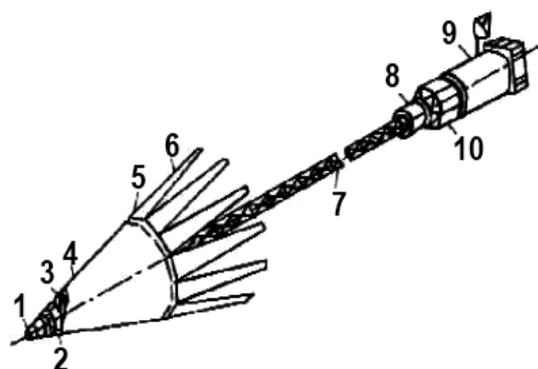
Управление реактивностью обеспечивается поворотными цилиндрами из оксида бериллия  $\text{BeO}$  с сегментами из  $\text{B}_4\text{C}$ , окружающими корпус реактора и действующими вместе со стержнями безопасности в активной зоне. Основные характеристики реактора с термоэмиссионным преобразованием тепловой энергии электрической мощностью 2 МВт приведены в таблице 3.4.

Общая конфигурация энергосистемы представляет собой классическое размещение основных подсистем: ядерный реактор – теневой радиационный экран-радиатор (рис. 3.12, 3.13).

Освоение космического пространства требует значительного увеличения электрической мощности бортовых систем до 10–100 МВт. Наземные испытания реакторов такой мощности уже проведены. При разработке энергоисточников космического назначения с реакторами средней (до 10 МВт) и большой (более 10 МВт) электрической мощности предусматривается возможность кратковременной работы ( $\sim 1000$  с) в режиме большой мощности (в импульсе 100 МВт).



**Рис. 3.12.** Общая конфигурация размещения основных подсистем энергетической установки: 1 – корпус реактора; 2 – отражатель; 3 – активная зона реактора; 4 – теплоносителя и радиатор; 5 – радиационные экраны от излучения ядерного реактора; 6 – радиационные экраны от нейтронного излучения



**Рис. 3.13.** ЯЭУ SP-100 на орбите: 1 – ядерный реактор; 2 – радиационная защита; 3 – термоэлектрические электромагнитные насосы; 4 – магистраль теплоносителя и радиатор; 5 – термоэлектрическая система преобразования энергии; 6 – складывающаяся панель радиатора; 7 – раздвижная ферма; 8 – шунтовое рассеивающее устройство; 9 – полезная нагрузка; 10 – регулятор мощности и система управления

Такие двухцелевые энергетические системы предусматривают работу на пониженном уровне мощности с помощью вспомогательного замкнутого контура по теплоносителю с рассеянием сбросного тепла в космическое пространство с помощью излучателя-радиатора. При эксплуатации в режиме большой мощности ядерный реактор работает в открытом цикле в комбинации с МГД-генератором или турбогенератором и теплоноситель (рабочее тело) сбрасывается в космическое пространство. Рассматриваются два варианта включения вспомогательного контура: прямое включение через газовые клапаны и косвенное – через промежуточные теплообменники с жидкометаллическим теплоносителем или через тепловые трубы. При косвенном включении в замкнутом вспомогательном контуре используются самые разнообразные преобразователи тепловой энергии в электрическую – газовая турбина, термоэлектрическая или термоэмиссионная системы. Ядерные реакторы большой мощности с вращающимся топливным слоем микротвэлов (RBR) и неподвижным топливным слоем (FBR) основаны на принципе прямого охлаждения активной зоны газообразным теплоносителем.

**Таблица 3.4. Основные характеристики ядерного реактора с термоэмиссионным преобразователем тепловой энергии, встроенным в активную зону**

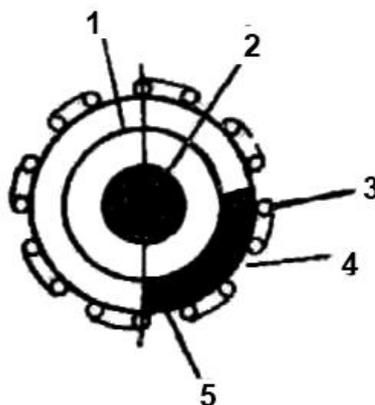
|  |                      |
|--|----------------------|
| Тепловая мощность, МВт                                 | 20,3                 |
| Электрическая мощность, МВт                            | 2,0                  |
| Размеры реактора (диаметр/длина), см                   | 125/152              |
| Размеры активной зоны (диаметр/длина), см              | 100/94,4             |
| Толщина отражателей из BeO (радиального/торцевого), см | 11/10                |
| Вид топлива (обогащение, % <sup>235</sup> U)           | UO <sub>2</sub> (93) |
| Количество электрогенерирующих каналов                 | 2765                 |
| Внешний диаметр ЭГК, см                                | 1,75                 |
| Число термоэмиссионных элементов в одном ЭГК           | 18                   |
| Материал эмиттера термоэмиссионного элемента           | W                    |
| Работа выхода электронов из эмиттера, эВ               | 4,9                  |
| Температура эмиттера, К                                | 1800                 |
| Внешний диаметр эмиттера, см                           | 1,27                 |
| Толщина эмиттера, мм                                   | 1,016                |
| Длина эмиттера, мм                                     | 50,8                 |
| Межелектродный зазор термоэмиссионного элемента, мм    | 0,254                |
| Выходное напряжение термоэмиссионного элемента, В      | 15                   |
| Плотность тока эмиттера, А/см <sup>2</sup>             | 7                    |
| Теплоноситель  | Li                   |
| Материал оболочки ЭГК и корпуса реактора               | Nb-1%Zr              |

|  |      |
|--|------|
| Масса компонентов ядерного реактора, кг: |      |
| теплоноситель                            | 50   |
| оболочка + соединительные элементы       | 2370 |
| трехслойный анодный узел                 | 2030 |
| топливо                                  | 1590 |
| радиальный отражатель                    | 1276 |
| торцевой отражатель                      | 460  |
| главный радиационный экран из вольфрама  | 608  |
| корпус реактора                          | 552  |
| прочие элементы                          | 216  |
| Общая масса реактора, кг                 | 9152 |

Реакторы характеризуются высокой удельной мощностью активной зоны, высокой температурой теплоносителя (1500–3000 К), компактностью (максимальный линейный размер 1,2 м) и небольшим весом (2–3 т, таблицы 3.5, 3.6). Активная зона реактора RBR (рис. 3.12) состоит из вращающегося слоя топливных частиц (рис. 3.13) типа микроТВЭЛов для высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов (ВТГР), диаметр частиц ~500 мкм.

Вращение слоя топливных частиц достигается за счет вращения камеры (500 об/мин), через пористые стенки которой к топливному слою подводится газообразный теплоноситель. Температура теплоносителя достигает 3000 К.

По нейтронным характеристикам реактор с неподвижным топливным слоем микрочастиц FBR (рис. 3.14) аналогичен реактору RBR (вклейка 1, рис. 85, 86).



**Рис. 3.14. Поперечное сечение реактора FBR (проект): 1 – внутренняя стенка топливной камеры; 2 – графитовый отражатель-замедлитель; 3 – трубопроводы вспомогательного цикла охлаждения; 4 – охлаждаемая внешняя стенка топливной камеры; 5 – топливные частицы**

Топливо в его активной зоне размещается в виде тонкого кольца между двумя пористыми цилиндрическими стенками (диаметр кольца топливных частиц 75 см). Поток водородного теплоносителя направлен от внешней стенки топливной камеры к внутренней. На внешней стенке топливной камеры расположена система труб теплообменника вспомогательного контура с жидкометаллическим теплоносителем, обеспечивающего отбор мощности ~8 МВт при общей тепловой мощности ядерного реактора 200 МВт (максимальная электрическая мощность энергосистемы составляет 80 МВт). В таблице 3.7 приведены весовые характеристики энергоустановки с реактором FBR (рис. 87, вклейка 1).

**Таблица 3.5. Характеристики энергоустановок большой мощности**

| Параметр                               | Электрическая мощность, МВт |             |
|--|-----------------------------|-------------|
|  | 20                          | 100         |
| Тепловая мощность, МВт                 | 61                          | 303         |
| К.п.д., %                              | 33                          | 33          |
| Температура на входе в преобразователь | 1500                        | 1500        |
| Температура сбрасываемого тепла, К     | 1000                        | 1000        |
| Площадь радиатора, м <sup>2</sup>      | 850/3620*                   | 4210/17000* |
| Длина установки, м                     | 26–55                       | 60–123      |
| Масса подсистем, кг:                   |                             |             |
| реактор                                | 2200                        | 2500        |
| первый контур                          | 500                         | 1000        |
| радиационный экран                     | 3200–2480                   | 3360–2760   |
| преобразователь (цикл Стирлинга)       | 5000–2200                   | 11000       |
| радиатор                               | 6150–700                    | 30450–3450  |
| элементы конструкции                   | 1705–810                    | 4830–2070   |
| Общая масса установки, кг              | 18755–8890                  | 53140–22780 |

\* Первое значение – обычный радиатор, второе – жидкокапельный радиатор.

Оба реактора управляются вращающимися цилиндрами, содержащими сегменты из материала, поглощающего нейтроны. Они размещены в наружной зоне относительно отражателя/замедлителя.

**Таблица 3.6. Удельная масса космических энергоустановок на основе ядерных реакторов в зависимости от электрической мощности, кг/кВт**

| Электрическая мощность, МВт | Тип реактора   |                                |                            |                        |
|-----------------------------|----------------|--------------------------------|----------------------------|------------------------|
|                             | SPAR (SP-100)* | с термоэмиссионным преобразова | ROVER с незамкнутым циклом | FBR с замкнутым циклом |
|                             |                |                                |                            |                        |

|         |         |    |     |      |
|---------|---------|----|-----|------|
| 0,01–01 | 22 (26) | -  | -   | -    |
| 0,1     | -       | -  | 20  | 20   |
| 1,0     | -       | 28 | 10  | 1,6  |
| 10,0    | -       | -  | 3   | 0,27 |
| 100,0   | -       | -  | 0,3 | 0,13 |
| 1000,0  | -       | -  | -   | 0,12 |

\*Реактор с тепловыми трубами.

\*\*С размещением преобразователя в активной зоне.

\*\*\*Используются цикл Брайтона и жидкокапельный радиатор.

Перспективы использования ядерных реакторов различного типа в энергетических установках космических летательных аппаратов связаны с их удельной массой (массой в расчете на единицу вырабатываемой ими энергии). Основные усовершенствования связаны с преобразователями тепловой энергии в электрическую и радиаторами – излучателями для сброса тепла в космическое пространство.

**Таблица 3.7. Весовые характеристики реактора FBR, кг**

|   |       |
|---|-------|
| Реактор тепловой мощностью 200 МВт  | 5500  |
| Турбогенератор (к.п.д. – 40%)   | 3400  |
| Вспомогательный контур (электрическая мощность 2 МВт) с жидкокапельным радиатором | 6000  |
| Экран радиационной защиты   | 2000  |
| Несущая конструкция*  | 1800  |
| Криогенное оборудование с емкостью для хранения жидкого водорода**                | 2000  |
| Жидкий водород***   | 8000  |
| Общая масса   | 28700 |

\* Из расчета примерно 10% общей массы энергоустановки (без массы жидкого водорода и криогенного оборудования).

\*\* Без учета криогенного оборудования для длительного хранения жидкого водорода в космическом пространстве и системы повторного ожижения водорода.

\*\*\* Для рабочего цикла продолжительностью 1000 с (расход водорода 85 кг/с, удельное энерговыделение топлива 10 МДж/кг).

Наиболее эффективным радиатором для систем с замкнутым термодинамическим циклом является жидкокапельный радиатор. Удельная масса такого радиатора 0,02 кг/кВт, что в ~10 раз меньше аналогичного показателя для радиаторов традиционного типа (см. табл. 3.5, 3.6). Общая масса энергетической установки электрической мощностью 100 МВт уменьшается более чем в 2 раза при использовании жидкокапельного радиатора.

Применение ядерного реактора как источника тепла и использование холодильников-излучателей для отвода тепла из рабочего термодинамического цикла определяют основные ограничения на компоновочные схемы ракетных блоков с ядерно-энергетической установкой на борту: необходима защита от воздействия излучений; требуются значительные объемы и поверхности в ракетном блоке для холодильников-излучателей.

На рис. 88 (вклейка 1) приведены величины удельной площади  $F_x/N$  холодильника-излучателя для всех упомянутых ранее схем установок. Для каждой из схем использован некоторый диапазон максимальных температур, что приводит к образованию областей возможных значений удельной площади холодильника-излучателя  $F_x/N$ .

Диапазон значений  $F_x/N$  весьма велик: от нескольких единиц (для газотурбогенераторной и термоэлектрической установок) до десятых и сотых долей квадратного метра на киловатт (для паротурбинной и термоэлектрической установок). Однако на практике часто выбирают отношение температур в цикле  $T_1/T_2$  неоптимальное по излучателю, особенно в установках малой мощности.

В таблице 3.8 приведены данные цикла и излучателей для разных типов установок преобразования тепловой энергии в электрическую с полезной мощностью 5 кВт, где все значения отношения температур  $T_{\text{мин}}/T_{\text{макс}}$  существенно ниже оптимальных по холодильнику-излучателю (кроме газотурбогенераторной установки). Для иллюстрации реальных (а не расчетных) данных в таблице 3.9 приведены параметры уже созданных и создаваемых космических установок США.

**Таблица 3.8. Данные цикла и излучателей для разных типов установок преобразования тепловой энергии в электрическую**

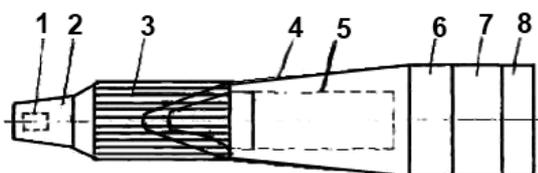
| Тип установки         | $n, \%$ | $T, \text{ К}$<br>макс | $T_{\text{мин}}, \text{ К}$ | $F_x, \text{ м}^2$ | $T/T_{\text{мин-макс}}$ | $F_x/N, \text{ м}^2/\text{кВт}$ |
|-----------------------|---------|------------------------|-----------------------------|--------------------|-------------------------|---------------------------------|
| Термоэлектрическая    | 5       | 1090                   | 530                         | 24                 | 0,485                   | 6                               |
| Термоэлектронная      | 10–12   | 1700                   | 750                         | 1,8–2,3            | 0,44                    | 0,45–0,6                        |
| Газотурбогенераторная | 19–25   | 1110                   | 330                         | 32–37              | 0,3                     | 8–9,3                           |
| Паротурбогенераторная | 11–14   | 1000                   | 570                         | 5,8–6,8            | 0,57                    | 1,45–1,7                        |

**Таблица 3.9. Параметры созданных и создаваемых космических установок США**

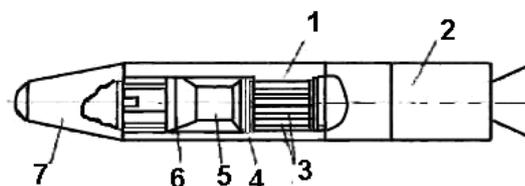
| Наименование установки | Мощность, МВт | Масса, кг | Площадь излучателя, м <sup>2</sup> | Удельная площадь, м <sup>2</sup> /кВт |
|------------------------|---------------|-----------|------------------------------------|---------------------------------------|
| SNAP-10                | 0,3           | 136       | 1                                  | 3,3                                   |
| SNAP-10A               | 0,5–2         | 410–630   | 6–11                               | 12–5,5                                |
| SNAP-2                 | 3             | 270       | 10                                 | 3,3                                   |
| SNAP-8                 | 30            | 630       | 37                                 | 1,27                                  |
| SNAP-50                | 300–1000      | 2700      | -                                  | -                                     |

Варианты выполнения холодильников-излучателей отличаются большим разнообразием, и они в основном определяют форму космического аппарата. Самой простой формой излучателей являются плоские панели.

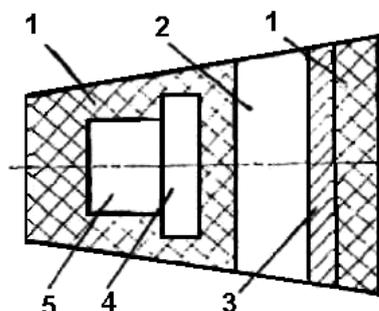
В стартовом положении они сложены в компактную систему, в рабочем положении раскрываются в одну плоскость. Широко распространены излучатели конической и цилиндрической формы, которые могут раскрываться в рабочем положении на два полуцилиндра или два полуконуса. На рис. 89 (вклейка 1) излучатель имеет неизменную коническую форму, как в стартовом, так и в рабочем состоянии.



**Рис. 3.15. Космический аппарат с выдвигаемой энергоустановкой:** 1 – энергоустановкой; 2 – радиационная защита; 3 – излучатель; 4 – кожух; 5 – стартовое положение энергоустановки; 6 – отсек вспомогательного оборудования; 7 – орбитальный отсек; 8 – отсек управления



**Рис. 3.16. Ракетный блок с энергоустановкой:** 1 – цилиндрический реактор; 2 – двигательный отсек; 3 – турбоагрегат; 4 – парогенератор; 5 – реактор; 6 – защита; 7 – приборный отсек



**Рис. 3.17. Реактор энергоустановки с радиационной защитой:** 1 – нейтронная защита (гидрид лития); 2 – отсек для размещения термоэлектрических преобразователей; 3 – защита от  $\gamma$ -излучения (U); 4 – свинцовая защита; 5 – реактор

Для уменьшения уровня излучения и массы радиационной защиты ядерный реактор космического аппарата должен быть максимально удален от обитаемого и приборного отсеков. Пространство между реактором и указанными отсеками используется для размещения холодильника-излучателя. Возможен вариант изменения геометрии аппарата перед началом работы энергетической установки (рис. 3.15), когда в стартовом положении энергоустановка (5) расположена внутри теплоизолирующего кожуха (4), а в рабочее положение она выдвигается из кожуха по продольной оси космического аппарата на некоторое расстояние от обитаемого отсека. На рис. 3.16 представлена компоновка космического аппарата, в которой энергетическая установка с ядерным реактором размещается в средней части: реактор (5), защита (6), парогенератор (4) и турбоагрегат (3) размещены внутри цилиндрического излучателя (1); в головной части космического аппарата расположен приборный отсек (7), а в хвостовой – двигательный (2).

На рис. 3.17 представлена характерная компоновка биологической защиты вокруг реактора энергетической установки космического корабля электрической мощностью 25 кВт. Энергетическая установка предназначена для использования в пилотируемом космическом аппарате со сменой экипажа. Поэтому защита окружает реактор со всех сторон, чтобы понизить интенсивность облучения подходящего к станции другого космического аппарата. Защиту от нейтронов обеспечивает гидрид лития, защиту от  $\gamma$ -излучения – тяжелые металлы (свинец, уран-238).

За время освоения космического пространства накоплен достаточный опыт, чтобы приступить к созданию научно-исследовательской базы на Луне. Луна имеет совершенно новые условия для наблюдений, связанные с отсутствием атмосферы и пониженной силой тяготения. В 2004 г. в США принят План исследований космического пространства и расширения присутствия человека в Солнечной системе. Одной из задач плана является возобновление до 2020 г. пилотируемых экспедиций на Луну. В рамках этого плана предполагается не

позднее 2008 г. посадить на лунную поверхность несколько автоматических космических аппаратов, которые обеспечат своими исследованиями подготовку последующих пилотируемых экспедиций и дадут возможность «до 2015 г. предпринять длительные экспедиции на Луну для расширения сферы обитания и проведения соответствующих работ в будущем» (Science & Space. Thursday, January 15, 2004 Posted 0136 GMT).

С 2002 г. началась разработка ядерного реактора RAPID-L, ориентированного на эксплуатацию в условиях лунной базы. *Ядерный реактор RAPID-L* предназначен для длительной эксплуатации в автономном режиме и может быть использован на Земле для энергоснабжения удаленных районов и в космических экспедициях. Технические параметры энергетической установки с реактором RAPID-L представлены в таблице 3.10.

Концепция реактора разработана в Японском институте атомной энергии (JAERI). Это реактор на быстрых нейтронах электрической мощностью 200 кВт, в котором в качестве ядерного топлива используется керамический нитрид урана UN, а в качестве теплоносителя, охлаждающего его активную зону, – жидкометаллический изотопически чистый литий-7, практически не поглощающий нейтроны и составляющий 92,5% лития естественного состава. Особенностью реактора RAPID-L является конструкция его активной зоны, представляющей собой интегрированную топливную сборку, а не отдельные заменяемые тепловыделяющие сборки. Малогабаритная активная зона реактора представляет собой сборку из 2700 топливных стержней, заключенных в общий корпус. Замена топлива в реакторе является просто быстрой установкой новой сборки. Ресурс непрерывной работы топлива составляет 10 лет.

Преобразование тепловой энергии реактора в электрическую осуществляется термоэлектрическими модулями (вклейка 1, рис. 90). Конструкция реактора полностью погружена в жидкий металлический литий. Особенностью реактора RAPID-L является петлевая конструкция системы теплоносителя, в которой жидкий литий циркулирует через четыре теплообменника, расположенные вокруг реактора (вклейка 1, рис. 90). Каждый сегмент теплообменной системы

содержит литиевую петлю с электромагнитным насосом, обеспечивающим циркуляцию лития. В состав каждого сегмента входят 18 термоэлектрических модулей, каждый из них состоит из 720 термоэлектрических блоков из SiGe, сопряженных с 12 натриевыми тепловыми трубами с «горячей» стороны и 13 цезиевыми тепловыми трубами – с «холодной». Температура лития на входе во второй контур 800 К. Для подвода тепла к панелям излучателей, рассеивающих тепловую энергию, используются ртутные тепловые трубы. Излучатели (8 панелей) расположены вертикально и размещены радиально относительно термоэлектрических модулей преобразования тепловой энергии в электрическую (рис. 3.18).

**Таблица 3.10. Технические параметры ЯЭУ RAPID-L**

|  |          |
|--|----------|
| Тепловая мощность реактора, кВт (тепл.)                            | 5000     |
| Электрическая мощность брутто, кВт (эл.)                           | 240      |
| Электрическая мощность нетто, кВт (эл.)                            | 200      |
| Расчетный ресурс работы, годы                                      | 20       |
| Температура лития на входе и выходе термоэлектрической системы, °С | 1065/550 |
| К.п.д. преобразования энергии, %                                   | 5        |
| Тепловая мощность, рассеиваемая в окружающее пространство, кВт     | 4560     |

Активная зона ядерного реактора RAPID-L гомогенного типа, традиционного для реакторов на быстрых нейтронах, состоит из двух областей, в которых топливо из нитрида урана (UN) имеет разное обогащение (таблица 3.11). Это уменьшает влияние выгорания ядерного топлива на изменение реактивности активной зоны и снижает коэффициент неравномерности тепловыделения в ней.

В реакторе RAPID-L предусматривается быстрая замена отработавшего топлива, через 2 недели после его остановки мощность остаточного тепловыделения снижается до 10 кВт. Выгружаемую топливную сборку извлекают из корпуса реактора и помещают в корпус временного хранения (КВХ), заполненный литием (рис. 3.19). Затем в верхней части КВХ устанавливают излучатель, оснащенный тепловыми трубами для отвода энергии остаточного тепловыделения в отработавшем топливе.

В реакторе RAPID-L предусматривается быстрая замена отработавшего топлива, через 2 недели после его остановки мощность остаточного тепловыделения снижается до 10 кВт. Выгружаемую топливную сборку извлекают из корпуса реактора и помещают в корпус временного хранения (КВХ), заполненный литием (рис. 3.21). Затем в верхней части КВХ устанавливают излучатель, оснащенный тепловыми трубами для отвода энергии остаточного тепловыделения в отработавшем топливе.

**Таблица 3.11. Параметры активной зоны реактора RAPID-L**

|  |              |
|--|--------------|
| Высота активной зоны, м  | 0,6          |
| Диаметр активной зоны, м   | 0,6          |
| Диаметр центрального канала, м   | 0,12         |
| Соотношение объемов областей активной зоны (топливо, литий, конструкции) | 52/32/16     |
| Топливо  | Нитрид урана |
| Обогащение $^{235}\text{U}$  |              |
| Внутренняя область активной зоны, %                                      | 40           |
| Внешняя область активной зоны, %   | 50           |
| Проектный ресурс активной зоны, годы                                     | 20           |
| Изменение реактивности при выгорании топлива, дол./10лет                 | -3,2         |
| Внешний диаметр топливного стержня, мм                                   | 8,0          |
| Шаг стержней, мм   | 9,04         |
| Число стержней   | 2700         |
| Линейное энерговыделение (макс.), Вт/см                                  | 52           |
| Основной теплоноситель   | Li (99,99%)  |
| Температура лития на входе и выходе из активной зоны, °C                 | 1030/1100    |
| Средняя скорость лития в активной зоне, м/с                              | 0,72         |
| Число Рейнольдса активной зоны   | 5870         |
| Высота газового пространства, м  | 0,5          |
| Внутреннее давление газа под оболочкой топлива в начале цикла, МПа       | 4,1          |

После остывания отработавшее топливо помещается в шахту для защиты астронавтов от облучения. Через 1 год после выгрузки отработавшее топливо полностью остывает, и КВХ удаляется в космическое пространство.

Для обеспечения длительной автономной безопасной эксплуатации реактора RAPID-L разработана принципиально новая система управления (СУ), состоящая из модулей трех типов (рис. 3.20–3.22):

LEM – модули этого типа обеспечивают саморегулирование реактивности при изменении температуры за счет эффекта обратной связи при введении в

активную зону ядерного реактора или выведении из нее поглотителя нейтронов – жидкого лития, обогащенного до 95% изотопом литий-6.

LIM – модули ввода поглотителя нейтронов лития при достижении критической температуры активной зоны реактора.

LRM – модули удаления поглотителя нейтронов лития из активной зоны реактора, служат для пуска реактора в автоматическом режиме.

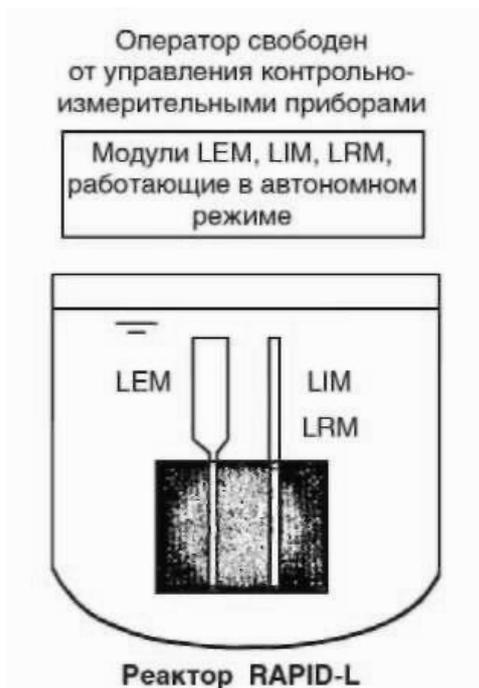


Рис. 3.18. Системы управления реактора RAPID-L

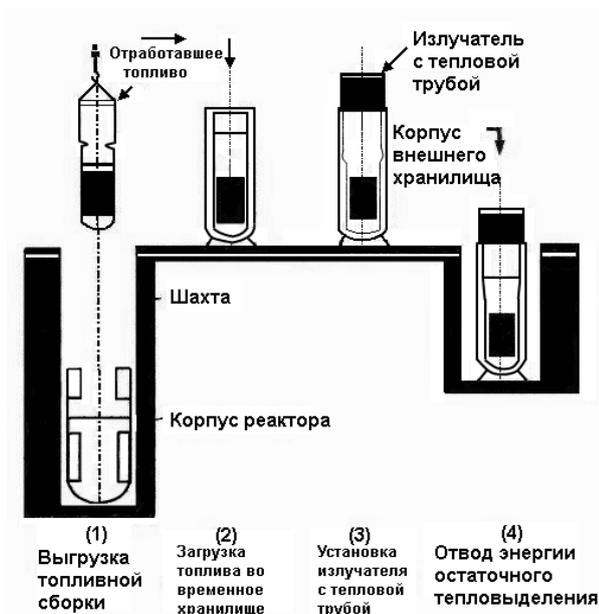


Рис. 3.19. Операции при замене топлива IFA

Модули LEM (рис. 3.21) выполнены в виде оболочки из тугоплавкого металла, заполненной жидким литием-6, который поглощает нейтроны в ядерной реакции  ${}^6_3\text{Li} + {}^1_0\text{n} \rightarrow {}^6_2\text{He} + {}^1_1\text{p} \rightarrow {}^6_3\text{Li} + {}^1_0\text{n} \rightarrow {}^6_2\text{He} + {}^1_1\text{p}$  и превращается в гелий-6, образующий при распаде литий-6 ( $T_{1/2}=0,808\text{с}$ ).

Литий, расположенный в верхней части оболочки, удерживается силами поверхностного натяжения, образуя границу раздела газ/литий. При увеличении температуры объемное расширение лития перемещает границу раздела газ/литий в нижнюю часть активной зоны, поглощение нейтронов литием возрастает, что

уменьшает количество нейтронов, захваченных ядрами урана-235, и количество делений его ядер.

В системе управления реактора модули LEM двух типов – «быстрые» (4 модуля) и «медленные» (24 модуля). Все они участвуют в поддержании заданного режима работы реактора. «Медленные» LEM обеспечивают введение в активную зону положительной и отрицательной реактивности. «Быстрые» LEM вводят только отрицательную реактивность, что предотвращает возникновение аварийных ситуаций. В таблице 3.12 приведены технические характеристики модулей LEM.

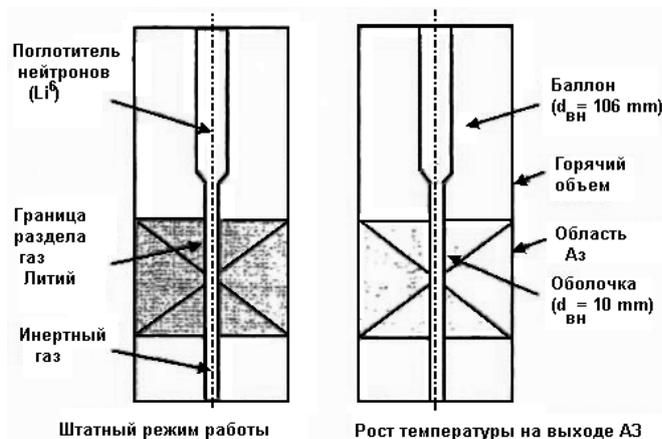


Рис. 3.20. Схема модуля LEM

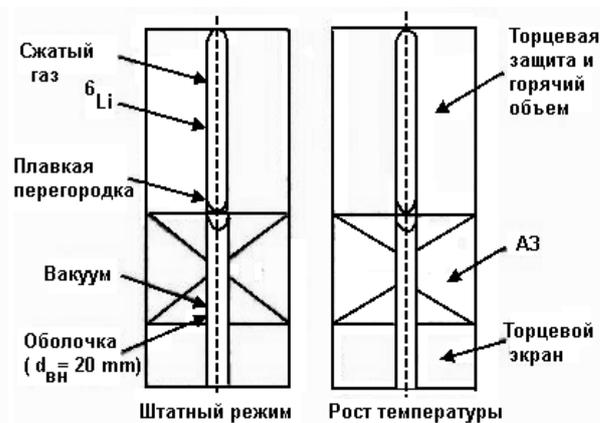


Рис. 3.21. Схема модуля LIM

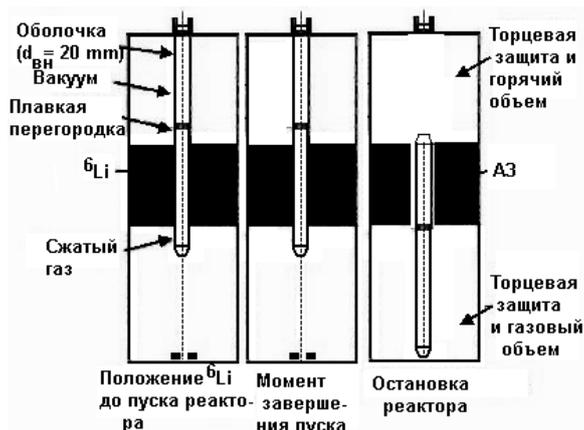
Таблица 3.12. Технические характеристики модулей LEM

| Характеристики                               | «Быстрые» LEM | «Медленные» LEM |
|--|---------------|-----------------|
| Оболочка                                     |               |                 |
| $d_{вн}$ , мм                                | 20            | 20              |
| Полная длина, мм                             | 640           | 640             |
| Материал                                     | сплав Мо      | сплав Мо        |
| Резервуар                                    |               |                 |
| $d_{вн}$ , мм                                | 140           | 140             |
| Длина, мм                                    | 2000          | 2000            |
| Суммарная чувствительность модулей, центов/К | 2,3           | 16,7            |
| Чувствительность одиночного модуля, центов/К | 0,77          | 0,77            |

Это приводит к остыванию топлива из-за уменьшения энергии делений. Уменьшение температуры активной зоны приводит к сокращению объема лития и возвращению границы раздела газ/литий в прежнее положение, что приводит к

уменьшению поглощения нейтронов литием-6, возрастанию поглощения нейтронов ядрами урана-235 и количества их делений и повышению температуры. Этот динамический процесс обеспечивает саморегулирование работы ядерного реактора в заранее заданном диапазоне температур активной зоны.

Модули LLM вводят литий-6 в активную зону реактора, чем обеспечивают безопасность его эксплуатации, поглощая нейтроны. Если температура активной зоны реактора превышает температуру плавления плавкой перегородки (рис. 3.21), то происходит пневматический впрыск лития-6 в пределы нижней части активной зоны, который приводит к вводу отрицательной реактивности; реактор переходит в устойчивое критическое состояние, а температура активной зоны не опускается ниже точки кипения лития ( $1330^{\circ}\text{C}$ ).



*Рис. 3.22. Схема модуля LRM*

Время ввода реактивности модулями LLM ( $0,24 \text{ с}$ ) значительно меньше времени падения стержня СУЗ в земных условиях ( $2 \text{ с}$ ).

Модули LRM (рис. 3.22) служат для пуска реактора в автоматическом режиме, до момента пуска литий-6 заполняет модули в пределах активной зоны. Автоматический пуск реактора (переход из подкритического состояния) осуществляется плавным повышением температуры теплоносителя первого контура со скоростью  $7^{\circ}\text{C}/\text{с}$ , который прокачивается электромагнитным насосом через активную зону. При достижении температуры  $780^{\circ}\text{C}$  происходит расплавление плавкой перегородки из сплава Ag-Cu (соотношение 28/72) и

сжатый газ вытесняет поглощающий нейтроны литий-6 из активной зоны. Общее время пуска реактора RAPID-L и выхода его на номинальный режим работы составляет 11 ч. В таблице 3.13 представлены параметры модулей системы управления реактором.

Ядерно-энергетическую установку с реактором RAPID-L по расчетам можно эксплуатировать в условиях базы на Луне в автономном режиме в течение 20 лет.

**Таблица 3.13. Подсистемы контроля реактивности реактора RAPID-L**

| Модули          | $d_{\text{вн}}$ оболочки, мм | Количество | Диапазон изменения реактивности, дол. |
|-----------------|------------------------------|------------|---------------------------------------|
| «Быстрые» LEM   | 20                           | 3          | (-0,52)-0                             |
| «Медленные» LEM | 20                           | 24         | (-2,7) - +3,0                         |
| LIM             | 20                           | 16         | -3,7                                  |
| LRM             | 20                           | 16         | +3,7                                  |

### § 3.3. Атомные станции теплоснабжения

Атомная станция теплоснабжения (АСТ), или атомная теплоцентраль (АТЦ) состоит из нескольких автономных блоков единичной мощностью по 500 МВт каждый и способна вырабатывать 860 Гкал/ч тепла в виде воды с температурой 150°C и давлением 20 атм для отопления и горячего водоснабжения жилого района с населением 350 тыс. человек. В атомной станции теплоснабжения используется водо-водяной реактор, в котором замедлителем нейтронов и теплоносителем является обычная вода.

Использование реактора как источника низкопотенциального тепла дает возможность значительно понизить его параметры по сравнению с параметрами реактора ВВЭР: рабочее давление первого контура уменьшено в 8 раз (20 атм), температура воды понижена с 300 до 200°C, энергонапряженность активной зоны снижена в 4 раза – от 110 до 27 МВт/м<sup>3</sup>.

Особенностью конструкции реактора АСТ является размещение теплообменников первого и второго контуров в зазоре между прочным герметичным корпусом реактора и внутрикорпусной шахтой, разделяющей потоки горячей воды из активной зоны и потоки охлажденной воды после

теплообмена (рис. 3.23). Нагретая в активной зоне вода, как более легкая, поднимается внутри шахты в верхнюю часть реактора, направляется к теплообменникам и, охлаждаясь при передаче тепла воде второго контура, опускается в промежутке между шахтой и корпусом вниз на вход в активную зону. Принципиальная схема реактора включает:

- трехконтурную схему передачи тепла от реактора к потребителю;
- первый контур полностью герметичен и находится внутри корпуса реактора, циркуляция по контуру – естественная;
- второй контур герметичен, циркуляция по контуру принудительная при нормальной работе и естественная – в аварийных режимах. Включает в себя паровой компенсатор объема с предохранительным устройством;
- циркуляция по третьему (сетевому) контуру – принудительная. На сетевом контуре предусмотрен байпас с регулирующим клапаном для изменения параметров сетевой воды;
- давление в сетевом контуре выше, чем во втором контуре.

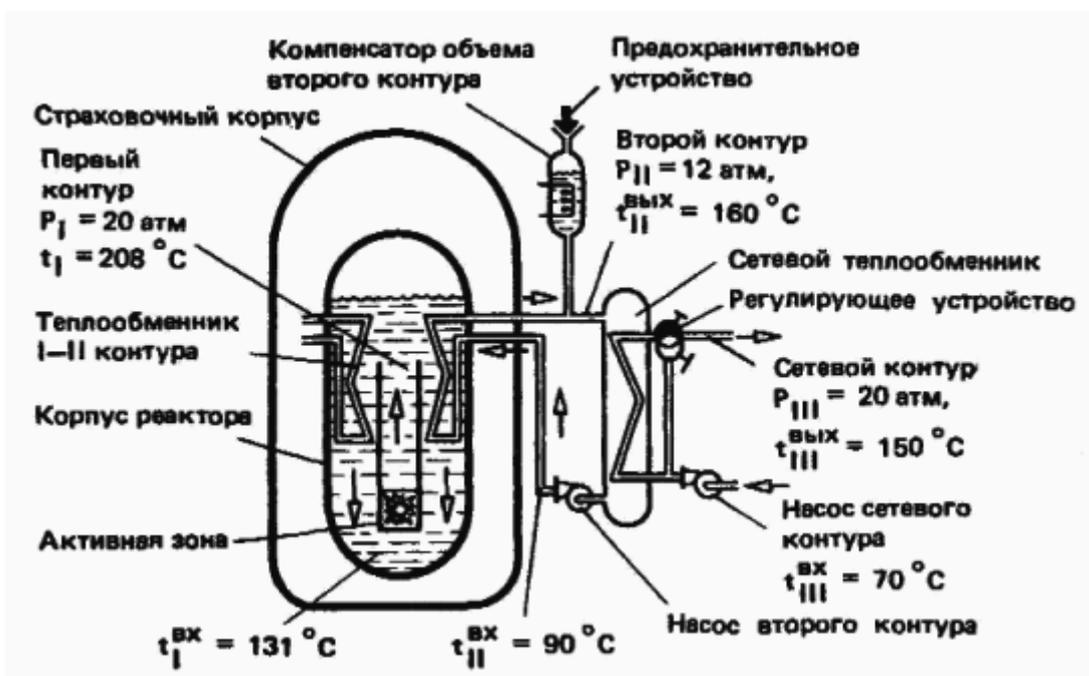


Рис. 3.23. Принципиальная схема реактора

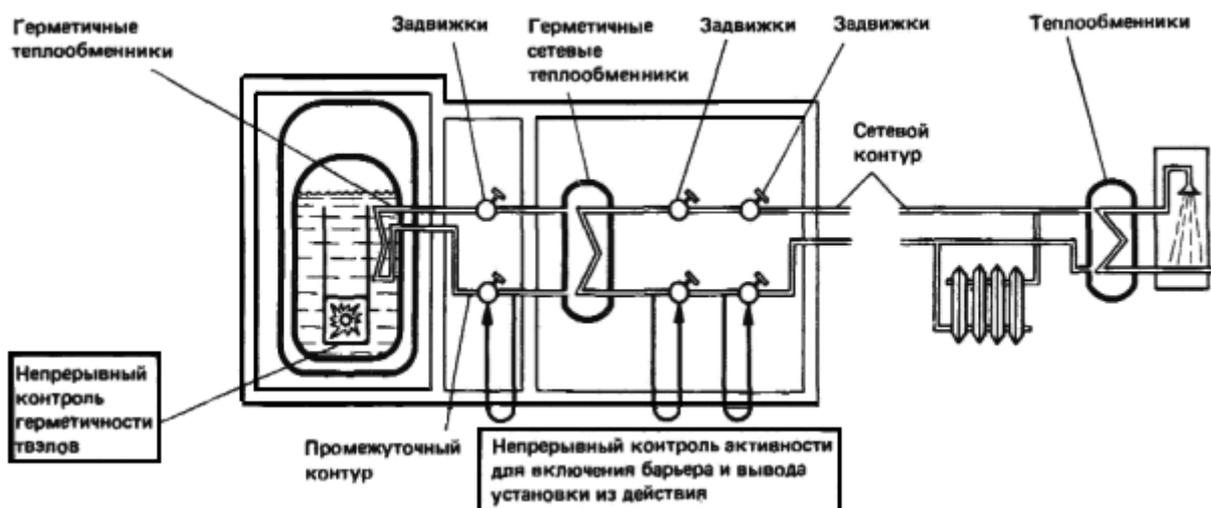
Все топливные кассеты активной зоны снабжены тяговыми трубами, которые являются их продолжением. Это обеспечивает распределение расхода

воды через активную зону по топливным кассетам в соответствии с их мощностью. Непрерывающаяся и не зависящая от внешних источников энергии естественная циркуляция воды в корпусе реактора обеспечивает надежный теплосъем с активной зоны в условиях нормальной эксплуатации, ее охлаждение в аварийных режимах и позволяет отказаться от использования главных циркуляционных насосов в первом контуре теплоносителя.

Реакторная установка атомной станции теплоснабжения передает тепло потребителю по трехконтурной схеме теплообмена. Первый контур циркуляции теплоносителя внутри корпуса реактора предназначен для передачи тепла от активной зоны воде второго контура. Второй (промежуточный) контур предназначен для передачи тепла в третий (сетевой) контур и снабжен принудительной циркуляцией теплоносителя. Третий (сетевой) контур осуществляет подачу тепла потребителю, циркуляция сетевой воды производится с помощью насосов.

На рис. 3.24. приведена система барьеров, исключая поступление радиоактивности к потребителю через тепловую сеть:

- установка выводится из действия при достижении активности в промежуточном контуре 10 ПДК;
- дополнительный барьер – давление промежуточного контура (1,2 МПа) меньше давления сети (2,0 МПа);
- вода сетевого контура чище в радиационном отношении, чем вода открытых водоемов.



*Рис. 3.24. Система барьеров, исключающая поступление радиоактивности*

Интегральная компоновка внутрикорпусных конструкций реактора с теплообменниками первого и второго контуров циркуляции теплоносителей позволила осуществить принципиально новое для водо-водяных реакторов техническое решение – размещение реактора во втором прочном корпусе (вклейка 1, рис. 91).

Это позволяет сохранить активную зону реактора под уровнем воды и исключить ее перегрев в случае разгерметизации основного корпуса реактора или его систем, локализовать радиоактивный теплоноситель первого контура. Благодаря многоуровневой системе безопасности эксплуатации АСТ их можно размещать на расстоянии ~5 км от крупных городов.

В настоящее время атомная энергетика используется практически для производства электроэнергии, хотя и существуют станции, отпускающие потребителям теплоту (например, Билибинская АТЭЦ на Чукотке – работает) или опресняющие воду (г. Шевченко, Казахстан – закрыта).

Наиболее распространенными и освоенными в промышленном производстве энергетическими ядерными реакторами, получившими широкое применение на АЭС, являются реакторы с водой под давлением без ее кипения ВВЭР (за рубежом PWR), поэтому в будущем именно такие реакторы целесообразно использовать для АСТ.



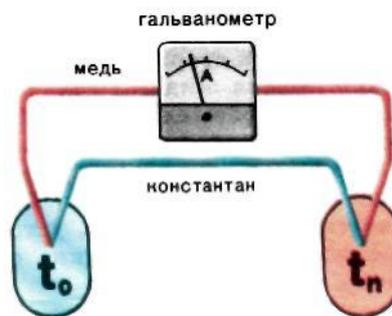
*Рис. 72. Атомный авианосец «Энтерпрайз»*



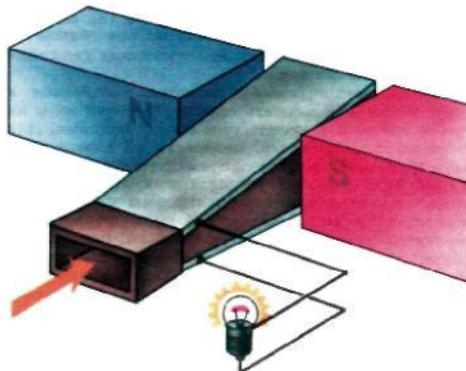
*Рис. 73. Американский атомный авианосец «Рональд Рейган»*



*Рис. 74. Крупнейший в мире атомный ледокол «50 лет Победы»*



*Рис. 75. Термоэлемент*



*Рис. 76. Преобразование тепловой энергии плазмы в МГД-генераторе*

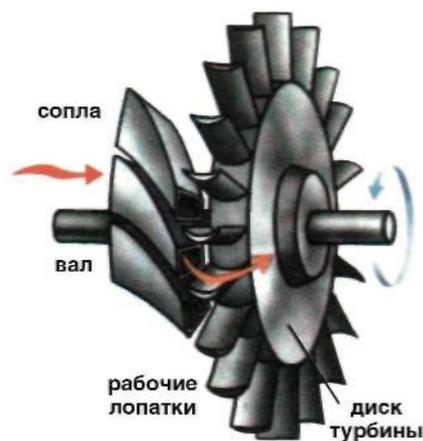


Рис. 77. Способ преобразования тепловой энергии в механическую в паровой или газовой турбине

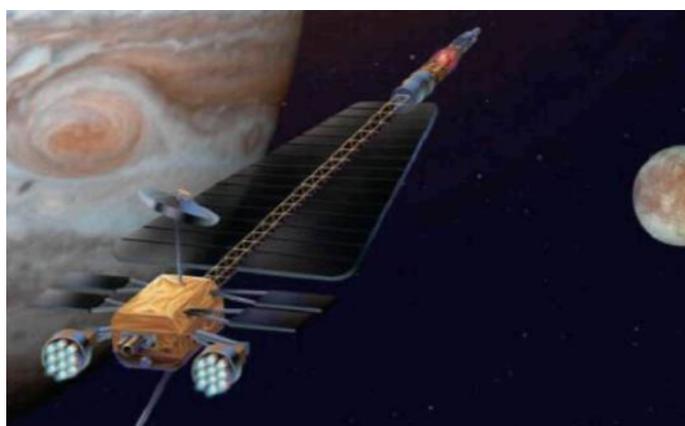


Рис. 78. Американский космический аппарат JIMO

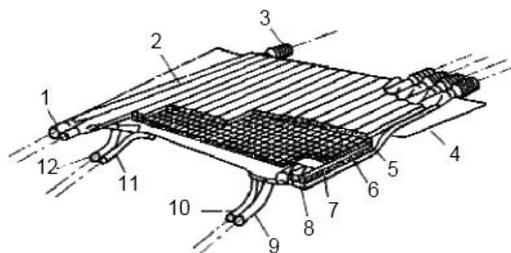


Рис. 79. Сборка термоэлектрической системы преобразования энергии: 1 – тепловые трубы панели радиатора; 2 – секция испарителя тепловых труб для радиатора неизменяемой геометрии; 3 – гибкие сильфоны с поперечными сменными соединениями; 4 – контур основной панели; 5 – теплообменник (Li); 6 – термоэлектрические элементы; 7 – секция испарителя тепловых труб для складывающейся секции радиатора; 8 – теплообменник; 9 – труба возврата теплоносителя (Li); 10, 11 – тепловые трубы; 12 – труба подачи теплоносителя (Li)

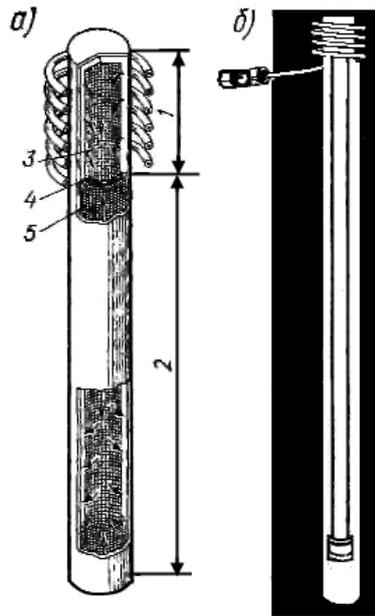


Рис. 80. Схема (а) и внешний вид (б) при работе тепловой трубы: 1 – зона испарения; 2 – зона конденсации; 3 – пар; 4 – фитиль; 5 – жидкость

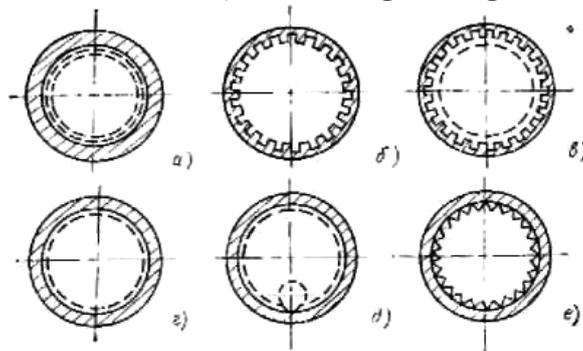


Рис. 81. Характерные поперечные сечения фитилей: а – сетки; б – открытые каналы; в – каналы, покрытые сеткой; г – волнистая сетка; д – артерия; е – кольцевой канал с сеткой

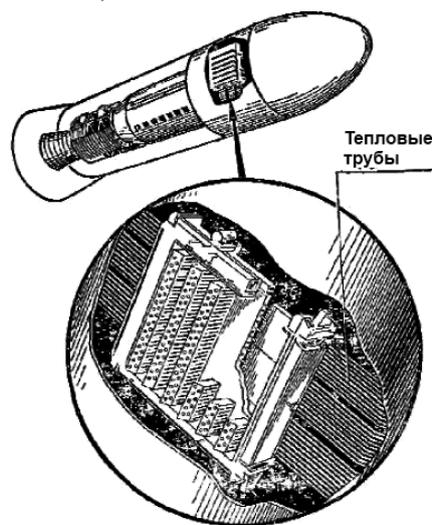


Рис. 82. Схема излучателя установки SNAP-29

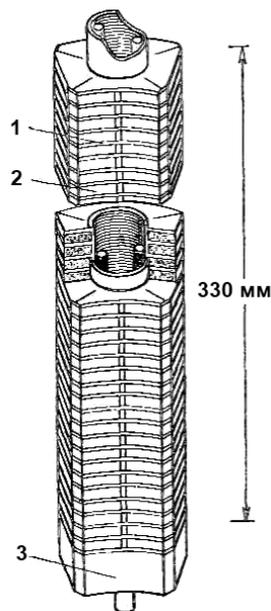


Рис. 83. ТВС реактора с тепловыми трубами для установки SP-100: 1 – радиаторная пластина; 2 – топливная пластина ( $UO_2$ ); 3 –  $BeO$

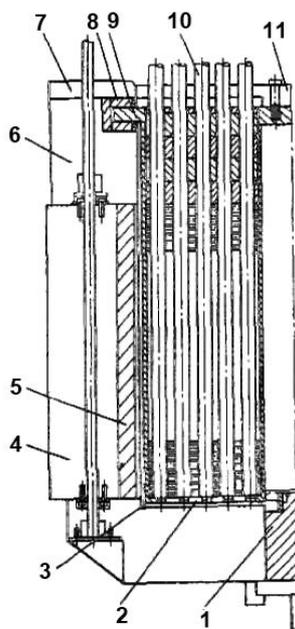


Рис. 84. Предварительная конструкция реактора с тепловыми трубами для установки SP-100; 1 – ограничитель основания контейнера активной зоны; 2 – контейнер активной зоны; 3 – многослойная фольговая теплоизоляция; 4 – барабан управления; 5 – поглощающий сегмент барабана управления ( $B_4C$ ); 6 – отражатель ( $BeO$ ); 7 – крепежный зажим (фиксатор); 8 – блоки из  $ZrO$ ; 9 – фланец контейнера активной зоны; 10 – тепловая труба; 11 – крестовина

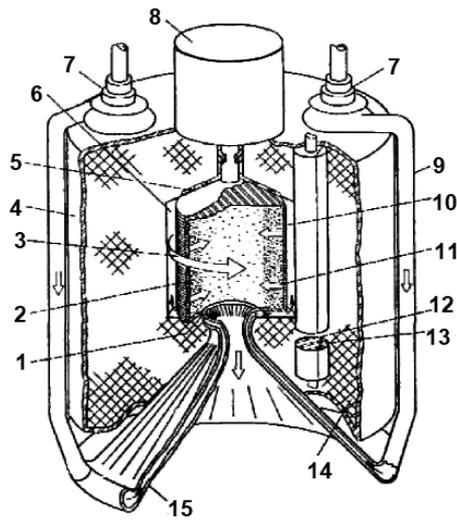


Рис. 85. Реактор с вращающимся слоем топливных частиц (RBR): 1 – задний подшипник; 2 – топливные частицы; 3 – направление вращения; 4 – корпус давления; 5 – упорные подшипники; 6 – газовое пространство; 7 – турбонасос; 8 – мотор привода; 9 – поток жидкого водорода; 10 – вращающаяся камера с пористой стенкой; 11 – поток водорода; 12 – барабан управления; 13 – секция с поглотителем нейтронов; 14 – бериллиевый отражатель; 15 – охлаждаемое сопло реактивного двигателя



Рис. 86. Структура микровэла реактора RBR

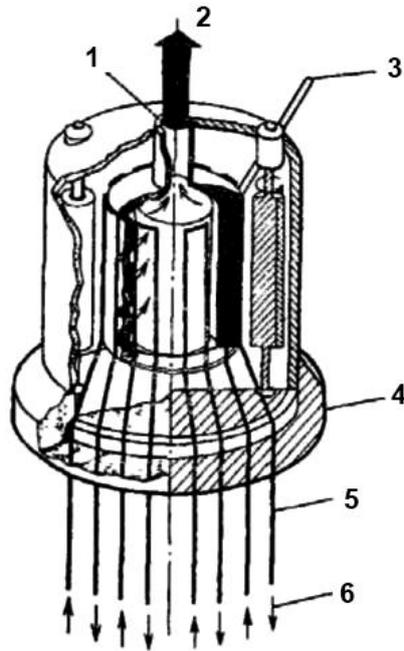


Рис. 87. Общий вид реактора с неподвижным топливным слоем (RBR) для двухцелевой энергоустановки: 1 – выход водорода; 2 – к турбогенератору; 3 – ввод водорода; 4 – теневой экран (радиационная защита); 5 – трубопроводы вспомогательного контура охлаждения; 6 – направление потока теплоносителя

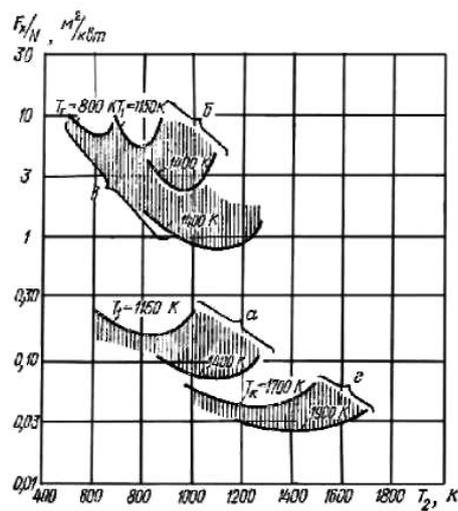


Рис. 88. Сравнение излучателей космических установок различных типов: а – паротурбогенераторная; б – газотурбогенераторная; в – термоэлектрическая; г – термоэлектронная

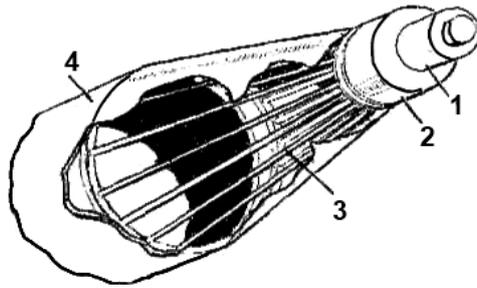


Рис. 89. Компонентная схема энергоустановки: 1 – реактор; 2 – радиационная защита; 3 – излучатель; 4 – приборный отсек

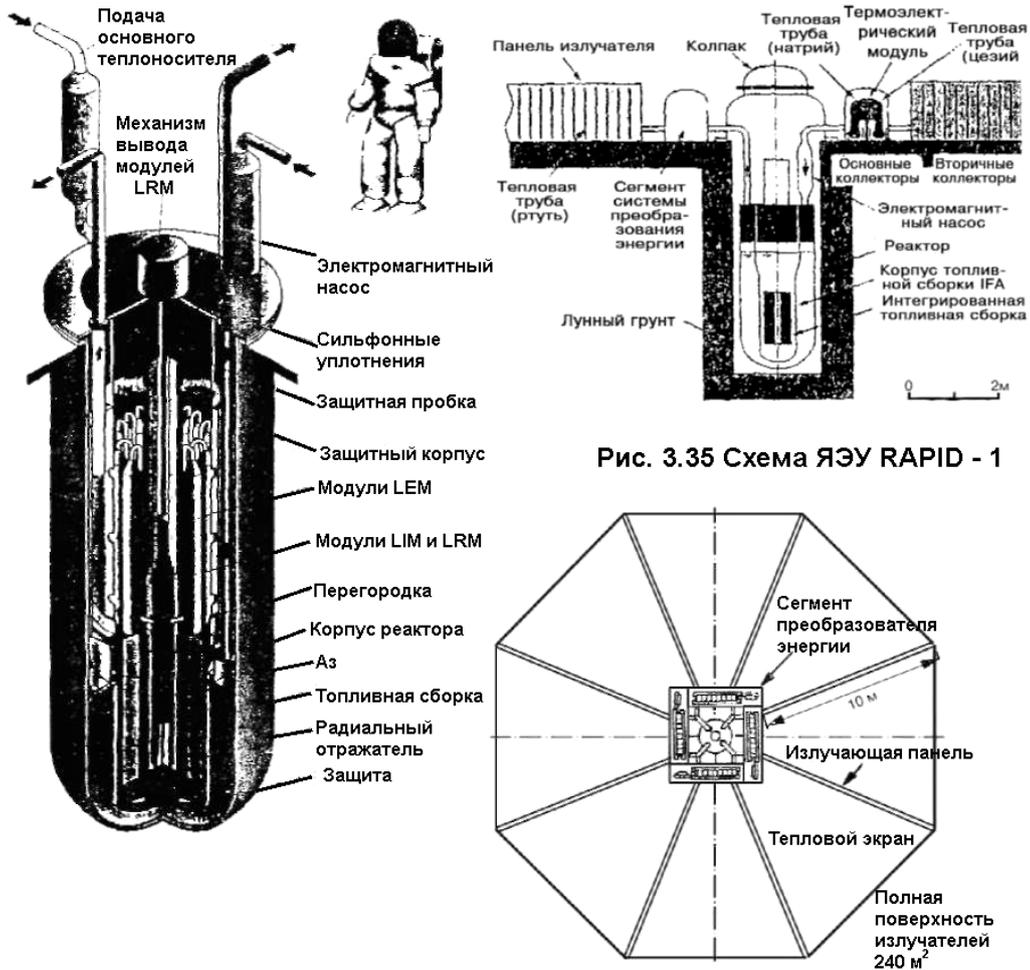


Рис. 3.35 Схема ЯЭУ RAPID - 1

Рис. 90. Размещение основных элементов ЯЭУ: слева – реактор; справа сверху – компоновка ЯЭУ; справа внизу – схема сегмента преобразования энергии

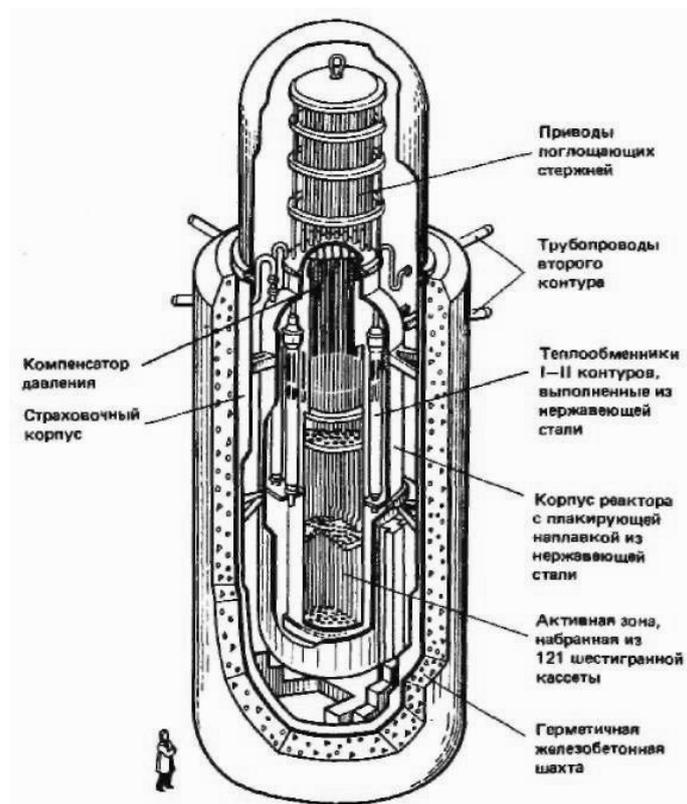


Рис. 91. Ядерный реактор водо-водяного типа для АСТ

## ЛИТЕРАТУРА

1. Использование ядерной энергии: состояние, последствия, перспективы: доклады 8-й ежегодной конференции ЯО России, 1997 г. // Атомная энергия. – Вып. 83. № 6. – С. 393 – 469.
2. Ежегодный обзор мирового состояния ядерной промышленности // Атомная техника за рубежом. – 2003. – № 9. – С. 17 – 25.
3. Елагин Ю. Г. Менеджмент радиоактивных отходов / Ю. Г. Елагин // Атомная техника за рубежом. – 2000. – № 3. – С. 3 – 12.
4. Жак Ф. Современное состояние проблемы радиоактивных отходов во Франции / Ф. Жак // Атомная техника за рубежом. – 2003. – № 11. – С. 29 – 34.
5. Карпов В. А. Топливные циклы и физические особенности высокотемпературных реакторов / В. А. Карпов. – М.: Энергоатомиздат, 1985. – 128 с.
6. Кесслер Г. Ядерная энергетика / Г. Кесслер. – М. : Энергоатомиздат, 1986. – 264 с.
7. Материаловедение и проблемы энергетике / Дж. Синфельд, М. Симнад, Дж. Хоув и др. – М. : Мир, 1982. – 576 с.
8. Международная кооперация в ядерном развитии: материалы 6-й международной конференции, 3–7 июля 1995 г. // Атомная энергия. – К., 1995. – Вып. 78. № 4. – С. 237 – 296.
9. Махова В. А. Реорганизация атомной промышленности Франции / В. А. Махова, Н. М. Колесникова, Л. Б. Преображенская. // Атомная техника за рубежом. – 2003. – № 1. – С. 15 – 17.
10. Нигматулин И. Н. Ядерные энергетические установки / И. Н. Нигматулин, Б. И. Нигматулин. – М. : Энергоатомиздат, 1986. – 168 с.

## Сведения об авторах



**Азаренков Николай Алексеевич** – Академик НАН Украины, доктор физико-математических наук, профессор. Заслуженный деятель науки и техники Украины. Научные интересы - физика плазмы и конденсированных сред.



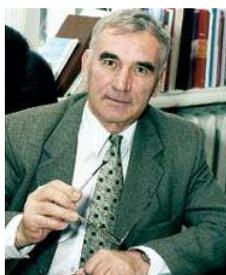
**Булавин Леонид Анатольевич** – Академик НАН Украины, академик АН ВШ Украины, доктор физико-математических наук, профессор. Создал научную школу нейтронной спектроскопии конденсированных сред. Член ассоциации деканов Европы. Заслуженный деятель науки и техники Украины.



**Залюбовский Илья Иванович** – Член-корреспондент НАН Украины, доктор физико-математических наук, профессор. Создал научную школу ядерной физики. Заслуженный деятель науки и техники Украины.



**Кириченко Валерий Григорьевич** – кандидат физико-математических наук, доцент. Научные интересы – физика твердого тела, физика сверхтонких взаимодействий, радиационное материаловедение.



**Неклюдов Иван Матвеевич** – Академик НАНУ, академик-секретарь Отделения ядерной физики и энергетики НАН Украины, доктор физико-математических наук, профессор. Создал научные школы физики радиационных явлений, физики прочности и пластичности материалов, радиационного материаловедения и физики твердого тела. Заслуженный деятель науки и техники Украины.



**Шиляев Борис Александрович** – кандидат технических наук, ведущий научный сотрудник ННЦ «ХФТИ». Научные интересы – физика радиационных явлений.