

60-летию Первой в мире АЭС посвящается

ПЕТЛЕВЫЕ ИСПЫТАНИЯ ТЕРМОЭМИССИОННЫХ ЭЛЕКТРОГЕНЕРИРУЮЩИХ КАНАЛОВ В РЕАКТОРЕ АМ

В.И. Ярыгин

ГНЦ-РФ ФЭИ им. А.И. Лейпунского.

249033, г. Обнинск Калужской обл., пл. Бондаренко, 1



Представлен краткий обзор результатов разработки и испытаний петлевых каналов с термоэмиссионными электрогенерирующими каналами (ЭГК) для космических ядерно-энергетических установок первого поколения («ТОПАЗ», «АКАЦИЯ» и др.) в реакторе АМ (Атом Мирный) Первой в мире АЭС с 1962 г. вплоть до вывода АЭС из эксплуатации в 2002 г. Описана инженерная инфраструктура петлевых установок в составе реактора АМ, обеспечивающая петлевые реакторные испытания различных ЭГК и ампульные материаловедческие испытания конструкционных и изоляционных материалов, а также топлива в составе ТВЭЛ. Проведен анализ решенных и отложенных технических проблем для учета в НИОКР термоэмиссионных ЯЭУ второго поколения.

Ключевые слова: ядерный реактор, термоэмиссия, петлевой канал, электрогенерирующий канал, реакторные испытания.

ВВЕДЕНИЕ

Реакторные испытания термоэмиссионных электрогенерирующих каналов (ЭГК) в составе петлевых каналов (ПК) в исследовательских реакторах были и остаются важнейшим этапом НИОКР в обоснование проектных решений ЭГК и активной зоны (а.з.) термоэмиссионного реактора-преобразователя (РП) ядерно-энергетических установок (ЯЭУ) различного назначения.

В ФЭИ НИОКР в области термоэмиссионного преобразования энергии начались в 1958 г. и были направлены на создание РП. Начало работ по созданию электрогенерирующего элемента (ЭГЭ) как основной части многоэлементного ЭГК было мотивировано появлением публикации в США, в которой исследователем из национальной Лос-Аламосской лаборатории Джорджем Гровером были описаны результаты реакторных испытаний ЭГК с «голым» эмиттером из топливной композиции на основе смеси карбида урана с карбидом циркония, с коллектором из нержавеющей стали и межэлектродной средой в зазоре (МЭЗ) между эмиттером и коллектором в виде паров цезия. Результаты Дж. Гровера впечатлили И.И. Бондаренко, он сразу же высоко оценил потенциальные возможности термоэмиссии в РП и сформулировал задачу повторить эксперимент Дж. Гровера [1].

Эта задача была успешно решена 12 апреля 1961 г. в ПК реактора БР-5 исследователями ФЭИ Ю.К. Гуськовым и В.Г. Петровским.

© В.И. Ярыгин, 2014



Рис. 1. Ю.К. Гуськов и В.Г. Петровский – ключевые специалисты, проводившие испытания ПК КЭТ-1 (канал экспериментальный термоэмиссионный)

Результаты первых испытаний КЭТ-1 показали следующие основные характеристики:

- электродная пара – $UC-ZrC$ в чехловой оболочке из $Mo-X18H10T$;
- температура эмиттера (T_E) ~ 1770 К;
- полная генерируемая электрическая мощность ($W_{эл.}$) – 4,7 Вт при средней плотности тока ~3,9 А/см²;
- ресурс – 65 часов.

Полученные при испытании КЭТ-1 результаты оказались столь привлекательными, что последующие организационно-технические решения и мероприятия в нашей стране фактически определили НИОКР и сроки создания термоэмиссионного РП «ТОПАЗ» (по теме «ТЭУ-5», далее «ТОПОЛЬ», далее «ТОПАЗ») мощностью 5 кВт_{эл}:

- июнь 1962 г. – постановление Правительства СССР с задачей выпуска эскизного проекта ЯЭУ «ТОПОЛЬ» в 1963 г. [2];

- 27 февраля 1963 г. – постановление ЦК КПСС и Совета министров СССР с решением о создании в ФЭИ Министерством среднего машиностроения комплекса для «наземных предполетных испытаний бортовых ядерных энергетических станций «ТЭУ-5» для системы управляемых спутников Земли», которое было выполнено в кратчайший 3-летний период строительством здания 224 с испытательным комплексом «ТОПАЗ»;

- 1 июня 1963 г. – приказ № 0033 по ФЭИ о «создании экспериментальной группы петли прямого преобразования».

В выпуске приказа № 0033, привязке ПК с термоэмиссионными ЭГК к реактору АМ, научном руководстве работами по созданию первых КЭТ и инженерной инфраструктуры, обеспечивающей испытания ПК, активное и конструктивное участие принимал И.И. Бондаренко. Руководством ФЭИ и И.И. Бондаренко была сформулирована задача петлевой группе – «в целях обеспечения выполнения работ по исследованию и отработке электрогенерирующих элементов и каналов установки «ТЭУ-5» и ЭРГ-300» и приняты следующие кадровые решения [3]:

- старшего инженера подразделения № 47 В.Г. Петровского назначить руководителем группы петли прямого преобразования;

- включить в состав петлевой группы инженера подразделения № 47 Е.Е. Сибира, инженера ОГМ А.Б. Полякова, старшего лаборанта подразделения № 50 Н.И. Ермолаева;

- возложить на здание 51 (Г.Н. Ушаков) обязанности по эксплуатации и обслуживанию петли прямого преобразования, выделив для этой цели пять операторов петли.

Руководители Первой в мире АЭС (АМ) Г.Н. Ушаков, А.Г. Коночкин, В.С. Северьянов, П.И. Штыфурко уделяли большое внимание обеспечению работы петлевой группы и проведению реакторных испытаний ПК с ЭГК для ЯЭУ различного назначения. Постепенно было освоено четыре ячейки а.з. реактора АМ и привле-

чено к работам по проведению испытаний и текущей эксплуатации инженерных систем ПК более 20-ти человек из штата здания 51. Была также укреплена специалистами собственно петлевая группа за счет введения в ее состав Н.Д. Шестоперова, А.В. Визгалова, М.М. Гайдина.

Следует отметить, что в ФЭИ, осуществляющем с первых дней проведение НИ-ОКР по программе создания ЯЭУ «ТЭУ-5» («ТОПАЗ»), постепенно сложились системная работа и соответствующие комплексные расчетно-экспериментальные, технологические, производственные технические методы и системы, реакторные методы испытаний и т.п., обеспечивающие практически полный цикл исследований и разработок в обеспечение проектных решений по ЯЭУ «ТОПАЗ» и других типов ЯЭУ в части физики термозмиссионного преобразования, нейтронно-физических характеристик а.з., оптимальных характеристик радиационной защиты, теплогидравлики активных зон и технологии натрий-калиевого жидкометаллического теплоносителя, технологии ЭГК, реакторных испытаний ЭГК и полномасштабных наземных прототипов ЯЭУ «ТОПАЗ», главным конструктором, которой было НПО «Красная Звезда» и по ЯЭУ «АКАЦИЯ» в составе межорбитального буксира «ГЕРКУЛЕС», главным конструктором которой было ОКБ-1 (РКК «Энергия») [4].

Фактически в ФЭИ сложилась уникальная Школа по прямому преобразованию, действующая и в настоящее время. На рисунке 2 показаны фотографии ключевых специалистов – основателей научной Школы прямого преобразования тепловой (ядерной) энергии в электрическую в ФЭИ и отрасли: А.И. Лейпунского, И.И. Бондаренко, В.Я. Пупко, В.А. Малых, В.И. Субботина.



Рис.2. Основатели научной Школы прямого преобразования:
А.И. Лейпунский, И.И. Бондаренко, В.Я. Пупко, В.А. Малых, В.И. Субботин

ТЕХНОЛОГИЧЕСКАЯ ИНФРАСТРУКТУРА РЕАКТОРА АМ, ОБЕСПЕЧИВАЮЩАЯ ПЕТЛЕВЫЕ ИСПЫТАНИЯ ТЕРМОЗМИССИОННЫХ ЭГК

Основными задачами реакторных испытаний ЭГК в составе ПК были и остаются регистрация и исследование электро- и теплофизических характеристик ЭГЭ/ЭГК различного типа, изучение влияния различных как измеряемых, так и неконтролируемых параметров и процессов на энергетические характеристики ЭГК и их ресурсную стабильность. Важнейшими задачами испытаний были поиск и отработка проектных решений в ЭГК, существенно увеличивающих ресурс и стабильность выходных характеристик, а также методов доказательства длительной ресурсоспособности ЭГК при реакторных испытаниях в составе ПК на укороченной временной базе.

В комплексе работ по подготовке испытаний ПК в реакторе АМ был осуществлен поиск ячейки а.з. и ее расположение, которое обеспечивало бы моделирование условий работы в составе ЯЭУ (рис. 3).

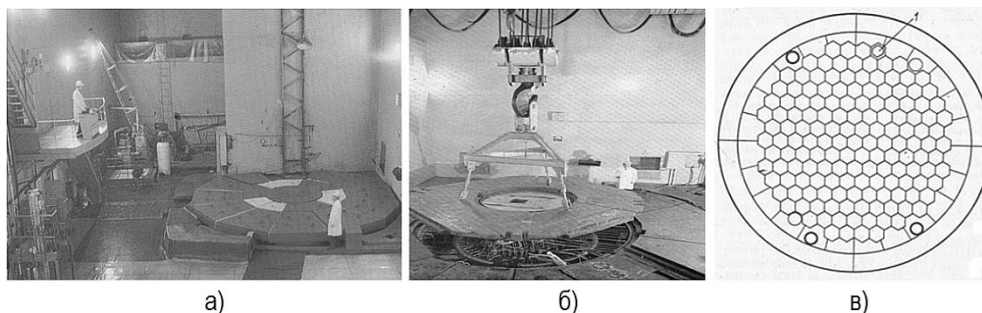


Рис.3. Размещение ячейки петлевых испытаний ЭГК в инженерной инфраструктуре и а.з. реактора АМ: а – реакторный зал Первой в мире АЭС; б – реактор АМ со снятой плитой радиационной защиты; в – схема а.з. с ячейками для размещения ПК (поз.1)

После первых удачных испытаний ЭГЭ в реакторе БР-5 (КЭТ-1) была разработана и изготовлена совместно с ОКБ-1 (РКК «Энергия») петлевая установка для реактора АМ, на которой, начиная с 1962 до 2001 гг., велись регулярные испытания ПК с термоэмиссионными ЭГК для ЯЭУ по программам создания «ТЭУ-5» («ТОПАЗ») в режимах относительно низкой энергонапряженности (температура эмиттера $T_E \leq 1600$ °С, плотность электрической мощности $W_{эл} = 1,5-2$ Вт/см², к.п.д. до 10%), «АКАЦИЯ» (ЭРГ-300) в режимах высокой энергонапряженности ($T_E \leq 2000$ °С, $W_{эл} = 5 - 7$ Вт/см², к.п.д. до 15 %) и других специальных программ.

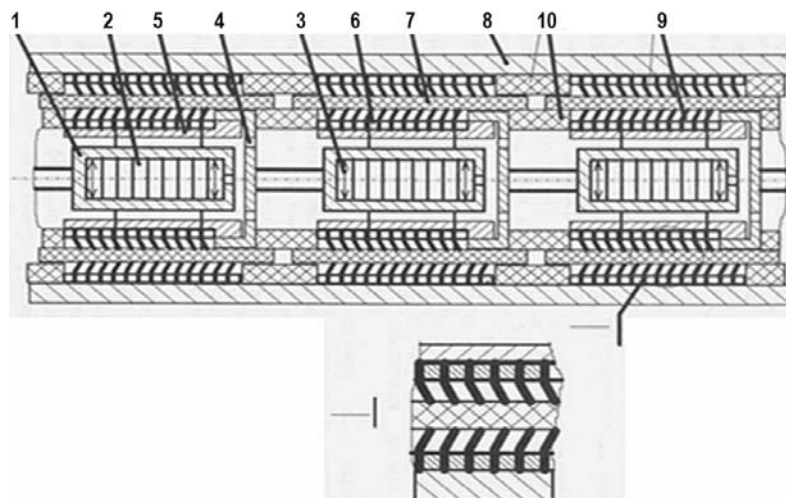


Рис. 4. Принципиальная схема ПК и термоэмиссионных ЭГК в обоснование ЯЭУ «ТЭУ-5»: 1 – ЭГК; 2 – топливный сердечник; 3 – упругие молибденовые компенсаторы; 4 – коммутационная перегородка между электродами; 5 – смежный коллектор; 6 – дистанционирующие штифты; 7 – керамическая изолирующая трубка (BeO); 8 – корпус ЭГК (ЭИ852); 9 – упругие элементы («керши») коллекторного пакета; 10 – керамические проставки (BeO)

Постепенно к моменту принятия решения в 1968 г. (КЭТ-21) о штатном исполнении ЭГК для первых опытных образцов наземных прототипов ЯЭУ «ТОПАЗ» были выработаны проектные решения по облику ПК (рис. 4) [7].

Петлевая установка имела водяное охлаждение, вакуумную, нагревательную и цезиевую системы, системы гермоводов и регистрации вольт-амперных характеристик ЭГЭ (ВАХ, система регистрации «Эхо») в статическом и импульсном режимах, систему регулирования температуры коллектора и давления

паров цезия в МЭЗ ЭГЭ/ЭГК и, тем самым, систему многопараметрической оптимизации и выбора режима работы ЭГК. Позднее (в 1965 г.) была сооружена еще одна петлевая установка для исследований энергонапряженных высокотемпературных (до $T_E \sim 2000^\circ\text{C}$) режимов ЭГК (программы создания ЯЭУ «АКАЦИЯ» и др.). Постепенно все четыре ячейки а.з., расположенные в зоне бокового отражателя реактора АМ, были заняты петлевыми установками для энергетических и материаловедческих ампульных исследований и испытаний ЭГК с различными проектными решениями, а также реакторных испытаний различных топливных композиций, конструкционных и электроизоляционных материалов. В качестве примера оригинального проектного решения по ЭГК ЯЭУ «ТЭУ-5» на рис. 4 приведена схема 3-слойного коллекторного пакета, в котором коллектор выполнен в виде упругого элемента (просечная трубка из ниобиевого сплава ВН-2, названная «ершом»), который по посадке вручную вставлялся в керамическую оболочку из BeO (так называемая «мокрая» электроизоляция ЭГЭ/ЭГК).

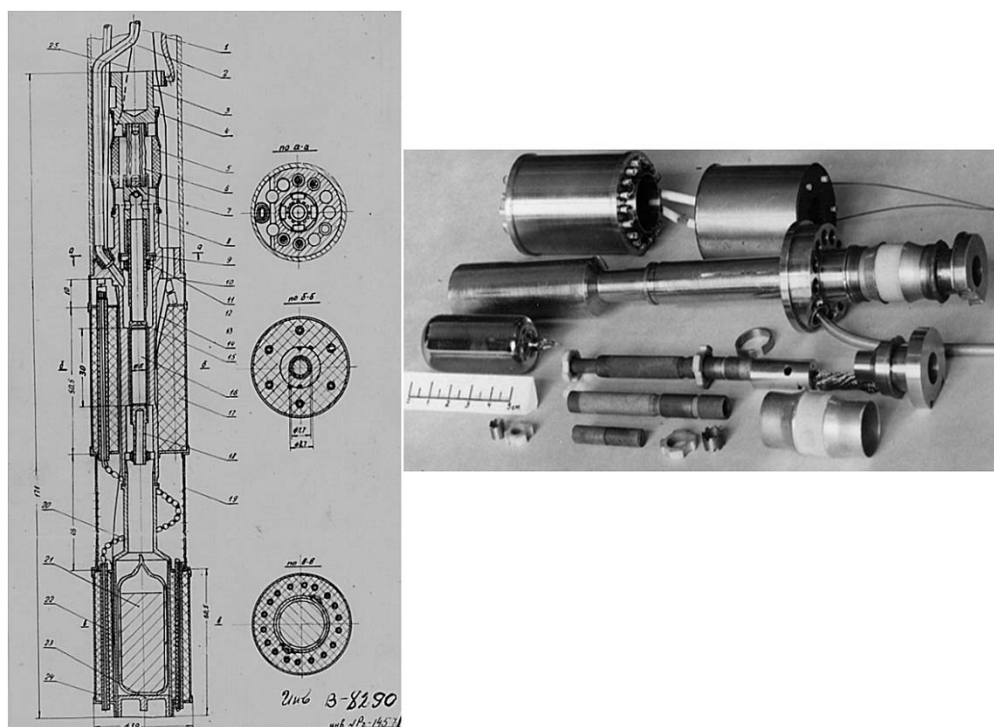


Рис 5. Однотельный ЭГЭ с эмиттером на основе смеси 2%UC+80% ZrC с оболочкой из графита, покрытой карбидом ниобия. Анод – 1X18H10T. МЭЗ – 0,5 мм: 1 – переходник; 2 – трубка; 3 – переходник; 4 – кольцо; 5 – изолятор; 6 – провод; 7 – переходник; 8 – анод; 9 – кольцо; 10 – экран; 11 – изолятор; 12 – втулка; 13 – переходник; 14 – термопара; 15 – катод; 16 – активный сердечник; 17 – втулка охлаждения; 18 – пробка катода; 19 – экран; 20 – термостат; 21 – ампула; 22 – термопара; 23 – дно термостата; 24 – печь термостата; 25 – термопара

От первых достаточно наивных, по сравнению с сегодняшними знаниями и решениями, но пионерских(!) проектных решений по ЭГЭ/ЭГК (рис.5, 6) [5] шли системные НИОКР по физике термоэмиссионного преобразования, по физике РП, радиационной защите, по теплогидравлике РП и технологии теплоносителя, системам обеспечения радиационной и ядерной безопасности, автоматизации измерений, проектные работы по ЭГК, РП и ЯЭУ в кооперации с главными конструкторами ЯЭУ «ТОПАЗ» (НПО «Красная Звезда») и космического аппарата (позднее КА получил название «ПЛАЗМА-А», КБ «Арсенал»).

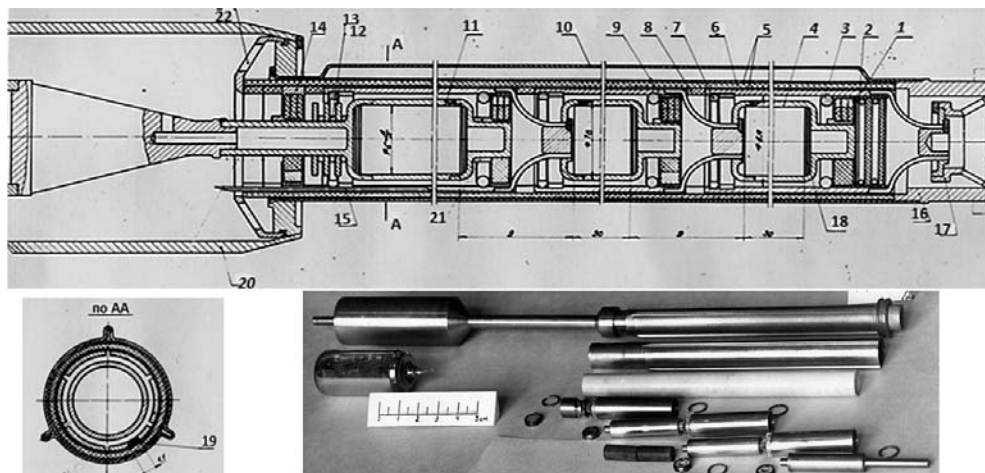


Рис.6. Трехтвэлный ЭГЗ: катодный узел – $\text{Mo} + \text{UO}_2$ (90 %-го обогащения U^{235}); анод – Mo ; электроизоляция – BeO ; чехол – 1X18H10T ; межэлектродная коммутация – титановая проволока ($\varnothing 0,3\text{мм}$): 1 – анод концевой; 2 – пакет экранирующий; 3 – кольцо; 4 – анод (катод); 5 – контактный подслой; 6 – трубка; 7 – кольцо; 8 – кольцо; 9 – пакет центрирующий; 10 – чехол; 11 – катод; 12 – кольцо; 13 – экран; 14 – пакет центрирующий; 15 – микротермопара; 16 – втулка; 17 – токоподвод; 18 – экран; 19 – микротермопара; 20 – ампула; 21 – втулка; 22 – шайба

В ходе этих НИОКР отработывалась конструкция ПК, шел поиск и верификация проектных решений в ЭГК по программам «ТОПОЛЬ» и «АКАЦИЯ» в реакторе АМ в части технологии эмиттерных узлов, коллекторных пакетов (3-слойного и 5-слойного), системы дистанционирования электродов, систем подачи паров цезия в МЭЗ и других. В ходе НИОКР были не только заложены основы технологии изготовления ЭГЗ/ЭГК, но и реализованы для ПК и РП «ТОПАЗ» (семь наземных прототипов ЯЭУ (рис. 7) плюс два образца для ЛКИ в составе КА «ПЛАЗМА-А», которые были запущены в 1987 г.).

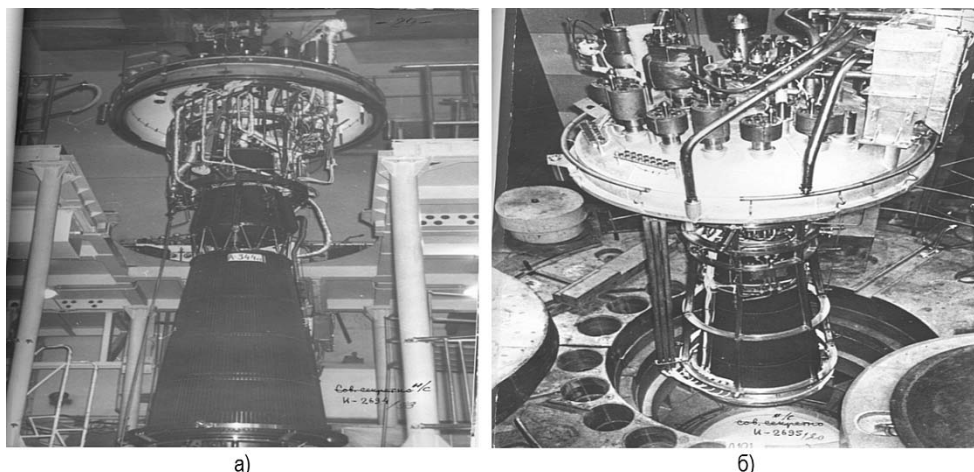


Рис. 7. Первый наземный прототип ЯЭУ «ТОПАЗ» (изделие 4Y-100-4C) на ступе общей сборки (а) и в процессе установки (б) в вакуумную камеру испытательного комплекса (здание 224) 10 апреля 1970 г. [5]

В общей сложности было изготовлено и испытано 114 ЭГК и 14 электрогенерирующих пакетов (групповые испытания ЭГК) для реакторных испытаний в АМ в составе КЭТ, изготовленных в количестве 104 шт., включая теплоэлектрофизические макеты, такие, как стенды для макетных физсборок (рис. 8а) и изучения

электрических пробойных явлений в ЭГК (рис. 8б), т.е. рабочих процессов, в которых электрической прочности ЭГК уделялось особое внимание [5].

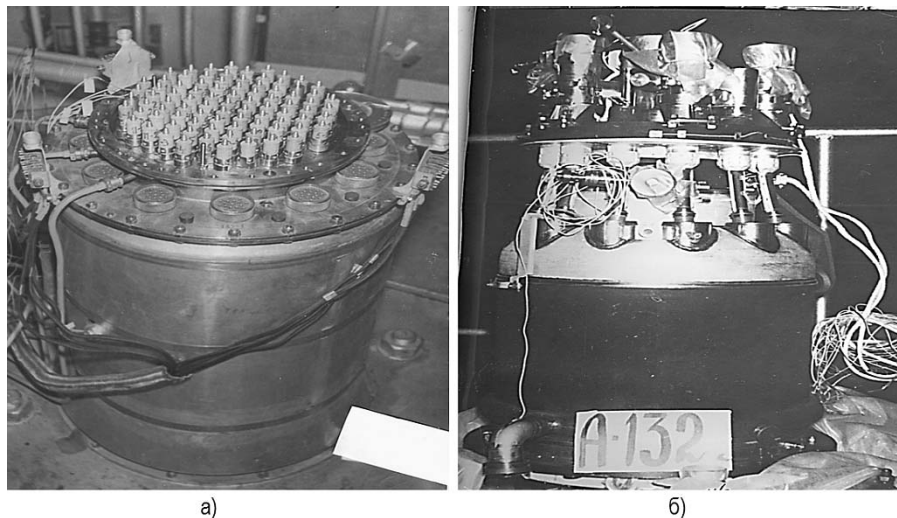


Рис. 8. Стенд для макетных физборок (а) и имитатор энергоблока ЯЭУ «ТОПАЗ» для исследований пробойных явлений в макетах ЭГК (б)

Реакторные испытания ПК (КЭТ) обеспечивались рядом технологических систем в составе петлевых установок реактора АМ, важнейшими из которых являлись технологическая газовакуумная система и система анализа выходящих из ЭГК газообразных продуктов деления, детально описанные в [6].

Следует отметить успешные решения в реакторе АМ сложных проблем теплогидравлики петлевых установок. Теплоносителем в реакторе АМ была вода при высоких давлениях (примерно 15 МПа) и температуре (до 320 °С). Значительный перепад температуры между водой реактора АМ и наружным корпусом ЭГК относительно легко создавался и регулировался небольшим газовым зазором между чехлом и системой теплосброса ПК. По функциональному назначению системы (или контура) охлаждения петлевых установок можно разделить на две части: контур охлаждения ПК и контур охлаждения вспомогательного оборудования.

В реакторе АМ при условии использования его теплоносителя могла протекать значительная часть тепла на ПК от графитовой кладки реактора, имеющей высокую температуру (в режиме тепловых испытаний 290 – 300 °С). Снижение расхода или прекращение циркуляции воды в реакторе могло бы привести к резкому перегреву ПК, превращению в пар остатков воды в теплообменной части ПК и возникновению в нем аварийной ситуации. Поэтому наиболее целесообразным решением оказалось создание самостоятельного водяного контура охлаждения ПК на базе наиболее надежной системы системы охлаждения регулирующих органов (СУЗ) реактора АМ. В качестве теплоносителя использовалась дистиллированная вода при температуре 10 – 70 °С, давлении примерно $4 \cdot 10^5$ Па (6 атм.) с расходом на один ПК 1 – 1,2 м³/ч, что обеспечило температуру наружной стенки ПК примерно на 20 °С выше температуры воды. Контур запитывался от коллектора системы СУЗ и сбрасывал нагретую воду в сборный коллектор, температура воды в котором была в интервале 10 – 40 °С. Индивидуальный контур и возможности замеров расхода и подогрева воды обеспечили измерение тепловой мощности ЭГК простым теплотех-

ническим способом. Имитация условий теплосъема проектируемых энергонапряженных РП осуществлялась созданием застойных зон жидкометаллических теплоносителей (NaK или Li) вокруг корпуса ЭГК [6].

Полученный опыт создания петлевых установок и петлевых испытаний ЭГК в составе реактора АМ, безусловно, будет полезен при создании и испытаниях ПК в исследовательских реакторах нового поколения, в том числе для реконструируемого испытательного комплекса «ТОПАЗ» (здание 224).

ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ПЕТЛЕВЫХ ИСПЫТАНИЙ ТЕРМОЭМИССИОННЫХ ЭГК РАЗЛИЧНОГО НАЗНАЧЕНИЯ В РЕАКТОРЕ АМ

Результаты петлевых испытаний ЭГК по программе «ТОПОЛЬ», позволившие принять решение по базовой схеме ЭГК для ЯЭУ «ТОПАЗ», детально описаны в [5].

К 1966 г. был создан и испытан штатный многоэлементный (с геометрически профилированными длинами ЭГЭ) ЭГК реактора «ТЭУ-5» (КЭТ-16), результаты испытаний которого показали стабильность выходных характеристик ЭГК на временной базе 1271 час и подтвердили правильность заложенных в расчет РП нейтронно-физических и электротехнических характеристик (включая базу данных о вольтамперных характеристиках ТЭП/ЭГЭ), полученных на вне-реакторной электрофизической базе лабораторий «Физики ТЭП» Ю.К. Гуськова и «Физико-технической лаборатории» И.Н. Прилежаевой [5].

В 1968 г. проведены длительные (в соответствии с ТЗ) реакторные испытания штатного для реактора «ТЭУ-5» ЭГК в течение более 2166 часов (КЭТ-21), в ходе которых средняя плотность электрической мощности составила величину $W_{эл} = 2 - 2.3 \text{ Вт/см}^2$ (при максимальной температуре эмиттера 1600 °С). Собственно говоря, результаты испытаний КЭТ-21 стали основой для принятия решений об изготовлении первого наземного прототипа изделия 4Я100-4С [5].

Результаты испытаний ПК с ЭГК в энергонапряженных режимах для ЯЭУ типа «АКАЦИЯ» и других перспективных проектов ЯЭУ второго поколения представлены в работах [6, 8] (КЯЭУ первого поколения относятся ЯЭУ «БУК» с термоэлектрическими и «ТОПАЗ» с термоэмиссионными преобразователями).

Следует отметить, что проблема достижения в соответствии с ТЗ достаточной ресурсоспособности решена только для ЯЭУ первого поколения. Технические требования к ЯЭУ второго поколения в части необходимости достижения ресурса 7 – 10 лет, увеличения выходной электрической мощности до 50 – 1000 кВт (при выходном напряжении около 120 В) до настоящего времени не удовлетворены в полном объеме [8] из-за процессов влияния газообразных и летучих продуктов деления в схемах ЭГК с совмещенными полостями ТВЭЛ и МЭЗ. В КЭТ-85, 86 и 87 была попытка разделить эти полости путем введения в конструкцию этих ЭГК так называемого газоотводного тракта (ГОТ) [6]. Однако негерметичный в отношении разделения полостей ТВЭЛ и МЭЗ ГОТ желаемого результата по увеличению ресурса ЭГК не дал.

Эта отложенная задача может быть решена в модернизированных схемах ЭГК с герметичным ГОТ для ЯЭУ второго поколения в реакторных испытаниях ПК модернизированной конструкции, разработанной И.Х. Меркурисовым с коллегами, проводимых в настоящее время в ОАО «ИРМ» (г. Заречный) в реакторе ИВВ-2М [9].

Завершая описание достигнутых результатов реакторных испытаний ПК с ЭГК различного типа в реакторе АМ, следует отметить, что по результатам испытаний и послереакторной разделки испытанных ЭГК в «горячей» лаборатории ФЭИ выпущено примерно 700 научно-технических отчетов, в которых обоснованы следующие основные результаты:

- каждый реакторный эксперимент был использован для проектных работ по совершенствованию конструкции и технологии изготовления постоянно модернизируемых ЭГК и КЭТ для ЯЭУ «ТОПАЗ», «АКАЦИЯ» и других РП;
- в реакторных испытаниях ПК типа КЭТ удалось воспроизвести штатные условия работы ЭГК в составе ЯЭУ (кроме влияния водорода из гидридциркониевого замедлителя в схемах ЯЭУ на промежуточных нейтронах);
- была окончательно определена технология изготовления ЭГК, его тепло и электрофизические параметры, геометрические размеры элементов конструкции для получения требуемых к.п.д. и ресурса (в соответствии с ТЗ на ЯЭУ первого поколения), а также уточнены данные расчетов;
- изучен широкий спектр режимов и параметров работы ЭГК, установлено отрицательное влияние на выходные характеристики и их ресурсную стабильность ГПД (радионуклиды K_g, Xe и др.) и ЛПД (летучие соединения урана из топливного сердечника ТВЭЛ/ЭГК) в ЭГК с совмещенными полостями ТВЭЛ и МЭЗ;
- использование осветляющих (медных и др.) покрытий на электродах, уменьшающих приведенную черноту систем эмиттер-коллектор и необратимые излучательные тепловые потери, повышающие к.п.д., требует продолжения исследований в ЭГК для ЯЭУ второго поколения;
- обнаружено изменение теплопроводящих свойств в смесях тяжелых и легких газов в малых и протяженных зазорах в ЭГК и КЭТ, причиной которого является термодиффузионное расслоение газов; рекомендованы проектные решения для создания в ЭГК/КЭТ требуемых температурных градиентов;
- с помощью экспериментальных данных исследований и испытаний ЭГК/КЭТ верифицированы расчетные методики и коды;
- смоделирован быстрый выход на рабочий режим ЭГК и его автономный режим (без внешней вакуумной откачки МЭЗ), получены экспериментальные результаты, важные для обеспечения ресурсной стабильности выходных характеристик ЭГК для ЯЭУ второго поколения;
- доказана возможность использования в качестве электрической нагрузки для ЭГК и ЭГП электрического двигателя и аккумуляторной батареи;
- установлена нежелательная возможность изменения электрического сопротивления изоляции ЭГК в рабочих условиях, что потребовало соответствующих проектных и расчетных решений в обоснование проектных характеристик ЭГК и ЯЭУ;
- решены вопросы обеспечения безопасной радиационной обстановки на всех этапах испытаний КЭТ, а также хранения ГПД и ЛПД в предварительно вакуумированных малых газгольдерах при текущей эксплуатации и ремонте оборудования петлевых установок реактора АМ;
- петлевая установка реактора АМ в течение 40-летней эксплуатации претерпела ряд конструктивных усовершенствований и перестроек рабочих помещений (совместно с ОАО «ГСПИ»), результатом которых достигнута оптимальная в реакторе АМ компоновка четырех действующих, в том числе одновременно, петлевых установок с рациональным размещением оборудования, измерительных и операторских пультов.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Бесценный опыт создания, эксплуатации петлевых установок реактора АМ, а также результаты более 100 реакторных испытаний ЭГК в составе КЭТ различного назначения будет несомненно использован при создании исследовательских реакторов и в проектных работах по разработке ЭГК для термоэмиссионных ЯЭУ второго поколения различного назначения.

Осталась нерешенной проблема обеспечения стабильности и ресурсоспособности выходных электрических характеристик ЭГК с совмещением полостей ТВЭЛ и МЭЗ на временную базу более одного года.

Литература

1. Пупко В.Я. История работ по летательным аппаратам на ядерной энергии для космических и авиационных установок в ГНЦ РФ-ФЭИ: 2-е изд. - Обнинск: ФЭИ. -2002. -72с.
2. Грязнов Г.М. Космическая атомная энергетика и новые технологии (Записки директора). М.: Издательство ФГУП «ЦНИИ Атоминформ». - 2007. -136 с.
3. Архивный фонд ФЭИ, инв. №224/02.02 -34/114 от 26.02.2014 г.
4. Синяевский В.В. Научно-технический задел по ядерному электроракетному межорбитальному буксиру «Геркулес». //Космическая техника и технологии. -2013. - Вып.3. - С. 25-45.
5. Раскач Ф.П. История разработки и создания ядерно-энергетической установки «ТЭУ-5» с термоэмиссионным реактором-преобразователем. - ФЭИ. -1970. -92 с. -архивная единица хранения №2380.
6. Синяевский В.В. Методы и средства экспериментальных исследований и реакторных испытаний термоэмиссионных электрогенерирующих сборок. М.: Энергоатомиздат. -2000. -375 с.
7. Бологов П.М., Визгалов А.В., Меркурисов И.Х., Ярыгин В.И. Разработка и исследование термоэмиссионных электрогенерирующих каналов. / Труды ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского. М.: ЦНИИ Атоминформ. - С.291-309. - 1996. - 560 с.
8. Савлов Н.А., Купцов Г.А., Русанов А.Е. Разработка и экспериментальное обоснование конструкции и технологии ЭГК повышенной эффективности и ресурса. В «Избранных трудах ФЭИ 1996 г.» Обнинск: ФЭИ. -1997. - С.193-199. - 200 с.
9. Ярыгин В.И. Ядерная энергетика прямого преобразования в космических миссиях XXI в. // Известия вузов. Ядерная энергетика. №2. - 2013. С. 5-20.

Поступила в редакцию 01.07.2014 г.
(текст приводится в авторской редакции)

Автор

Ярыгин Валерий Иванович, главный научный сотрудник
отделения космических энергетических систем, доктор техн. наук, профессор
E-mail: ecs@ipre.ru

UDC 621.039.566.2(09)

LOOP TESTS OF THERMIONIC FUEL ELEMENTS IN THE AM REACTOR

Yarygin V.I.

Federal State Unitary Enterprise «State Scientific Centre of the Russian Federation
Institute for Physics and Power Engineering n.a. A.I. Leypunsky».
1, Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

ABSTRACT

Reactor tests of thermionic fuel elements (TFE) in the loop channels in test reactors have always been and remain an important step in justification of TFE and core design solutions for thermionic reactors (TR) of nuclear power systems (NPS) of various applications. Consideration is given to the results of reactor tests of TFEs inside the loop channels in the core of the World's First AM Nuclear Power Plant, which in June 2014 celebrates its 60-th anniversary since its commissioning. These results were obtained in the course of over 100 loop tests conducted during the process of designing and development of thermionic reactors under the program of research and development of space NPSs of the first generation, like TOPAZ,

AKATSIYA, etc. The principal unresolved problems were stated and recommendations on their solution were given in the studies dedicated to development of space NPSs of the second generation, with the TR extended lifetime and improved value of the output electric power.

The description is given of the AM reactor technological infrastructure that allowed for the TFE loop tests. The profiles of initial and follow-up loop channel and TFE design solutions are considered for various projects of thermionic reactor designs. Special attention is paid to electro-physical and endurance characteristics of tested TFEs with various design solutions for NPSs of the first and second generations.

The analysis of design solutions and reactor test results for multi-element TFEs in NPSs of various applications made it possible to formulate the following principal conclusions:

- invaluable experience of development and operation of AM reactor loop installations and the results of over 100 TFE reactor tests in these loops will certainly be used when designing test reactors and TFEs for thermionic NPSs of the second generation and various applications;
- there is still an unresolved problem of how to provide a stable and long-life-time output electrical performance of TFEs, with merging the cavities of fuel elements and inter-electrode gaps, for the time period of over a year.

Key words: nuclear reactor, thermionic, loop channel, thermionic fuel element, reactor test.

REFERENCES

1. Pupko V.Ya., History of Activities Dedicated to Nuclear-Powered Aircraft Development for Space and Aviation Systems at the SSC RF-IPPE. 2-nd edition. Obninsk. IPPE Publ., 2002, 72 p. (in Russian).
2. Gryaznov G.M., Space Nuclear Power and New Technologies (Directors Notes). Moscow. FSUE «TSNII Atominform» Publ., 2007. 136 p. (in Russian).
3. IPPE Archive Fund, record №224/02.02-34/114 as of 26.02.2014 (in Russian).
4. Sinyavsky V.V. Advanced Scientific and Technological Development Results on Nuclear Electric Propulsion Orbital Transfer Vehicle «Hercules». *Space Engineering and Technology*. 2013, no. 3, pp. 25-45.
5. Raskach F.P. History of Development and Construction of the Nuclear Power System TEU-5. Obninsk. IPPE Publ., 1970, 92 p. Archive Item №2380 (in Russian).
6. Sinyavsky V.V., Methods and Tools for Experimental Studies and Reactor Tests of Thermionic Fuel Elements. Moscow. Energoatomizdat Publ., 2000. 375 p. (in Russian).
7. Bologov P.M., Vizgalov A.V., Merkurisov I.Kh., Yarygin V.I. Research and Development of Thermionic Fuel Elements. SSC RF IPPE Proceedings «State Scientific Centre of the Russian Federation Institute for Physics and Power Engineering n.a. A.I. Leypunsky». Moscow. TSNII Atominform Publ., 1996, pp. 291-309, 560 p. (in Russian).
8. Savlov N.A., Kuptsov G.A., Rusanov A.E. Development and Experimental Justification of the TFE Design and Technology with Improved Performance and Life-Time. In «The IPPE Selected Proceedings of 1996». Obninsk. IPPE Publ., 1997, pp. 193-199, 200 p. (in Russian).
9. Yarygin V.I. Direct Conversion Nuclear Power in Space Missions of the XXI Century. *Izvestiya Vuzov. Yademaya Energetika*. 2013, no. 2, pp. 5-20.

Author

Yarygin Valerij Ivanovich, Chief Scientist, Dr. Sci. (Engineering), Professor
E-mail: ecs@ippe.ru