

пасности, оптимизацию принципиальных схем и резервирование для новых энергоустановок, обоснование ремонтного цикла на стадиях проектирования, методы проектирования надежности средств защиты и управления.

На секции «Оборудование АЭС» были заслушаны два доклада. В докладе А. И. Клемина, Е. Ф. Полякова (НИКИЭТ) сообщалось о разработке руководящего технического материала, предназначенного для расчета показателей структурной надежности блока АЭС, его частей и отдельных систем, в том числе систем безопасности на этапе проектирования. Под структурной понимается надежность структурной схемы блока АЭС, его части или системы при заданных показателях надежности составляющих элементов, известных функциональных связей между ними и принятой стратегии планово-предупредительных ремонтов. В разрабатываемом материале содержатся определения, формулы и рекомендации расчета. Рекомендации по расчету надежности таких специфических систем, как СУЗ, система КИПиА, а также систем безопасности, приводятся отдельно. В основу материалов положены аналитические методы современной теории надежности с использованием аппарата минимальных се-

чений сложных систем. Расчеты по этой методике позволяют на этапе проектирования оценить уровень структурной надежности, выявить слабые места, выбрать надлежащее резервирование оборудования, распределить требования к надежности АЭС по составляющим элементам, оценить надежность различных вариантов структурного выполнения АЭС.

В докладе В. Д. Михайлова и др. (НПО «Энергия») рассмотрено обеспечение качества и достоверности информации, которая в дальнейшем может быть использована при оценке надежности в проектных разработках, изготовлении, ремонте и эксплуатации оборудования АЭС. Первый опыт сбора информации показал полезность и актуальность этих работ и необходимость дальнейшего развития. В докладе обсуждались совершенствование и автоматизация процесса сбора, накопления и обработки данных, а также перспективы более эффективного их использования.

На секции были определены темы дальнейших работ. Труды семинара будут опубликованы.

ГОЛУБЕВА Т. А.

4-й Всесоюзный семинар по высокотемпературной энергетике

Тематика и задачи семинара, проходившего в конце марта 1979 г. в ИАЭ им. И. В. Курчатова, были определены во вступительном слове Н. Н. Пономарева-Степного, который отметил необходимость целенаправленного изучения различных научных и инженерных аспектов, связанных с высокотемпературными газоохлаждаемыми реакторами на тепловых (ВТГР) и быстрых нейтронах (БГР), обоснования, уточнения их характеристик в связи с проектированием первых опытно-промышленных установок.

Наиболее интересным на пленарном заседании было сообщение Н. И. Тихонова о сооружении, характеристиках и первом этапе эксплуатации высокотемпературной гелиевой реакторной петли ПГ-100, пущенной в ИАЭ им. Курчатова в декабре 1978 г. Петля, суммарная мощность которой 0,7 МВт (0,3 МВт — твэлы), рассчитана на работу при температуре до 900 °С и давлении до 100 кгс/см². Несмотря на ~300 единиц арматуры, 3 тыс. сварных соединений, notevole уплотнение крышек газодувок, утечка гелия из контура составляла 0,3%/сут, что существенно ниже проектного.

Перспективы и возможности использования ВТГР для теплоснабжения рассматривались в докладе Э. К. Назарова и др. Были проанализированы причины, ограничивающие возможности использования ядерных источников теплоснабжения в сочетании с традиционными системами транспортировки тепловой энергии, намечены пути преодоления этих ограничений за счет создания атомных станций дальнего теплоснабжения мощностью 10—15 ГВт (тепл.) с высокотемпературными реакторами и хемотермическими системами передачи тепловой энергии рассредоточенным потребителям на расстоянии до 150—200 км. Одна из наиболее перспективных систем основана на освоении в химической промышленности в крупных масштабах процесса высокотемпературной (~800 °С) каталитической конверсии метана. Результаты успешной разработки катализаторов метанирования для хемотермических нагревательных аппаратов позволяют надеяться на обеспечение высокого температурного уровня (до 650—700 °С).

Выбор схемы и мощности атомных энерготехнологических станций различного назначения на базе ВТГР показал, что оптимальное соотношение в выработке электроэнергии и технологического тепла в широком диапазоне варьируемых технико-экономических параметров составляет 1-2/1. Необходимость бесперебойного энергоснабжения отдельных потребителей энергии приводит к созданию промышленных атомных энерготехнологических станций,

состоящих из не менее чем двух блоков. Для отдельных блоков целесообразно число петель тепловода от 4—8 до 12 с некоторым резервом по мощности отдельной петли.

Проекту опытно-промышленной станции на базе БГР мощностью 300 МВт(эл.) был посвящен доклад В. К. Уласевича и др. Были отмечены такие важные особенности БГР-300, как интегральная компоновка оборудования первого контура в корпусе высокого давления из предварительно-напряженного железобетона, стержневые твэлы с высокой объемной энергонапряженностью, турбинное оборудование на стандартные высокие параметры пара (170 кгс/см², 530 °С), высокое давление гелия в первом контуре (160 кгс/см²). В случае полной разгерметизации первого контура предусмотрено использование специальной защитной оболочки, рассчитанной на давление 3 кгс/см², и системы аварийного охлаждения активной зоны (4 × 50%). Как показали исследования, АЭС с БГР-300 имеют преимущества по сравнению с базирующимися на реакторах-размножителях другого типа. Сравнение реакторов-размножителей на основе гелиевого, натриевого и диссоциирующего теплоносителей показало важность таких характеристик, как удельная загрузка и удельное годовое потребление плутония (на этапе ускоренного ввода) и показателей наработки избыточного плутония.

Конструкция ВТГР (31 доклад). В настоящее время установлена возможность создания газотурбинных установок мощностью до 10 ГВт(эл.), в то же время по технико-экономическим соображениям целесообразная предельная мощность турбокомпрессорных блоков таких установок составляет ~2 ГВт(эл.). Экспериментальные исследования подтвердили возможность разработки надежных и экономичных подшипниковых и уплотнительных узлов гелиевых газотурбинных установок.

Одним из наиболее ответственных узлов является парогенератор. В одном из докладов приводились результаты экспериментальных исследований теплогидравлических параметров парогенератора на однотрубной модели при натурных значениях перегретого пара ($P_{пл} \sim 170$ кгс/см², $T_{пл} \sim 540$ °С). Сравнительные исследования теплогидравлических характеристик многозаходного и модульного вариантов выявили применительно к опытно-промышленной установке ВГР-50 эффективность модульного варианта. Оценена долговечность испарительного элемента при полученном в опытах температурном режиме витового змеевика в зоне ухудшенного теплообмена, которая составила

~5·10⁴ ч. Намечен переход к испытанию модулей парогенератора на создаваемом гелиевом стенде мощностью 6—8 МВт. Для ВГР-50 и БГР-300 рекомендуется использовать парогенераторы змеевикового типа с радиусом навивки 5—8 диаметров труб, собранных из отдельных гирлянд. Критическое паросодержание на экспериментальных установках с натриевым обогревом для змеевиковых поверхностей составило 0,9, что существенно превышает соответствующие значения для прямотрубных поверхностей (~0,6).

Экспериментально изучена механика засыпки шаровых твэлов, определены оптимальная геометрия днища активной зоны с такими твэлами, профили скорости их движения для различных конфигураций ограничивающих поверхностей, намечены пути уменьшения усилий ввода погружных компенсирующих стержней СУЗ при засыпке. Применительно к ВТГР с циркулирующими шаровыми твэлами экспериментально показано, что радиальному выравниванию профиля их движения способствуют увеличение числа выгрузных отверстий, уменьшение числа пилонов, выступающих из отражателя в активную зону, создание на внутренней поверхности отражателя полусферических выступов и др. Как установлено на экспериментальном стенде с мечеными макетами шаровых твэлов, в проходах между пилонами создаются застойные зоны, скорость движения твэлов в которых более чем в 3 раза меньше по сравнению со средней для активной зоны.

Программой экспериментальной отработки твэлов на имеющихся и создаваемых реакторных каналах предусмотрена возможно более полная имитация таких параметров, как объемное энергораспределение, выгорание, напряжение, температура, радиационная повреждаемость и т. п. Приведены экспериментальные зависимости утечки газообразных продуктов деления как функции температуры и выгорания топлива, экспериментально проверены различные модели их выхода из микротвэлов ВТГР. Наилучшее совпадение с экспериментом дает дефектно-ловушечная модель. На основании динамики выхода ^{85,87,90}Kr определено, что основным является механизм ядер отдачи (до 800°С) и миграционные процессы, идущие в покрытии, которые загрязнены делящимся материалом (1000—1400°С).

Особую важность приобретает контроль за попаданием воды в первый контур в аварийных ситуациях в связи с положительным «водяным» коэффициентом реактивности ВТГР. В докладе О. М. Тракуева приведен оригинальный метод индикации резкого изменения влажности инертных газов, представлены результаты испытания лабораторных образцов индикаторов, использующих принцип потенциометрии электрохимического элемента с твердым электролитом с демпфированием одного электрода. При 700—800°С регистрируемое парциальное давление кислорода в газовой смеси составляет 10⁻⁷ кгс/см² и выше.

Рассмотрение вариантов компоновки корпусов высокого давления, например таких, как планетарная, показало, что наиболее экономичной и надежной является интегральная с размещением основного оборудования первого контура в едином корпусе высокого давления, размер которого (диаметр и высота) может достигать 30 м и более. Затраты на такие корпуса примерно равны соответствующим затратам на металлические корпуса реакторных установок с водяным теплоносителем с учетом затрат на их эксплуатацию, в том числе контроль. Применительно к АЭС с БГР-300 на моделях крупного масштаба отработаны отдельные вопросы технологии возведения корпусов из предельно напряженного железобетона. Оригинальная технология предложена для предварительного напряжения цилиндрических конструкций, возведения герметизирующей оболочки для многопустотного корпуса опытно-промышленной атомной энерготехнологической станции ВГ-400. Подтверждена работа таких корпусов в упругой области, в том числе при циклическом нагружении свыше 1000 циклов.

Часть докладов была посвящена высокотемпературным ядерным реакторам, основанным на использовании твер-

дого и жидкосолевого теплоносителя, газофазным, а также термоядерным реакторам.

Нейтронно-физические характеристики высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов (30 докладов). На семинаре приводились характеристики быстрого реактора-размножителя с гелиевым теплоносителем со стержневыми твэлами на основе нитридного топлива (U, Pu) N¹⁵ мощностью 4300 МВт (тепл.), 1600 МВт (эл.) (доклад Н. Н. Пономарева-Степного и др.). Конструктивное решение принято аналогичным БГР-300. Нитридное топливо по сравнению с окисным (U, Pu) O₂ характеризуется более высокой плотностью, меньшим замедлением и поглощением нейтронов, более высокой теплопроводностью. Преимущество такого топлива позволяют создать реактор-размножитель с более высоким коэффициентом воспроизводства (~1,85) и временем удвоения топлива ~3,5 года при давлении гелия в первом контуре ~16 МПа и ~3 года при 25 МПа. Об экспериментальных исследованиях по быстрому газоохлаждаемому реактору на критическом стенде КОБРА сообщалось в докладе М. Ф. Троянова и др. В большинстве случаев отмечается хорошее согласие расчетных и экспериментальных данных.

Анализ результатов расчетов основных физических характеристик топливных композиций ВТГР по программам HEKТАР (СССР) и WIMS-D (Великобритания) показал, что для тепловой области энергии нейтронов отмечается согласие расчетов. Описана методика определения эффективных резонансных интегралов захвата в ²³⁸U и деления ²³⁵U, измерено распределение микротвэлов по массе, определены эффективные интегралы для микротвэлов с наиболее вероятной массой. Отмечалось, что наименее чувствительны к поглощающим примесям в графите топливные циклы ВТГР с отношением ядер замедлителя к ядрам топлива ~350—400 и высоким начальным обогащением. Исследованы возможности использования критической сборки для определения состава шаровых твэлов ВТГР — исходное количество делящегося вещества в твэлах, выгорание, наличие поглотителя (бора) в поглощающих элементах и др. Отмечено, что на основе бериллиевого или гидридциркониевого замедлителей могут быть созданы критические сборки, обеспечивающие наиболее высокую чувствительность контроля состава шаровых твэлов и поглощающих элементов ВТГР. Экспериментальные исследования на критической сборке и анализ погрешностей позволили установить пределы чувствительности предложенного метода на уровне 20 мг ²³⁵U.

Теплофизика ВТГР (30 докладов). Анализ теплофизики на данном этапе развития расчетно-теоретических и экспериментальных работ был дан В. Н. Крымасовым. В докладе Е. Г. Барышева и др. приведены результаты экспериментальных исследований, в которых получены данные о тепловой стабилизации потока в пристеночной области и обобщенные критериальные зависимости для расчета стабилизации теплоотдачи в реакторах с шаровыми твэлами. С. В. Поповым представлены результаты расчетных исследований теплофизики ВТГР с шаровыми твэлами на основе оригинальных программ в R — Z-геометрии, изучено влияние геометрии нижней части активной зоны на поле скорости теплоносителя, температуры гелия и топлива. Рассмотрен температурный режим в зоне встречи основного потока теплоносителя и потока из канала выгрузки твэлов, оценены расположение и размер этой зоны. Влияние анизотропности материала твэла, переносности коэффициента теплоотдачи по поверхности, различных дефектов в твэлах выявлено на основании трехмерных тепловых расчетов шарового твэла в R — φ — θ-геометрии (доклад А. Л. Калишевского и др.).

В целом доклады (около 110), заслушанные на семинаре, продемонстрировали возросший уровень работ по обоснованию технических решений, закладываемых в проекты головных установок на базе высокотемпературного газоохлаждаемого реактора.

Один из наиболее важных вопросов для решения проблемы создания реакторных установок нового типа — отра-

ботка конструкционных материалов, соответствующих условиям работы первого контура — был рассмотрен за «круглым столом». В частности, отмечалось, что отработанная технология сварки обеспечивает необходимую газоплотность в рабочем диапазоне температуры соответствующих элементов ВТГР, утечка составила менее $5 \cdot 10^{-8}$ н. л/мкм·с, т. е. при имеющихся гелиевых течеискателях находилась ниже чувствительности метода контроля утечек. В сообщении В. Г. Маркова приводились результаты освоения и отработки аустенитной хромоникелевой стали, имеющей достаточную жаропрочность, высокое сопротивление межкристаллитной коррозии, стойкость в гелиевой среде. С точки зрения обеспечения стойкости в гелии сплавы, легированные ниобием, имеют лучшие характеристики (меньшую глубину окисления) по сравнению со сплавами, легированными титаном. Интересное сообщение было сделано Ю. А. Душиным об исследовании материалов в гелии с контролируемым со-

ставом примесей. Отмечалось принципиально важное значение испытаний материалов в среде, моделирующей воздействие реакторного теплоносителя. Наблюдавшиеся в редких случаях при испытаниях протечки газа были связаны с образованием сквозного канала за счет микротрещин, являющихся следствием металлургического брака. При предварительном контроле материала в 50 случаях из 50 при 750°C на образцах от 0,8 до 15 мм протечки гелия не зафиксированы. Инертная природа гелия приводит к тому, что он не растворяется в металлах и диффундирует через них не может. Этот физический факт подтверждается многочисленными отечественными и зарубежными экспериментами.

В работе семинара принял участие академик А. П. Александров. Материалы семинара будут опубликованы.

СТОЛЯРЕВСКИЙ А. Я.

Международный симпозиум по термодинамике ядерных материалов

Симпозиум состоялся в конце января — начале февраля 1979 г. в Юлихе (ФРГ). В его работе участвовали 130 специалистов из 27 стран. Было представлено 57 докладов, в основном из США (16), ФРГ (14), Великобритании (10), СССР (9) и Франции (5).

Из немногочисленных расчетно-теоретических работ следует отметить доклад Л. Майнса и др. (ФРГ) о разработке термодинамической модели, которая основана на существовании в фазах переменного состава тетраэдрических дефектов, состоящих из кислородной вакансии и двух положительно заряженных ионов металла. Объяснены термодинамические свойства и структурные особенности PuO_{2-x} и CeO_{2-x} . С. Фенойя и Г. Сундерман (ФРГ) для вычисления параметров взаимодействия в многокомпонентных системах предложили корреляционные соотношения, основанные на предположении о линейной зависимости между растворимостью и активностью в сложных системах и о существовании связи термодинамической активности и параметров взаимодействия для бинарных систем с аналогичными величинами для тройных и более сложных систем. М. Рэнд (Великобритания) сообщил существенно уточненные данные о теплотности газообразных актиноидных элементов при $1000-10000\text{ K}$ с учетом дополнительных вкладов ненаблюдаемых электронных уровней в статистическую сумму и ее производные. Г. Марч и Р. Торн (США) рассмотрели термохимию нестехиометрических окислов урана с привлечением сведений о фотоэлектронной спектроскопии $4f$ -, $5f$ - и $2p$ -электронов. М. Рэнелд, Р. Аккерман и Э. Раух (Великобритания, США) привели масс-спектрометрические данные об испарении UO_2 при $1813-2463\text{ K}$ и уточненные термодинамические константы для твердой и газообразной фаз. Г. Чилтон и Д. Эдварс (Великобритания) установили, что с ростом содержания плутония становится менее отрицательным кислородный потенциал смешанного окисного топлива $(\text{U, Pu})\text{O}_{2\pm x}$. М. Тетенбаум и Р. Аккерман (США) сообщили данные об испарении, термодинамических свойствах и фазовых границах ThO_{2-x} .

Новые сведения об испарении и термодинамических константах силицидов и галогенидов урана и тория были получены Д. Судом и др. (Индия). Ю. В. Вамберский и др. (СССР) привели термодинамические данные для систем $\text{U}-\text{V}$, $\text{U}-\text{Pd}$, $\text{U}-\text{Nb}-\text{Mo}$, V , $\text{U}-\text{Nb}-\text{Zr}$, В. В. Ахачинский и Л. Ф. Тимофеева (СССР) — для системы $\text{Pu}-\text{Al}$. В. Ямаваки и М. Канно (Япония) изучали термодинамические свойства сплавов $\text{Mo}-\text{Pd}$, $\text{Mo}-\text{Rh}$ и $\text{Mo}-\text{Pu}-\text{Pd}$, К. Спир и Т. Юрик (США) — системы $\text{Ti}-\text{V}-\text{N}$. З. Мозер и Р. Кастанье (Польша, Франция) привели сведения о термодинамике жидких растворов системы $\text{Mg}-\text{Zn}-\text{Sn}$, Т. Рютд,

Ф. Козлов и др. (ГДР, СССР) — о термодинамике жидкого натрия, содержащего растворенные водород и кислород.

Большая группа докладов была посвящена взаимодействию ядерного топлива с оболочкой, теплоносителем и продуктами деления в быстрых реакторах. Р. Вудли и М. Адамсон (США) для систем ThO_2-UO_2 и $\text{ThO}_2-\text{PuO}_2$ дали обзор диаграмм состояния, термодинамических свойств и реакций химического взаимодействия с аустенитной нержавеющей сталью, натрием, цезием и сплавом $\text{Na}-\text{K}$, отметив, что добавки ThO_2 уменьшают парциальное давление кислорода, улучшают совместимость с оболочками и уменьшают распухание топлива. М. Адамсон, П. Поттер и др. (США, Великобритания) рассмотрели термохимические аспекты взаимодействия UO_{2+y} , $\text{U}_{1-x}\text{Pu}_x\text{O}_{2+y}$ и $\text{U}_{1-x}\text{Ce}_x\text{O}_{2+y}$ с оболочкой, теплоносителем (Na, K) и продуктами деления (Cs, Te и др.) при облучении в реакторе. Обсуждены условия образования соединений, вызывающих распухание окисного топлива. Большое внимание уделено коррозии аустенитной нержавеющей стали вследствие образования теллуридов Fe, Cr и Ni. Отмечая рост кислородного потенциала топлива при облучении в результате накопления продуктов деления и перераспределение кислорода в условиях градиента температуры, авторы для защиты оболочек от окисления предлагают использовать буферные смеси Nb/NbO, V/VO и др. К. Вильсон (США) в этих же целях рекомендует ограничить перенос кислорода применением достехиометрического топлива или введением геттеров из ниобия и титана. При этом детально обсуждаются условия размещения геттеров в виде фольги, покрытий и спеченных таблеток.

Р. Лорензелли и др. (Франция) привели данные о вне реакторных исследованиях реакций UO_2 , PuO_2 и UO_2-PuO_2 с цезием и сведения о типах образующихся соединений. Э. Корфунке, Э. Веструм, Д. Якеш и др. (Нидерланды, США, Чехословакия) сообщили термодинамические константы уранатов цезия, обсудили возможность образования и установили области устойчивого существования этих соединений. У Бенедикт (ФРГ) выявил закономерности растворимости продуктов деления в карбидах и нитридах урана и плутония и на этой основе объяснил некоторые особенности фазового состава облученного карбидного, нитридного и карбонитридного топлива. А. Наомидис с сотр. (ФРГ) проанализировали поведение продуктов деления в облученных микровзлах высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов при высоком выгорании (до 70%). Обсуждено химическое состояние и перенос твердых продуктов деления в облученных UO_2 , UC_2 и $(\text{UO}_2 + 10\% \text{UC}_2)$. Более стабильны оксикарбидные микровзлы, в которых в меньшей степени, чем в UO_2 , проявляется «амебный» эффект и в меньшей степени, чем