

## Конференции, совещания, семинары

### Высокотемпературная ядерная энергетика — направления дальнейшего развития

В обеспечении энергетических нужд сейчас наблюдается переход к использованию взамен нефти и природного газа источников, имеющих большие потенциальные ресурсы, и в первую очередь ядерных. Будущее такого перехода во многом будет определяться тем, насколько они способны удовлетворить требованиям завтрашней энергетике. Одним из путей решения этой задачи является развитие высокотемпературной энергетике.

Рассмотрению различных аспектов разработки и создания высокотемпературных ядерных реакторов (ВТГР) и атомных энерготехнологических станций (АЭТС) на их основе был посвящен второй Всесоюзный семинар «Высокотемпературная энергетика», проходивший в декабре 1977 г. в ИАЭ им. И. В. Курчатова.

Семинар открыл акад. А. П. Александров. В своем выступлении он отметил возрастающую необходимость создания АЭТС, вырабатывающих высокопотенциальное технологическое тепло для различных металлургических и химических производств, производства водорода и других перспективных энергоносителей. Атомная энергия сегодняшнего дня как в СССР, так и за рубежом используется в основном для получения электроэнергии, т. е. при сложившейся структуре топливно-энергетического баланса вытесняет бурные и каменные угли. В то же время имеются технические решения атомных энергоустановок для бытовой и промышленной теплофикации, внедрение которых позволяет экономить более дефицитные виды природного топлива — нефть и газ. В ближайшие годы будут разработаны атомные станции теплоснабжения на базе освоенной реакторной техники. Создание АЭТС с высокотемпературными газоохлаждаемыми реакторами (ВТГР) является генеральной линией внедрения атомной энергии в технологические процессы различных отраслей народного хозяйства для более полного вытеснения дорогого органического топлива. К проблемам, требующим глубокого изучения при разработке ВТГР, могут быть отнесены следующие: разработка и создание надежных высокотемпературных технологических теплообменников, работающих в коррозионно-активных средах; работоспособность конструкционных материалов в гелиевом теплоносителе, в том числе самосвариваемость пар трения; разработка высокотемпературной теплоизоляции; технология гелия.

Акад. М. А. Стырикович отметил, что в случае успешного освоения ВТГР могут занять важное место в энергетике страны. Выбор оптимального развития этих реакторов, этапы их освоения должны определяться успехами в продвижении по каждому из конкретных направлений, рассматриваемых в настоящее время. М. А. Стырикович рассказал о результатах освоения ВТГР за рубежом и, в частности, осветил причины задержки в освоении опытно-промышленной АЭС «Форт-Сент-Врей» (США), уровень мощности которой достиг 30—40%\*. Опыт эксплуатации этой АЭС показал,

что гелиевый контроль и конструкция теплоизоляции требуют тщательной отработки.

На семинаре анализировались программы работ ФРГ, Великобритании и Японии в этом направлении, отмечалась успешная работа AVR (ФРГ) при средней температуре гелия на выходе 950 °С (доклад В. В. Климова и др.).

Основные направления и технические задачи дальнейшего развития ВТГР в стране сформулированы в докладе Ю. Ф. Чернилина и др. В других докладах первого дня работы семинара обсуждались возможности внедрения высокотемпературных реакторов в технологические процессы.

**Технические требования к ВТГР для АЭТС, характеристики и конструкции реакторов.** В докладе Э. К. Назарова и др. большое внимание уделено обеспечению с помощью высокотемпературных реакторов энергопотребностей химического производства. Применительно к получению аммиака на базе паровой каталитической конверсии природного газа показано, что при сохранении энерготехнологического принципа осуществления процесса, а также в освоенных схемных и конструктивных решениях по оборудованию особенно в части, не затрагиваемой реакторной установкой, высокотемпературный реактор тепловой мощностью 600—700 МВт с температурой теплоносителя на выходе из реактора около 1000 °С может полностью обеспечить энергетические потребности химического производства, вырабатывающего около 3000 т аммиака в сутки. При этом важное значение придается надежности энергообеспечения таких производств и высокому коэффициенту нагрузки технологических агрегатов.

Перспективы применения ядерных энергетических установок с ВТГР в черной металлургии, некоторые технические требования к таким установкам (достижение коэффициента нагрузки около 90%, использование промежуточного контура теплопередачи, требуемый уровень температуры гелиевого теплоносителя промежуточного контура 925—975 °С, ремонтпригодность основного оборудования и др.), соображения о возможных схемах ядерно-металлургических комплексов приводились в докладе В. Г. Воскобойникова и др. Особое внимание было уделено применению ВТГР для производства восстановительного газа.

Вопросы охраны окружающей среды при включении ВТГР в состав технологических производств рассмотрены В. П. Сметанниковым. Реакторы этого типа отличаются высокой безопасностью, что позволяет выполнить требования, предъявляемые к энергоисточникам технологического производства с точки зрения охраны окружающей среды. По расчетам, радиоактивные и тепловые выбросы АЭТС с ВТГР в несколько раз уменьшаются по сравнению с АЭС такой же тепловой мощности.

Расширение применения реакторов в энергетике, в том числе и для теплофикации, ставит задачу покрытия неравномерных графиков тепловой и электрической нагрузки. Этим требованиям могут отвечать энергоустановки с ВТГР, использующие хемотермические контуры передачи и аккумуляции тепловой энергии. Хемотермическая передача тепловой энер-

\* В октябре 1977 г. получено разрешение на повышение мощности до 70% номинальной и проведен выход на этот уровень.

гии осуществляется за счет каталитического восстановления водорода и окиси углерода из смеси метана и пара при подводе тепла от ВТГР, передачи и (или) запасаения продуктов этой реакции в холодном состоянии, окисления их в теплофикационных или парогенерирующих установках метанации для получения тепла низких и средних параметров или электроэнергии и возвращения метана и воды на восстановление. Некоторые принципы разработки маневренных АЭС и атомных станций дальнего теплоснабжения на базе ВТГР и хемотермической передачи тепла рассматривались в докладе А. Я. Столяревского и др. Отмечались благоприятные технико-экономические предпосылки создания таких установок.

В докладе А. Х. Брегера и др. о технических требованиях к оборудованию ВТГР при создании на их основе комплексных энергорadiационно-химических установок определены возможности использования циркулирующих шаровых твэлов, в частности, для радиационного модифицирования химических веществ. Приведена расчетная экономическая эффективность таких установок. Однако доклады, представленные в этом разделе семинара, на дают возможности в достаточном объеме сформулировать технические требования, предъявляемые к ВТГР АЭС со стороны технологического производства. В частности, не определены допустимые уровни радиоактивного загрязнения технологического продукта в нормальных и аварийных условиях, режимы пуска и останова АЭС, обеспечение необходимого резервирования и т. п. В то же время в докладах и в дискуссии предложены технические решения, позволяющие выполнить некоторые требования по радиоактивному загрязнению технологических продуктов, резервированию, режиму работы.

В некоторых докладах описывалась конструкция и приводились расчеты параметров основного оборудования различных высокотемпературных реакторов. Так, в докладе Е. В. Комарова и др. рассматривались конструктивные особенности опытно-промышленного реактора с шаровыми твэлами тепловой мощностью около 1000 МВт для АЭС, вырабатывающей электроэнергию и водород. Описывались технические решения, позволяющие поэтапно обрабатывать АЭС.

Оригинальный реактор для теплоснабжения ядерно-химического комплекса по получению аммиака описан в докладе Е. И. Кузьмина и др. Одной из основных конструктивных особенностей такого реактора является использование регулярной решетки активной зоны, представляющей графитовую кладку с каналами для прохода шаровых твэлов. Такое решение обеспечивает оптимальное профилирование энергораспределения в реакторе и повышает среднюю температуру теплоносителя на выходе из активной зоны. Об интересной конструкции экспериментального газоохлаждаемого реактора на быстрых нейтронах сообщил О. Н. Логачев. Такая конструкция позволяет проводить широкие исследования по отработке новых твэлов газоохлаждаемых реакторов, различные нейтронно-физические эксперименты, изучать поведение конструкционных материалов в реакторных условиях и т. д. Авторы доклада отмечают необходимость использования подобного реактора в отработке узлов и оборудования установок для высокотемпературной энергетики.

Одними из перспективных для использования в ядерной энергетике являются установки с газотурбинным циклом. Конструкции их основного оборудования применительно к ВТГР приведены В. С. Бекневым. Указаны параметры таких установок, отмечена возможность достижения КПД выше 40%.

Оригинальная концепция высокотемпературного реактора на расплаве солей, содержащих ядерное топливо, представлена И. Г. Белоусовым и др. Тепловая энергия передается воздуху — рабочему телу установки, работающей по открытому газотурбинному циклу. В развернувшейся по докладу дискуссии выявились некоторые направления дальнейших разработок этого реактора.

Экспериментальные исследования элементов ВТГР. На семинаре рассматривалось создание отдельного оборудования ВТГР. В частности, были представлены результаты экспериментального и расчетного исследований оптимальных профилей газодувки ВТГР (доклад Тумашева Р. З. и др.). Отмечалось, что результаты модельных экспериментов по газодинамике проточной части газодувки подтвердили правильность расчетной математической модели.

Важным является выбор конструкционных материалов. Для ВТГР необходимо глубоко изучить влияние гелия высокой чистоты на изменение механических свойств материалов в процессе эксплуатации. В гелиевой среде отмечается увеличение в 1,5—2 раза скорости ползучести и снижение на 10—20% длительной прочности сплавов, причем эти эффекты сильнее проявляются в материалах, дополнительно легированных титаном или алюминием (доклад Ю. В. Соломко и др.). Рекомендуются сплавы преимущественно с твердорастворимым упрочнением молибденом, вольфрамом, ниобием. Такие сплавы менее склонны к тепловому охрупчиванию. Коррозионную активность примесей гелия можно уменьшить (в основном в быстрых газоохлаждаемых реакторах БГР) введением в теплоноситель газообразных добавок — флегматизаторов. Экспериментальные результаты подтверждают эффективность данного метода. Как известно, в силу большого потенциала ионизации гелий не растворяется и, следовательно, не диффундирует в металлах. Исследования показали, что наблюдаемые случаи гелиевой проницаемости металлов открытой выплавки связаны с наличием в них несплошностей, основной причиной которых является повышенная загрязненность сталей строчечными неметаллическими включениями. Последние в процессе пластической обработки приводят к образованию сквозных капиллярных каналов. Надежная герметичность по отношению к гелию, а также снижение склонности к высокотемпературному охрупчиванию могут быть достигнуты при вакуумной выплавке сплавов. В докладе обосновывается вывод о целесообразности использования для конструкционных материалов активной зоны БГР аустенитных сталей с высоким содержанием никеля, имеющих меньшую склонность к радиационному распуханию.

Некоторые вопросы, связанные с исследованием проницаемости водорода, а также новые направления таких исследований, намечаемые в связи с созданием установок на базе ВТГР для получения водорода, освещены В. А. Гольцовым. Исследование механизма и кинетики массопереноса в системе гелий — химически активные примеси ( $\text{CO}_2$ ,  $\text{H}_2\text{O}$  и др.) — графит при высокой температуре необходимо для оценки ресурса элементов активной зоны реактора с гелиевым теплоносителем. Известно, что большие градиенты температуры в реакторе существенно сказываются на кинетике высокотемпературных процессов массообмена и, в частности, обуславливают перенос углерода за счет образования его окиси на горячих поверхностях и доокисления до двуокиси с выделением углерода на более холодных. Рассматривался новый метод экспериментального исследования химических реакций,

протекающих в газовой фазе и на поверхностях при градиенте температуры, который основан на измерении дополнительного переноса тепла — эффективной теплопроводности (доклад Ю. А. Горшкова и др.).

Изготовлению высокотемпературных уран-графитовых твэлов на пироуглеродной связке посвящен доклад В. А. Гурина и др. А. А. Котляровым и др. приводились результаты изотермических петлевых испытаний одной из партий микротвэлов ВТГР. Излагалась методика исследования выхода газообразных продуктов деления (ГПД) из микротвэлов при их изотермическом отжиге. В результате испытаний микротвэлов на основе двуокиси и дикарида урана, проводившихся при температуре до 1700 °С, получены зависимости выхода ГПД от температуры облучения, отжига и постоянной распада. Выход ГПД из неразрушенных твэлов этой партии обусловлен в основном урановым загрязнением оболочек и составляет  $\sim 10^{-4}$ .

Результаты экспериментального исследования элементов оборудования ВТГР приведены Р. Г. Богоявленским и др. Описывались стенды по исследованию ударных характеристик шаровых твэлов и их истирания при циркуляции, приводились данные испытаний. В докладе Островского Л. А. и др. изложены основные принципы создания автоматизированной системы управления технологическими процессами (АСУТП) с ВТГР. Описана система внутриреакторного контроля, СУЗ, системы автоматического регулирования паропроизводительным и теплосиловым оборудованием на базе агрегатированного комплекса электрических средств регулирования.

**Нейтронно-физические и динамические особенности и характеристики ВТГР.** Выбор оптимального топливного цикла для ВТГР, работающего по принципу Однократного Прохождения Активной Зоны (ОПАЗ) с топливом на основе окиси урана, описан в докладе А. О. Гольцева. Изложена методика расчетного исследования, приведены зависимости основных нейтронно-физических характеристик реактора от соотношения ядер графита и топлива, начального обогащения и характера размещения топлива в шаровом твэле, а также размеров микротвэлов. В качестве основного критерия выбрана топливная составляющая расчетных затрат на отпускаемую электроэнергию. При этом делается вывод о целесообразности использования уран-плутониевого топливного цикла с относительно высоким начальным обогащением  $\sim 10\%$ .

Изучению пространственных колебаний энергораспределения в больших высокотемпературных реакторах посвящен доклад В. А. Карпова, в котором показано, что для реакторов с шаровыми твэлами, работающих по принципу ОПАЗ, несимметричный аксиальный профиль энергоснабжения оказывается достаточно стабильным при колебаниях нагрузки. Как показали исследования, недемпфированные колебания в осевом направлении возможны только для активной зоны высотой более 8 м с чрезвычайно высокой для реакторов этого типа средней энергонапряженностью ( $\sim 20$  МВт/м<sup>3</sup>). Стабильность радиального энергораспределения для реакторов как с гомогенизированной, так и с профилированной по радиусу загрузкой превышает аксиальную стабильность. Для реакторов тепловой мощностью более 1500 МВт необходимо контролировать азимутальную неустойчивость.

В некоторых докладах рассматривалось влияние органов регулирования на физические характеристики ВТГР. Результаты расчетов показали, что прострелы нейтронов через 37 пустых каналов СУЗ уменьшают реактивность реактора с призматическими твэлами на

$\sim 2\%$  и увеличивают коэффициент неравномерности энергораспределения на  $\sim 6\%$  (доклад Ю. П. Сухарева и др.). Лелековым В. И. приведены достаточно простые полуэмпирические формулы для учета влияния различных полостей активных зон ВТГР на нейтронно-физические характеристики. Важный вывод о необходимости предотвращения «опрокидывания» полей энергоснабжения в реакторах с шаровыми твэлами и возможные способы такого предотвращения содержались в докладе Е. С. Глушкова и др. В частности, одной из таких мер может быть ухудшение физического качества нижнего отражателя.

Оживленную дискуссию вызвал доклад И. Л. Чихладзе о нейтронно-физических и теплотехнических особенностях реактора с твердым теплоносителем. При этом, в частности, обсуждались радиационная безопасность таких реакторов и работоспособность конструктивных материалов.

Требования безопасности при транспортировке и хранении твэлов ВТГР, а также мероприятия по их обеспечению рассматривались в докладе О. Н. Смирнова и др.

Методика расчета нестационарных процессов в реакторе для определения пространственно-временных распределений давления, температуры, расхода теплоносителя, температуры конструктивных материалов, а также мощности и реактивности реактора приводилась в докладе Л. М. Векслера. Проведенные на БЭСМ-6 расчеты нестационарных процессов в газоохлаждаемых реакторах с разветвленной системой коммуникаций показали универсальность и эффективность использованного алгоритма. Математическая модель и программа расчета на ЭВМ ЕС 1040 нестационарных процессов описаны в докладе Е. И. Гришанина и др. Выполненные с использованием этой программы расчеты некоторых аварийных режимов работы, в том числе связанных с вводом положительной реактивности, а также режимов, обусловленных остановом главных циркуляционных газодувок, рассматривались в докладе И. В. Янушевича и др. Как показали расчеты, изменение основных параметров ВТГР, включая температуру топлива, при принятых в проекте решениях не выходят за допустимые пределы.

Одним из важных направлений работы семинара явилось сравнение различных характеристик ВТГР с шаровыми и призматическими твэлами. Анализ нейтронно-физических (доклад В. А. Карпова и др.), а также теплофизических и теплогидравлических характеристик (доклад А. Л. Калишевского и др.) и напряженного состояния твэлов обоих типов не позволяет выявить значительного преимущества того или иного варианта. Вместе с тем в некоторых докладах и в дискуссии отмечались такие достоинства реакторов с шаровыми твэлами, как возможность непрерывной перегрузки топлива на работающем реакторе, упрощение конструкции и эксплуатации перегрузочных устройств, возможности более широкой отработки твэлов и т. п. В связи с этим был сделан вывод о большей перспективности шаровых твэлов.

**Теплофизика ВТГР.** Решение оптимизационной задачи, которое устанавливает, что экспоненциальный закон тепловыделения по высоте активной зоны реактора обеспечивает при заданном объеме и подогреве газа наименьшую температуру твэлов или, при заданной допустимой температуре твэлов и объеме реактора наибольший подогрев газа приводилось в докладе В. Н. Крымасова.

В докладе В. П. Смирнова и др. даны методики определения оптимальной по теплогидравлическим ха-

характеристикам геометрии топливных кассет с микровыводами для БТР. Обсуждались теплоизоляция корпусов ВТГР с помощью двуоксида кремния, влияние механического сжатия, плотности композиции и реакторного облучения на теплопроводность изоляционных материалов (доклад А. Г. Харламова и др.), приводились результаты расчета влияния нестационарности процесса течения, вызванной изменением расхода газа и теплового потока, на коэффициент теплоотдачи в каналах, теоретически обосновывалась устойчивость и сходимость решения нелинейных тепловых уравнений методом конечных разностей на основе метода малого параметра (доклад П. В. Черпакова и др.).

Теплофизике реактора на расплаве солей с естественной циркуляцией топлива посвящен доклад И. Г. Белоусова. Отмечалось, что расплав соли устойчиво переносит тепло из реактора в зону теплопотребления при весьма высокой температуре (до 1300°C) и энергонапряженности активной зоны 10—100 Вт/см<sup>3</sup>.

Метод экспериментального определения тепловыделения в шаровых твэлах при реакторных испытаниях описывался в докладе В. Н. Юковича и др. В некоторых докладах освещены тепловые и газодинамические проблемы, связанные с вынужденным запылением газового потока в ВТГР с движущейся шаровой засыпкой. Так, в обзорном докладе Ф. Е. Спокойного и др. рассмотрены особенности теплообмена и гидромеханики течения слабозапыленных потоков (гелий-графитовые частицы средним размером 10—30 мкм) на участках подвода и отвода тепла (реактор, парогенератор). Определены механизмы, приводящие к осаждению частиц графита на поверхность теплообменника, проанализировано влияние отложений на интенсивность теплообмена.

Интенсификации и удалению твердых частиц из пылегазового потока с помощью наложения электри-

ческих полей посвящен доклад В. В. Пушкова и др., изучению свойств запыленных потоков в присутствии электрических полей, возможности использования электрических полей для очистки газа от твердых частиц — доклад А. Ф. Чабака и др. Интенсификация теплообмена в запыленном потоке при разрушении и дроблении частиц освещена в докладе Ю. Я. Печенегова и др.

Доклады семинара отличались проработанностью принципиальных технических вопросов, связанных с созданием головных опытно-промышленных установок с ВТГР, а также конструкторской и расчетной обоснованностью принимаемых решений. В то же время остается нерешенным создание экономических и надежных высокотемпературных теплообменников, что во многом объясняется недостаточным объемом поисковых и опытно-экспериментальных работ в этом направлении. Выявилась необходимость более глубокой отработки основных вопросов эксплуатации технологических систем в АЭС, в том числе стыковки этих систем с реактором по режимам работы, требованиям надежности и др.

На семинаре, в котором участвовали свыше 50 представителей около 90 научно-исследовательских, конструкторских и проектных организаций, заслушано более 50 докладов и проведены дискуссии по основным научно-техническим проблемам. Намечены направления дальнейших исследований и разработок. Участники семинара отметили важность развертывания опытно-экспериментальных работ по отработке элементов и оборудования ВТГР.

Большая часть докладов будет опубликована в 1978 г. в сборнике «Вопросы атомной науки и техники», сер. «Атомно-водородная энергетика и технология».

ПРОЦЕНКО А. Н., СТОЛЯРЕВСКИЙ А. Я.

## II совещание по диагностике высокотемпературной плазмы

В работе совещания, состоявшегося в сентябре 1977 г. в Харькове, участвовали около 200 советских специалистов и 23 иностранных ученых из Польши, Венгрии, США, Франции, ФРГ. Было заслушано 80 докладов по следующим вопросам: оптические методы диагностики; диагностика в области вакуумного ультрафиолета и рентгеновские методы диагностики; диагностика в области милли- и субмиллиметровых волн; корпускулярные методы диагностики; диагностика инерциальных систем; обработка результатов экспериментов; автоматизация эксперимента.

Каждое заседание открывалось обзорным докладом, отражавшим состояние и проблемы развития методов диагностики.

Томсоновское рассеяние лазерного излучения стало наиболее распространенным методом измерения локальных значений электронной температуры и концентрации (доклад Г. Т. Раздобарина и Д. А. Щеглова). Еще раз обращалось внимание на медленную реализацию возможностей метода для определения магнитных полей (или локальной плотности тока) — актуального вопроса диагностики плазмы в токамаках. Значительное внимание в докладе уделялось использова-

нию лазеров для диагностики нейтральной и ионной компонент плазмы за счет рэлеевского и резонансного рассеяния света связанными электронами. Большое сечение резонансного рассеяния  $(10^{14} - 10^{15})\sigma_T$  ( $\sigma_T$  — томсоновское сечение) обеспечивает возможность высокочувствительного зондирования атомной и ионной компонент (примесей) плазмы с помощью перестраиваемых лазеров на растворах красителей. Минимальной концентрации атомов водорода, определяемой таким методом, касался доклад В. Д. Копубанова и А. Н. Летушего (ХФТИ). В двух докладах, представленных ЛФТИ, сообщалось о создании источника когерентного излучения для накачки резонансного перехода водорода ( $\lambda = 1216 \text{ \AA}$ ) и об опытах по резонансному рассеянию излучения  $H_{\alpha}$ -линии, проведенных на токамаке ФТ-1.

В докладах о развитии техники томсоновского рассеяния обсуждались разработка многоимпульсных лазеров и систем регистрации пространственного распределения спектра лазерного излучения. Разработки направлены на увеличение объема информации о параметрах плазмы, получаемой за рабочий импульс установки.