

Конференции, совещания, конгрессы

Всесоюзная конференция «60 лет Ленинского плана ГОЭЛРО»

Конференция, организованная Минэнерго СССР совместно с Институтом марксизма-ленинизма при ЦК КПСС, АН СССР, Госпланом СССР и Минвузом СССР, состоялась в ноябре 1980 г. в Москве. На ней работали следующие секции: историческая, социально-экономическая, тепло- и гидроэнергетическая, ядерной энергетики, энергетических систем и сетей, нетрадиционных источников энергии. В работе секции ядерной энергетики участвовали более 300 специалистов от 106 организаций, было заслушано семь докладов, посвященных итогам и перспективам развития этой отрасли промышленности.

В обзорном докладе «Развитие ядерной энергетики СССР» ВПО Союзатомэнерго и ИАЭ им. И. В. Курчатова освещалось ее состояние и перспективы развития в 11-й пятилетке. Отмечалось, что всего за четверть века ядерная энергетика в своем развитии и росте единичных мощностей прошла путь, который был пройден традиционной тепловой энергетикой примерно за век. В настоящее время 5% потребностей в электрической энергии удовлетворяется АЭС. Эксплуатируются пять энергоблоков на НВАЭС общей установленной мощностью около 2,5 млн. кВт (эл.); три блока на 3 млн. кВт на Ленинградской; по два энергоблока (по 2 млн. кВт) на Курской и Чернобыльской; по два энергоблока общей мощностью 815-880 тыс. кВт на Армянской и Кольской, четыре энергоблока на Билибинской, три энергоблока на Белоярской АЭС мощностью 900 тыс. кВт, Шевченковская АЭС с ВВЭР-350. В стадии завершения находится сооружение крупных энергоблоков на Ровенской, Кольской, Чернобыльской, Смоленской, Южно-Украинской АЭС. На конец 1980 г. установленная мощность АЭС страны достигла 13 млн. кВт.

В 11-й пятилетке темпы ввода новых мощностей на АЭС по сравнению с предыдущим пятилетием возрастут примерно вдвое. В 1981—1985 гг. вступят в строй новые энергоблоки на Калининской, Запорожской, Ровенской, Хмельницкой, Южно-Украинской, Ростовской, Балаковской АЭС с ВВЭР-1000. Будут введены новые энергоблоки с РБМК-1000 на Ленинградской, Курской, Смоленской, Чернобыльской АЭС, а также энергоблоки с РБМК-1500 на Игналинской АЭС. В течение 10—15 лет в стране намечается довести суммарную установленную мощность АЭС до 100 млн. кВт. В настоящее время на повестку дня встал вопрос о практическом использовании ядерных источников энергии для централизованного теплоснабжения городов и крупных промышленных центров. В ближайшие годы в некоторых городах будут сооружены атомные станции теплоснабжения производительностью до 800-900 Гкал/ч, начнется строительство АТЭП.

Находящиеся в эксплуатации энергоблоки АЭС работают надежно и устойчиво. Коэффициент использования установленной мощности по всем АЭС в 1980 г. составил не менее 70%. На отдельных энергоблоках этот коэффициент достигал 75—79%. В 1979—1980 гг. усредненная по всем АЭС себестоимость отпускаемой электроэнергии составила 0,79 коп./кВт·ч, на некоторых АЭС еще ниже: на НВАЭС — 0,62, на Кольской — 0,74 коп./кВт·ч. Темпы роста выработки электрической энергии на АЭС постоянно нарастают. Так, в 1980 г. производство электроэнергии на АЭС страны составило 71—72 млрд. кВт·ч. Это больше, чем было выработано электроэнергии на АЭС за все годы 9-й пятилетки.

Опыт сооружения и пуска энергоблока с ВВЭР-1000 на НВАЭС позволяет ускорить строительство крупной серии АЭС с таким реактором. Ввод в строй третьего энергоблока с БН-600 на Белоярской АЭС дал возможность приступить к созданию энергетических быстрых реакторов большой мощности.

Перспективы развития уран-графитовых канальных реакторов представлены в докладе НИКИЭТа. Достигнутый за сравнительно короткий срок существенный прирост мощностей АЭС страны на базе РБМК-1000, успешное освоение их установленной мощности, устойчивость и безопасность работы позволяют говорить о перспективности данного типа реактора как одного из основных в ядерной энергетике последующих десятилетий. Имеется возможность дальнейшего увеличения единичных мощностей, осуществления ядерного перегрева пара, благодаря чему достигается значительное повышение к. п. д. установки, сокращается расход ядерного топлива и улучшается работа турбоустановки. В докладе рассмотрены проблемы создания более экономичных реакторов единичной мощностью 1500 МВт, вырабатывающих насыщенный пар, и мощностью 1200 и 2400 МВт с ядерным перегревом пара. Приведены основные показатели разрабатываемых в настоящее время технических проектов реакторов мощностью 1200 и 2400 МВт.

Состояние разработок и перспективы дальнейшего совершенствования ВВЭР представлены в докладе ОКБ «Гидропресс». Авторы показали историю создания таких реакторов начиная с 1956 г. Заканчивается проектирование унифицированной реакторной установки ВВЭР-1000 с улучшенными характеристиками, с применением топливных сборок без чехлов, с уменьшением вдвое механизмов управления.

Дальнейшему повышению к. п. д. ТЭС и АЭС посвящены доклады НИКИЭТа и МВТУ им. Н. Э. Баумана. Увеличение единичной мощности станций, энергоблоков, агрегатов, повышение коэффициента использования установленной мощности, рост к. п. д. привели к заметному удешевлению производства энергии. Однако при использовании водного теплоносителя, достигнутых его параметрах заметного дальнейшего роста к. п. д. паротурбинных электростанций не предвидится. Повышение к. п. д. ТЭС и АЭС рассматривается в двух направлениях: разработка источника тепла высокого потенциала и создание эффективного преобразователя тепловой энергии в электрическую. К. п. д. современных паротурбинных ТЭС и АЭС составляет 40%. Поэтому особый интерес представляют способы преобразования, позволяющие достигнуть к. п. д. электрогенерирования на уровне 60%. В МВТУ им. Н. Э. Баумана совместно с Ленинградским политехническим институтом, МЭИ и других специализированных организациях изучаются характеристики бинарных газопаровых и паро-паровых циклов.

Совершенствованию строительства АЭС посвящен доклад ПО «Союзатомэнергострой». Роль атомной энергии в энергетическом балансе страны освещена в докладе ГКАЭ СССР и НПО «Энергия» Минэнерго. Для развития ядерной энергетики мощностью 100 млн. кВт потребность в топливе не превысит 30 тыс. т природного урана в год, в то время как соответствующая потребность в органическом топливе составила бы 200 млн. т. усл. топлива в год. Ядерная энерге-

тика не только экономит огромное количество органического топлива, но и обеспечивает наивысшую производительность труда на единицу производимой и потребляемой народным хозяйством энергии.

Значительный интерес вызвал доклад Е. П. Велихова «Научные и инженерные проблемы по освоению управляемой термоядерной реакции». Сегодня более чем когда-либо имеется уверенность в том, что практическое использование термоядерного синтеза будет достигнуто в текущем столетии. Эксперименты последних лет подтверждают, что избранная активная стратегия перехода от научно-исследовательских работ к опытно-конструкторским разработкам будущих тер-

моядерных реакторов основана на правильных научных предпосылках. Начата разработка инженерных средств, необходимых для создания термоядерного реактора, сооружаются установки следующего поколения, на которых ожидается получение существенного термоядерного выхода. Наряду со значительным прогрессом в получении физических параметров плазмы разрабатываются инженерные проблемы и проектные решения будущих термоядерных реакторов.

На заключительном заседании были подведены итоги работы конференции и намечены пути дальнейшего ускорения развития энергетики страны.

ВОРОНИН Л. М., ГОРДИНА В. М.

Совещание МАГАТЭ по безопасности и аспектам лицензирования газоохлаждаемых реакторов GCR

Совещание состоялось в сентябре 1980 г. в Лозанне (Швейцария). В нем участвовали 52 специалиста из 10 стран, а также представители Интератоминструмента. Было обсуждено 28 докладов, большинство их (24 доклада) было посвящено безопасности высокотемпературных реакторов с гелиевым охлаждением (HTGR), по два доклада — быстрым гелиевым реакторам-размножителям (GCFR) и реакторам с углекислотным охлаждением (AGR). Большое внимание было уделено лицензированию GCR коммерческого типа и оценке вероятности риска от внедрения. При этом отмечался положительный опыт, накопленный на действующих АЭС с высокотемпературными реакторами (AVR в Юлихе, ФРГ и «Форт-Сент-Врейн», США) и подтвердивший жизнеспособность и перспективность концепции высокотемпературных реакторов с гелиевым охлаждением. Работающие реакторы безопасны для персонала и надежны в эксплуатации. Радиационная обстановка на АЭС AVR, «Пич-Боттом» (США), «Форт-Сент-Врейн» существенно лучше, чем на АЭС с LWR. Определяющую роль в этом отношении играют присущие GCR конструктивные особенности и характеристики, и в первую очередь такие, как применение микро топлива в качестве основы твэла, графита как конструкционного материала активной зоны и отражателя, инертного гелиевого теплоносителя, интегральной компоновки основного оборудования первого контура в корпусе из предварительно-напряженного железобетона и др.

По мнению экспертов многих стран, совокупность всех особенностей и характеристик делает GCR наиболее безопасным типом реакторов, в связи с чем рассматриваются проекты реакторов для выработки высокопотенциального тепла с расположением вблизи густонаселенных и промышленных районов.

Значительная часть докладов (СССР, ФРГ, Швейцария, Япония и др.) была посвящена расчетному и экспериментальному рассмотрению и анализу различных аварийных ситуаций. Наиболее опасными последствиями для целостности реактора и воздействия на окружающую среду считаются аварии, связанные с разгерметизацией первого контура и попаданием в него воды и воздуха. Расчетный анализ подобных ситуаций обсуждался в докладах по каждому из действующих и проектируемых реакторов, включая ВРР-50, разрабатываемый в СССР. Для изучения процесса разгерметизации первого контура в ФРГ создан стенд, моделирующий условия в крупном реакторе, который предназначен для производства технологического тепла.

В некоторых докладах отмечалась важная роль бетонного корпуса для безопасности высокотемпературных газовых реакторов. Корпус из предварительно-напряженного железобетона, где размещается основное оборудование первого контура, является основополагающим элементом безопасности такого реактора в случае разгерметизации, так как в силу особенностей его конструкции не происходит мгновенного или даже быстрого падения давления теплоносителя в активной зоне, и тем самым обеспечивается надежный съем тепла. Некоторую специфику и сложность в этом отношении представляет проект реактора с прямым газотурбинным циклом (ННТ), так как оборудование в нем предусматривается размещать в полостях корпуса со значительно отличающимся уровнем рабочего давления (реактор, холодильник, регенератор и др.). В этом реакторе предполагается возможность разгерметизации отдельных полостей с высокой скоростью падения давления. В связи с этим применительно к ННТ исследуется работоспособность элементов оборудования и поведение каолиновой теплоизоляции при скорости падения давления 500 бар/с и выше.

Для повышения надежности обеспечения безопасности реакторов во многих зарубежных и отечественных проектах применяется механизм естественной циркуляции гелия, осуществляющий расхолаживание активной зоны при аварийных ситуациях. Для этого предусматриваются резервные контуры расхолаживания, а в американском проекте быстрого реактора с гелиевым теплоносителем GCFR для более полного использования механизма естественной циркуляции изменено направление движения теплоносителя через активную зону (снизу вверх).

Совещание проходило в обстановке ужесточения требований к безопасности АЭС, что нашло отражение как в проектируемых реакторах, так и в строящемся THTR-300 (ФРГ). Проведенная в конце совещания дискуссия показала важность обсуждаемых вопросов для концепции развития GCR. К настоящему времени безопасность газоохлаждаемых реакторов рассчитана теоретически, обоснована экспериментально и подтверждена на действующих станциях в ФРГ, США и Великобритании. Наряду с этим в большинстве рассматриваемых проектов в связи с повышением в последние годы требований по безопасности предусматриваются дополнительные средства с тем, чтобы сделать GCR еще более конкурентоспособными, чем реакторы других типов. При обсуждении стратегии дальнейшего развития большой интерес вызвала дискуссия относительно мощности единичных блоков будущих реакторов и соответствующей им концепции обеспечения безопасности. Мнения специалистов по данному вопросу разделились, однако всеми было признано, что определяющим в этом отношении являются экономические соображения, а также особенности конкретных энерготехнологических производств и процессов, в которых главным образом предполагается использовать газоохлаждаемые реакторы.

Совещание прошло на высоком научно-техническом уровне и позволило специалистам разных стран обменяться опытом исследований по важным аспектам обеспечения безопасности газоохлаждаемых реакторов. Труды будут изданы МАГАТЭ в 1981 г.

ГРЕБЕННИКОВ В. Н.