

Конференции и совещания

Международная конференция «Перспективные реакторы: физика, экономика, проекты»

Конференция проходила 8—11 сентября 1974 г. в Атланте (США) и была организована Американским ядерным обществом совместно с Технологическим институтом и Южным межштатным ядерным объединением. Было представлено 63 доклада от США, Англии, Италии, СССР, ФРГ, Франции, Японии и других стран. Обширная тематика включала в себя изложение национальных программ в области перспективных АЭС, опыта создания и эксплуатации перспективных прототипных установок, вопросы экономики, физических расчетов, физического эксперимента, деятельности по подготовке констант.

Достижениям и задачам в области перспективных реакторов посвящены первая и отчасти седьмая секции.

В докладе Немзека и Каннингема «Современное состояние программы развития быстрых бридеров в США» интерес представляют следующие акценты и соображения. Современная программа США отдает предпочтение в области быстрых реакторов-размножителей (БРР) реактору с окисным горючим и натриевым теплоносителем. Ставится задача достижения низкого времени удвоения — «10 лет и менее». Хотя в разрабатываемых в настоящее время проектах активной зоны на окисном горючем коэффициент воспроизводства оценивается величиной 1,20—1,25 (время удвоения ~30 лет), существует убеждение в возможности его улучшения (за счет усовершенствования окисного горючего) настолько, что время удвоения сократится до 15 и даже 10 лет. В качестве резервных вариантов отмечается необходимость разработки карбидного и нитридного горючего. Расчетные коэффициенты воспроизводства на уровне сегодняшних предпосылок составляют на окисном, карбидном и нитридном горючем 1,25; 1,40; 1,30 соответственно.

Обращает на себя внимание, что сейчас в программе не отводится места металлическому горючему, хотя оно в принципе позволяет получить самый высокий коэффициент воспроизводства и КАЭ США затратило на его освоение огромные средства.

Кроме сокращения времени удвоения, ставятся задачи достижения максимального выгорания (15%), разработки усовершенствованных материалов оболочек твэлов и кассет, которые бы при интегральных потоках $2,5 \cdot 10^{23}$ нейтр./см² имели объемное распухание не более 5% и хорошее внутриреакторное сопротивление кипению. В области переработки горючего ставятся задачи достижения короткого времени внешнего цикла

с сокращением выдержки до 30—120 дней, усовершенствования технологии более глубокого извлечения делящихся изотопов при переработке и изготовления твэлов из вторичного горючего с высоким содержанием ²⁴⁰Pu.

Большое внимание уделяется вопросам безопасности.

Ближайшими вехами этой программы будут сооружение опытного реактора FFTF (1976 г.) и демонстрационного реактора CRFR петлевого типа (1982 г.) со следующими параметрами: мощность (тепловая и электрическая) 975 и 350 МВт; температура натрия на входе в реактор и выходе из него 390 и 535°С; температура и давление пара 480°С и 100 ат; средняя глубина выгорания горючего 100000 (МВт·сут)/г.

Как альтернатива рассматриваются возможности быстрого реактора с газовым охлаждением и теплового бридера на расплавленных солях. Работа над быстрым газовым реактором удачно сочетается с разработками тепловых газоохлаждаемых реакторов и основана на них. Положительный опыт эксплуатации установок в Пич-Боттом и разработки газоохлаждаемого реактора «Форт-Сент-Врейн» мощностью 330 МВт(эл.) позволил фирме «Дженерал атомик» получить разрешение на ввод в эксплуатацию начиная с 80-х годов коммерческих установок мощностью 770—1200 МВт(эл.). В дальнейшем намечается увеличение мощности до 1500 МВт(эл.) и повышение температуры газа (гелия) до ~1000°С с переходом на прямой цикл с КПД нетто выше 50%.

В докладе К. д'Орвала и др. «Французская программа усовершенствованных реакторов» отмечено, что в настоящее время КАЭ Франции сосредоточивает внимание на быстрых натриевых, высокотемпературных газоохлаждаемых тепловых и легководных тепловых реакторах. В области развития быстрых натриевых реакторов во Франции достигнут значительный успех: в конце 1973 г. пущен реактор «Феникс». В последнее время он эксплуатировался на полной мощности. Общий коэффициент использования мощности составил (со дня пуска) 0,6. Без замечаний работают парогенераторы. Остановки за последние месяцы были связаны с дефектами паровой арматуры, системы регулирования оборотов насосов, с нарушениями в системе обеспечения надежного электроснабжения; был один случай полного отключения от внешней сети, что послужило серьезной проверкой для системы аварийного расхолаживания, основанной на естественной циркуляции во

Некоторые параметры французских реакторов

Параметры	«Феникс»	Коммерческий «Феникс»	«Супер-Феникс»
Мощность (эл.), МВт	250	450	1 200
Максимальное выгорание горючего, (МВт × сут)/т	50 000	70 000	70 000 *
Температура оболочки твэлов (без отклонений/ с отклонениями), °С	650/700	630/700	620/700
Линейная мощность, Вт/см	430	430	430
Число петель второго контура	3	4	4

* В будущем предполагается повысить выгорание до 150 000 (МВт-сут)/т.

всех трех контурах (в третьем контуре — воздушное охлаждение).

Во Франции разрабатывается два проекта быстрых реакторов: коммерческий вариант «Феникса» и «Супер-Феникс», в разработке которого принимают участие ФРГ и Италия. Некоторые параметры этих установок приведены в таблице.

Для всех установок принята интегральная компоновка. Выдержка горючего до переработки составляет шесть месяцев.

В области развития высокотемпературных газовых реакторов прогресс связан со строительством в настоящее время опытной установки с выходной температурой газа 750° С. В будущем считается возможным повысить температуру газа на выходе до ~1000° С без изменения предельной температуры топливных частиц 1350° С. Рассматриваются только тепловые газовые реакторы. Необходимо повышение температуры газа связывается с перспективой использования реакторов в химии и металлургии.

Программный доклад от ФРГ был представлен Виртцем (Карлсруэ). В 1973 г. Федеральное правительство приняло «Четвертую атомную программу» на 1973—1976 гг., которая предусматривает изучение двух типов перспективных реакторов: тепловых реакторов, охлаждаемых гелием, и БРР.

В программе развития газовых реакторов усилия концентрируются на разработках высокотемпературного газового реактора мощностью 300 МВт(эл.) с использованием окиси тория в шаровых твэлах; высокотемпературного реактора с прямым газовым (гелий) циклом и использованием газовой турбины; на применении газового теплоносителя высокой температуры в промышленных процессах; разработке твэлов высокотемпературных газовых реакторов.

По твэлам для высокотемпературных газовых реакторов, кроме разработок собственной концепции шарового твэла, ведутся совместные работы с США. Утверждается, что существующая активная зона реактора типа HTGR с теми же предельными температурами горючего, удельным тепловыделением, твэлами и стержнями регулирования позволит нагревать гелий до 940° С. При использовании более разветвленной системы стержней регулирования с меньшими их размерами

и при снижении энергонапряженности с 8,4 до 7 кВт/л температура гелия может быть повышена до 990° С. Управление усовершенствованной активной зоной и аксиально перемещающаяся зона позволят нагревать гелий до ~1100° С. Определенные усилия предпринимаются для сокращения времени топливного цикла с четырех до трех лет.

Программа по БРР сконцентрирована на разработке быстрых реакторов с натриевым охлаждением. Первым этапом осуществления этой программы будет сооружение реактора SNR мощностью 300 МВт(эл.). Строительство реактора начато в 1973 г. После его окончания в 1980 г. предполагается построить мощный блок на ~2000 МВт(эл.). В настоящее время ведется разработка своего варианта реактора на ~1000 МВт(эл.) со следующими основными параметрами: удельная нагрузка 380 кВт/л; среднее выгорание 67000 (МВт. сут)/т; коэффициент воспроизводства 1,27; параметры пара 538° С, 169 ат; КПД (нетто) 42%.

Программа развития перспективных реакторов в Японии изложена в докладе Такеда «Прогресс в быстрых реакторах и развитие тяжеловодных реакторов в Японии». Из доклада следует, что в 1968 г. Правительством была принята перспективная программа с концентрацией усилий на быстрых натриевых и тепловых тяжеловодных реакторах. Согласно этой программе в 1975 г. предусматривается ввод в эксплуатацию тяжеловодного (замедлитель) с кипящим легководным теплоносителем реактора «Фугэн» тепловой мощностью 557 МВт и экспериментального быстрого реактора «Дзюй». Важная особенность реактора «Фугэн» — его хороший отрицательный пустотный эффект, что важно с точки зрения безопасности.

Одновременно со строительством «Дзюй» проектируется демонстрационная установка «Мондзю», начало сооружения которой планируется на 1976 г. Ее основные параметры: тепловая мощность 714 МВт; среднее выгорание 80000 (МВт-сут)/т; температура теплоносителя на входе в реактор и выходе из него 390° С и 540° С соответственно.

От Англии программный доклад представлено не было. В докладе нашей делегации было рассказано о состоянии, достижениях и трудностях на быстрых реакторах BR-10, BOR-60, BN-350 и BN-600, подчеркнута целесообразность ввода в будущем в определенном соотношении БРР и высокотемпературных газовых тепловых реакторов, обладающих лучшими экономическими и динамическими характеристиками. Кроме того, специальное внимание было уделено коэффициенту воспроизводства и времени удвоения.

Подводя итог, можно сказать, что во всех странах в настоящее время БРР с окисным горючим и натриевым теплоносителем рассматриваются как основной вариант реактора энергетики будущего. В Англии, СССР, Франции уже созданы первые прототипные установки подобного типа; в США, ФРГ, Японии они интенсивно разрабатываются. Во многих странах начата разработка более мощных [~1000 МВт(эл.)] установок.

В качестве наиболее предпочтительного «партнера» БРР рассматривается высокотемпературный тепловой реактор, охлаждаемый гелием. Успешная эксплуатация экспериментальных реакторов в США и ФРГ явилась мощным стимулом развития этого направления. Экономичность, высокий КПД (более 50%), безопасность, хорошие показатели по топливному циклу, громадные возможности использования в дальнейшем таких реакторов в металлургии и химической промышленности — все это способствует их развитию.

По-прежнему определенный интерес проявляется к тяжеловодным тепловым реакторам.

Проблема воспроизводства в той или иной мере обсуждалась на всех секциях. Повышенный интерес к ней объяснялся, возможно, острой постановкой в США вопроса о независимом обеспечении своей энергетики топливом. В опубликованном в США перед конференцией докладе Тейлора — Бэтэ утверждалось, с одной стороны, что будущее за быстрыми реакторами, а с другой, — что нынешние быстрые реакторы могут обеспечить получение коэффициента воспроизводства $\sim 1,20-1,25$ и времени удвоения системы ~ 30 лет, и поэтому предстоит разработка какого-то совсем нового быстрого реактора. Сам факт обсуждения проблемы воспроизводства во многих докладах свидетельствует о новом, уже не безразличном отношении к этому вопросу за рубежом. Примечательна и высказанная в программном докладе США мысль о возможности достижения в усовершенствованных окисных активных зонах времени удвоения 15 и даже 10 лет, хотя в нынешних разработках активных зон быстрых реакторов коэффициент воспроизводства не превышает 1,25. Дальнейшее повышение коэффициента воспроизводства связано с использованием карбидного и нитридного горючего.

В докладе советской делегации «Состояние с разработкой быстрых реакторов в СССР» подчеркнуто, что в нашей стране проблеме воспроизводства БРР уделялось пристальное внимание с первых разработок быстрых реакторов. Утверждается, что активная зона реактора БН-350 (с плутониевой загрузкой) обеспечивает получение $KB \approx 1,40-1,50$. Это стало темой оживленных дискуссий. В результате обмена мнениями на конференции и последующего изучения зарубежных докладов можно прийти к выводу, что значительно лучшие показатели по воспроизводству наших реакторов БН-350 и БН-600 объясняются большей объемной долей топлива (40—43% против 30—33% за рубежом); большей толщиной экранов (40—60 против 25—30 см); использованием топливных компенсаторов вместо борных; использованием горючего с высоким содержанием $^{240}, ^{241}, ^{242}\text{Pu}$ (в расчетных предпосылках).

Разумеется, что экономике, выбору оптимальных параметров быстрых реакторов также было уделено внимание.

В нашем докладе, в частности, отмечено, что в быстрых реакторах, в отличие от тепловых, определенное повышение параметров, не приводящее к снижению энергонапряженности, влияет на снижение как топливной, так и капитальной составляющих себестоимости получаемой энергии. Эта мысль продемонстрирована примером проектирования установок БН-350 и БН-600.

В докладе США приводится подробный анализ ресурсов ядерного топлива в зависимости от его стоимости. Показано, что стоимость топлива в ближайшем будущем будет возрастать, а конкурентоспособность быстрых реакторов по сравнению с тепловыми — увеличиваться. Так, ожидается, что к 1985 г. конкурентоспособность быстрых реакторов составит 71—91 долл/кВт.

Пожалуй, основной проблемой, обсуждавшейся на третьей — шестой секциях, была **точность расчетов нейтронно-физических параметров быстрых реакторов и роль физического эксперимента при решении этой проблемы**. Достигнутая точность расчета нейтронно-физических характеристик по данным зарубежных авторов составляет $\pm 1\%$ для коэффициента размножения, $\sim 3-5\%$ для распределения энерговыделения и $\sim 8-10\%$ для коэффициента воспроизводства. Для повышения точности расчетов считается необходимым значительно повысить точность определения сечений, особенно в области 1—200 кэВ.

Интересными были сообщения по методам физических расчетов и физическому эксперименту, но это тема другого сообщения.

В заключение выражаю признательность моим коллегам по конференции В. Н. Румянцеву, А. В. Камаеву, Н. И. Ермакову, а также товарищам по работе В. В. Орлову, В. Б. Лыткину и М. Ф. Троянову, которые в немалой степени способствовали появлению настоящего обзора.

РОЧЕТКОВ Л. А.

Советско-американский семинар по парогенераторам для быстрых реакторов

Семинар состоялся 2—4 декабря 1974 г. в Лос-Анджелесе (США). Он проводился по поручению КАЭ США Отделением фирмы «Атомик интернейшнл» в Калифорнии согласно Соглашению между СССР и США по научному и техническому сотрудничеству в области мирного использования атомной энергии. В состав советской делегации входили представители ряда институтов и ГКИАЭ СССР. От США принимали участие сотрудники Отдела исследований и разработок реакторов КАЭ, Аргоннской и Ок-Риджской национальных лабораторий, а также крупнейших промышленных фирм США — «Бабкок — Уилкоккс», «Комбасчи инджиниринг», «Фостер — Уилер», «Дженерал атомик», «Дженерал элетрик», «Вестингауз», «Атомик интернейшнл» и др.

С каждой стороны было представлено по 10 докладов. Советские доклады:

1. Основные принципы создания конструкций парогенераторов «натрий — вода».
2. Опыт пуско-наладочных работ по парогенератору установки БН-350.
3. Конструкция и схема парогенератора для АЭС БН-600 и их обоснование.
4. Теплообмен в прямоточных парогенераторах, обогреваемых натрием.
5. Кризис в парогенераторах типа «натрий — вода» и теплообмен в закризисной зоне.
6. Эволюция течей воды в натрий через дефекты в стенке трубы и в узлах заделки в трубные доски.
7. Исследование разрушения различных сталей реагирующей струей.
8. Обнаружение течи парогенераторов в установках с быстрыми реакторами.