

тивных элементов, например, ^{239}Pu с периодом полу-распада 24000 лет. Если эти элементы были бы извлечены из отходов, то оставшиеся продукты деления представляли бы опасность только в течение нескольких сот лет, что в свою очередь позволило бы намного упростить выбор геологических формаций, пригодных для безопасного захоронения отходов.

Учитывая длительные сроки захоронения отходов, совещание экспертов поставило задачу изучения вопроса о маркировке мест хранения и захоронения радиоактивных отходов, надежность которой была бы сопоставима со сроками захоронения.

Вторая сессия советско-американской Координационной комиссии по быстрым реакторам

С 12 по 14 ноября 1975 г. в Вашингтоне проходила вторая сессия Совместной советско-американской координационной комиссии по сотрудничеству в области быстрых реакторов-размножителей.

На сессии были подведены итоги сотрудничества со времени первой сессии (Москва, сентябрь 1974 г.) и разработана программа на 1976—1977 гг.

За период между сессиями состоялись два совместных семинара: по парогенераторам для быстрых реакторов (Лос-Анджеles, декабрь 1974 г.), по опыту и проблемам строительства и эксплуатации этих реакторов (Обнинск, июнь 1975 г.), проведен обмен результатами расчетов коэффициента воспроизводства стандартного реактора и информацией по различным аспектам физики.

Программа советско-американского сотрудничества по быстрым реакторам с натриевым охлаждением на 1976—1977 гг. предусматривает организацию двусторонних семинаров по наиболее важным технологическим проблемам, таким, как надежная эксплуатация парогенераторов типа натрий — вода, прочностные свойства материалов оболочек тзвлов, а также по вопросам физики. Предполагается обмен образцами трубок парогенераторов и промежуточных теплообменников и оболочек тзвлов.

На сессии были изложены основные моменты американской программы работ по быстрым реакторам и состояние ее выполнения в настоящее время. В качестве наиболее важных составных частей программы названы опыт эксплуатации, физика, топливо и материалы, безопасность, компоненты.

Проектирование, строительство и эксплуатация быстрых реакторов. Единственный действующий реактор EBR-II национальной станции по испытанию реакторов в Айдахо продолжает использоваться для радиационных исследований топливных и конструкционных материалов. Коэффициент нагрузки в 1975 г. составил 64%. Работы по сооружению реактора FFTF выполнены на 48% (строительные — на 90%, монтаж оборудования — 32%, электромонтаж — 30%, установка приборов — 13%). Практически все оборудование доставлено на площадку, 70% прошло функциональные, 60% — ресурсные испытания. В начале 1976 г. предполагается начать испытания первого контура азотом на герметичность.

Создана административная структура для управления проектом реактора CRBRP в Клинч-Ривере.

Экспертами МАГАТЭ были обсуждены и согласованы все изменения, уточнения и добавления к рассмотренному документу. Совещание обратилось с просьбой к секретариату выполнить работы по корректировке документа и после этого разослать его для окончательного согласования в страны.

Совещание подтвердило, что как со стороны МАГАТЭ, так и со стороны стран, представленных экспертами, существует четкое понимание необходимости скорейшего решения вопроса о безопасном удалении высокояактивных и α -активных отходов.

ПИМЕНОВ М. К.

Главный подрядчик по реакторной установке — фирма «Вестингауз электрик», субподрядчики по паросиловой части — «Дженерал электрик» и «Роквелл интернэшил», по архитектурно-строительной — «Бёрнс энд Роу», обслуживание строительства — «Стонэн энд Уэбстер энд инжиниринг». Эскизный проект реактора был одобрен в августе 1974 г. Полная стоимость уже заключенных контрактов составляет 115 млн. долл., из них на основное оборудование: корпус реактора — 13,1; главные циркуляционные насосы — 34,9; защитная оболочка реактора — 24,4; приводы СУЗ — 9,0; турбогенератор — 16,7. Заключен контракт с «Атомикс интернэшил» на проектирование и изготовление парогенераторов. Ожидается, что их испытания начнутся в 1977 г. Осенью 1976 г. предполагается начать вспомогательные работы на площадке. В полном масштабе строительные работы развернутся в 1977 г. Выход на критичность запланирован на 1982 г., пуск — на 1983 г., после чего последует пятилетний демонстрационный период.

Решение о строительстве установки для испытания компонентов РСТФ является подтверждением концепции, связанной с отказом от постепенного увеличения мощности вводимых АЭС с быстрыми реакторами. Предварительное проектирование установки начато в конструкторском центре жидких металлов (LMEC) в 1974 г. Она предназначена в первую очередь для испытания модулей парогенераторов мощностью 300 МВт (тепл.). В дальнейшем ее задачи будут расширены. Сооружение РСТФ ожидается в октябре 1977 г. и завершится в ноябре 1981 г. В этом случае испытания компонентов могли бы начаться в 1982 г. Ранее предусматривалось введение в эксплуатацию нескольких демонстрационных быстрых реакторов для обоснования типа и отработки конструкции будущего коммерческого реактора. Теперь предполагается сосредоточить усилия на испытании компонентов для «предкоммерческой» АЭС мощностью 1000—1500 МВт(эл.), которую намечается построить вслед за реактором в Клинч-Ривере. Эта АЭС является следующим важным элементом программы быстрых реакторов. В сентябре 1975 г. заключены контракты на предварительное проектирование — с фирмами «Дженерал электрик», «Роквелл интернэшил», «Вестингауз электрик» и на строительство — «Бечтел», «Бёрнс энд Роу», «Стонэн энд Уэбстер энд инжиниринг». Контракты субсидируются совместно ERDA и Электроэнергетическим институтом (EPPI) и проекты должны быть выполнены за 30 месяцев.

«Предкоммерческая» АЭС с NCBR может содержать отдельные элементы, которые будут модернизированы в коммерческом варианте. Предполагается, что NCBR может быть сооружен в конце 80-х годов, открыв путь коммерческим операциям по продаже быстрых реакторов.

Физика реакторов. В обоснование расчетов по программе быстрых реакторов проводились эксперименты на критических сборках ZPR-9 и ZPPR для определения критической массы, пустотного натриевого коэффициента и коэффициента Допплера, измерения распределений потоков нейтронов, эффектов гетерогенности и интерференции регулирующих стержней. Одновременно продолжались работы по уточнению ядерных данных и совершенствованию расчетных методов. В настоящее время на ZPR-9 исследуются активные зоны, конфигурация которых соответствует газоохлаждаемым быстрым реакторам. В дальнейшем на ней будут моделироваться активные зоны с карбидным и нитридным топливом. Реконструируется ZPPR, диаметр сборки увеличен с 300 до 420 см с тем, чтобы в будущем иметь возможность моделировать активные зоны больших быстрых реакторов, включая экраны и защиту. Сейчас на ZPPR изучаются сборки реактора CRBRP, соответствующие его начальному и переходному состояниям.

Топливо и материалы. В реакторе FFTF и в первых загрузках реактора CRBRP будет использовано окисное плутониевое топливо. В настоящее время проводятся работы с целью уменьшения времени удвоения в быстрых реакторах-размножителях до 10–15 лет. Создается топливо на основе карбидов и нитридов, испытание которых проводится во все возрастающих масштабах (табл. 1).

Одновременно ведутся работы по созданию усовершенствованных сплавов (табл. 2), изучаются возможности предотвращения химического взаимодействия окисного топлива с оболочкой за счет применения буферных противокислородных слоев, внутреннего покрытия оболочки, уменьшения содержания кислорода в топливе.

Безопасность. Основные задачи в этой области — предупреждение аварии, ее локализация в пределах

Требования к материалам оболочки твэла и кассеты

Таблица 2

Показатель	Нержавеющая сталь 316, современная	Усовершенствованный сплав
Распухание, %	18 при интегр. потоке $2,5 \cdot 10^{23}$ нейтр./см ² $6,2 \cdot 10^{-7}$	5 при заданном интегр. потоке $2 \cdot 10^{-7}$
Радиационная ползучесть (105 кгс/см ² , 650 °C), мм/мм/ч		
Предел прочности при растяжении (длительная прочность: испытания при 20 000 ч, 650 °C), кгс/мм ²	13	32

первого контура, ограничение повреждений активной зоны и радиологических последствий аварии.

Проводится большой объем расчетных исследований различных аварийных ситуаций, включая максимальную аварию с расплавлением активной зоны. В реакторе TREAT изучается поведение топлива в переходных режимах. В 1975 г. было проведено 12 капсульных и четыре эксперимента на петле. Заканчивается сооружение жидкокометаллической петли SLSF на реакторе ETR, предназначенному для испытания топлива при авариях, вызванных уменьшением расхода теплоносителя. В петле может быть установлена сборка из 37 полномасштабных топливных стержней. Стоимость эксперимента — 5 млн. долл., число экспериментов — до четырех в год. Планируется сооружение установки SAREF (окончание строительства — 1983 г.) для исследования вероятности образования вторичной критической массы при расплавлении топлива. «Активная зона» установки состоит из четырех полномасштабных сборок, в каждой из которых 271 стерженьковый твэл. Стоимость установки — 350–650 млн. долл., предполагаемая стоимость эксперимента — 25 млн. долл.,

Проектная характеристика топлива Таблица 1

Показатель	Оксис современная	Оксис усовершенствованная	Карбиды (нитриды) усовершенствованные
Диаметр твэла, мм	5,84	6,35–7,60	7,85–9,40
Плотность таблетки, %	90	95	различная
Материал оболочки	нержавеющая сталь 316	нержавеющая сталь 316 усовершенствованная	
Толщина оболочки, мм	0,38	0,25–0,38	0,38–0,51
Макс. глубина выгорания, МВт·с/т	80 000	150 000	150 000
Время удвоения, лет	30	10–15	10–15

Показатели вариантов парогенератора Таблица 3

Характеристика	«Высокотемпературный»	«Низкотемпературный»
Тип	прямоточный	
Температура натрия, °C:		
на входе в реактор	510	440
на выходе из реактора	540	470
Температура пара, °C	480	415
Давление пара, атм	168	70–87
Материал	2,25% Cr+1% Mo	2,25% Cr+1% Mo
Вид промежуточного перегрева	натриевый	—
Мощность петли, МВт	1000	1200

число экспериментов в год — 4. Подавляющее большинство вопросов безопасности требует решения, удовлетворяющего требованиям общественности, обеспечение опасностью строительства АЭС.

Разработка оборудования. В США осуществляется программа создания компонентов быстрых реакторов — парогенераторов, насосов, трубопроводов, вентиляции. В настоящее время это даже несколько сдерживает строительство быстрых реакторов, однако обещает большие преимущества на стадии ввода в эксплуатацию коммерческих реакторов.

Программа работ по парогенераторам включает разработки, зависящие и независящие от окончательной концепции парогенератора. К ним относятся методы обнаружения течей, материалы, исследования реакции натрий — вода. Для коммерческого быстрого реактора, параметры которого еще не определены окончательно, предполагается вести проработку «высокотемпературного» и «низкотемпературного» вариантов парогенератора (табл. 3).

При проектировании оборудования главное внимание уделяется повышению его надежности и снижению стоимости. Неисправности в работе парогенераторов не должны приводить к снижению коэффициента готовности АЭС более чем на 5%; стоимость парогенераторов должна быть на уровне 30 долл./кВт(эл.). Желательно иметь насосы возможно меньших размеров и более простые по конструкции. Они должны работать с минимальным давлением на всасе без возникновения кавитации, а стоимость их не должна превышать 3 млн. долл. Обращается внимание на возможность сокращения расходов на трубопроводы за счет уменьшения компенсационных петель и на необходимость удешевления производства арматуры.

На сессии было отмечено, что создание промышленных быстрых реакторов требует решения ряда важных технических проблем. Советско-американское сотрудничество в области быстрых реакторов должно помочь успешно решить эти проблемы.

Лыткин В. В., Арифметчиков Е. Ф.

Советско-американский семинар по безопасности быстрых реакторов

Семинар состоялся в Аргонской национальной лаборатории (ANL) 12—15 января 1976 г. Каждая сторона представила по 12 докладов. Кроме обсуждений и дискуссий на семинаре советская делегация посетила Аргонскую и Ханфордскую лаборатории и атомный центр в Айдахо.

К советским докладам и к семинару в целом американской стороной был проявлен большой интерес. Этот интерес закономерен и связан с успехами СССР в строительстве АЭС с быстрыми реакторами. Программа США существенно отличается от принятой в Советском Союзе: сооружение первой АЭС с быстрым реактором намечено начать в ближайшие годы в Клинч-Ривере. Однако сейчас большие средства выделяются на строительство стендов и реакторов специального назначения для проведения экспериментальных работ, особенно по безопасности. К числу таких крупных экспериментальных реакторов относится FFTF тепловысотностью 400 МВт, пуск которого намечен на 1978 г. Тепло в окружающую среду будет сбрасываться через воздушные теплообменники.

Подход к безопасности быстрых реакторов. 10—15 лет назад мнение большинства американских специалистов сводилось к тому, что ряд известных специфических особенностей быстрых реакторов требуют доказательства их безопасности. В настоящее время есть уверенность в безопасности и главная задача дальнейших работ — продемонстрировать ее перед широкой общественностью.

На изменение взглядов американских специалистов повлияли результаты первых серий экспериментальных исследований. Так, локальное закипание натрия в отдельном пакете (в результате местного блокирования небольшой части сечения последнего) связано, как правило, с возникновением и «схлопыванием» отдельных паровых пузырей даже при начальном перегреве теплоносителя. Быстрого распространения кипения на весь пакет не происходит, повреждение оболочек

твэлов, оказавшихся в зоне пузыря, растянуто во времени и при наличии систем индикации процесса дальнейшее развитие аварии может быть предотвращено. Прохождение газовых пузырей через пакет как из-за попадания их во входное сечение из контура, так и в случае разрыва оболочек твэлов с выпуском газообразных осколков деления не приводит к опасному перегреву твэлов и быстрому их разрушению. Взаимодействие расплавленного топлива с натрием характеризуется сравнительно низкой теплопередачей в связи с относительно небольшой степенью диспергирования топлива. По этой причине вероятность и масштаб опасности парового взрыва резко снижаются по сравнению с ранее предполагавшимися. Механическая работа составляет незначительную часть (менее 1%) общей выделившейся энергии при максимальных авариях и др.

Требования и конструктивные меры безопасности при проектировании. Основные требования, предъявляемые к безопасности быстрых реакторов, можно сформулировать таким образом.

Интегральный натриевый пустотный коэффициент реактивности должен быть отрицательным или слабоположительным. В проектах реакторов, в том числе FFTF и в Клинч-Ривере, в качестве гипотетических аварий рассматривается обесточивание установки с одновременным отказом аварийной защиты; полный разрыв основного трубопровода первого контура; ввод положительной реактивности с максимальной скоростью.

Все радиоактивное оборудование и системы первого контура вместе с реактором помещаются в герметичную защитную оболочку. Однако она не рассчитывается на аварию взрывного характера, а является своего рода барьером для предотвращения утечки аэрозолей и активных газов при разуплотнении контура, в том числе и по причинам, не связанным с гипотетической аварией. Поскольку максимальная гипотетическая авария рассматривается до всех возможных состояний, проектируются внутриреакторные устройства для сбо-