

выгрузка ТВС с остаточным тепловыделением 20 кВт из активной зоны во внешнее хранилище (барабан) в пенале, заполненном натрием. Транспортируются на перерабатывающий завод они также в контейнерах с натрием (тепловыделение каждой ТВС до 10 кВт).

Графит полностью исключен из нейтронной защиты и заменен на сталь. Объясняется это, во-первых, значительным распуханием облученного графита в случае его контакта с натрием (при разгерметизации оболочки, куда заключен графитовый стержень), что ведет к разрыву оболочки, и, во-вторых, увеличением расстояния между активной зоной и теплообменниками, благодаря чему слой натрия в сочетании со сталью является эффективной защитой.

В реакторе нет быстродействующих автоматических устройств, влияющих на величину расхода. Время срабатывания шиберов, закрывающих расход через насос (от обратных клапанов отказались) и теплообменник, составляет 30—40 с, последние работают от дистанционного ручного привода только при остановке реактора.

Предусмотрено минимальное число различного рода уставок и блокировок, осуществляющих автоматический переход реактора с одного режима на другой. При повреждении любого из насосов первого и второго контуров останавливается реактор, отсекается соответствующий насос или теплообменник, затем реактор выводится на соответствующий уровень мощности. Считают, что ложные срабатывания из-за большого количества блокировок более опасны, чем остановки в результате неисправности основного оборудования.

Нейтронная защита в верхней части топливной сборки признается рациональной с точки зрения сокращения защиты, расположенной за боковым экраном. Однако французские специалисты работают над созданием пакета с съемной верхней защитой с тем, чтобы имелась возможность ее многократного использования.

Применяется гидравлическая схема с общим коллектором на выходе из теплообменников — на входе в насосы. В такой схеме теплообменники и насосы работают независимо, выключение из работы одного из насосов первого контура не влечет за собой остановки двух соответствующих промтеплообменников, насоса второго контура и парогенератора (как это имеет место в БН-600).

За счет выбора рациональной схемы охлаждения бака реактора и направленной конвекции натрия в холодной и горячей зонах бака обеспечиваются сравнительно невысокие перепады температур в обечайке, разделяющей горячую и холодную зоны, благодаря чему создаются приемлемые условия ее работы. Практически полностью исключаются вспомогательные

радиоактивные системы вне реактора в результате размещения всех узлов первого контура и даже холодных ловушек в баке. Применяется внутрибаковая тепловая изоляция, которая набирается из большого числа слоев тонкой стальной сетки и располагается на верхней несущей плите и стенках корпуса в среде инертного газа.

Давление аргона в газовой полости реактора очень низкое, 0,05 кгс/см² (в БН-600 0,5 кгс/см²).

С учетом распухания конструкционных материалов зазор между пакетами увеличен до 7 мм (размер шестигранника под ключ 180 мм). При перегрузке искривленного пакета его верхняя часть может отклониться от вертикали в сторону на 61 мм. Температура натрия на выходе из него контролируется термопарами (три термопары над каждым пакетом). Термопары в процессе эксплуатации реактора можно заменять.

Дальнейшее уменьшение стоимости АЭС связывается со снижением металлоемкости узлов. Этим в какой-то мере объясняется переход на корпусную конструкцию парогенератора. Что касается реактора, то здесь предпринимаются попытки уменьшить размеры корпуса (или существенно увеличить мощность в том же корпусе) за счет рациональной компоновки внутрибаковых элементов, снижения их количества (укрупнение), совмещения ряда элементов (совмещенный блок насос — теплообменник), изменения характеристик, определяющих габариты (частота вращения насосов, промтеплообменников), и т. п.

Советская делегация посетила реакторы «Рапсодия» и «Феникс». На смешанном окисном топливе в шести твэлах «Рапсодии» достигнуто выгорание 18% (максимальная температура оболочки 700°C, тепловые нагрузки 430 Вт/см). Малая поворотная пробка будет реконструирована и установлена новая термометрическая решетка, где разместят по две термопары для контроля температуры натрия на выходе из каждой ТВС. АЭС с реактором «Феникс» по состоянию на 18 июня 1976 г. выработала 3,2 млрд. кВт·ч электроэнергии при себестоимости 3,5 сента/кВт·ч. Во время посещения реактора проводилась перегрузка топлива и инспекция дроссельных узлов на одном из парогенераторов.

Делегации были также показаны две группы экспериментальных стендов в Кадараше и в Гранд-Кевийи (под Руаном).

Семинар позволил специалистам обменяться научно-технической информацией, сопоставить инженерные решения, принимаемые в нашей стране и во Франции при разработке быстрых реакторов, что по общему мнению специалистов оказалось весьма полезным.

КИРИЛЛОВ П. И.

Советско-американский симпозиум по реакторам синтез — деление

С 13 по 16 июля 1976 г. в Ливерморской лаборатории им. Лоуренса (США, Калифорния) проходил советско-американский симпозиум по системам синтез — деление. На нем было представлено 23 доклада, посвященных физике, технологии и экономике гибридных термоядерных реакторов. Проводились отдельные дискуссии об экономике гибридных систем, о конструктивных решениях различных типов реакторов, проектировании

бланкета реактора, безопасности его работы и о защите окружающей среды. Американской стороной были представлены планы финансирования разработок проектов гибридных реакторов в США как государственными организациями (ERDA), так и частными фирмами.

Гибридный термоядерный реактор представляет систему, в которой 14-мэвные нейтроны, возникающие при синтезе ядер дейтерия и трития, используются для

деления сырьевых ядерных материалов и переработки делящихся изотопов. Вакуумная камера термоядерного реактора окружена бланкетом, содержащим ^{238}U или ^{232}Th , где генерируется основная часть тепла и перерабатывается ядерное топливо. На симпозиуме были представлены проекты гибридных реакторов на основе различных термоядерных устройств: открытых ловушек, токамаков, систем с лазерным поджигом, θ -пинчей, соленоидов. Во всех работах отмечалось, что их преимущество заключается в возможности производить большое количество делящихся изотопов (^{239}Pu или ^{233}U) для последующего сжигания в тепловых реакторах. Гибридный реактор может выдавать 700—1000 кг плутония в год на 1000 МВт тепловой мощности, что примерно в 10 раз больше, чем существующий реактор-размножитель равной мощности, и в 3—4 раза больше принципиальной возможности быстрых реактор-размножителей. В большинстве проектов в бланкете используется естественный или обедненный уран.

Проект реактора на основе открытой ловушки был представлен Ливерморской лабораторией им. Лоуренса. В нем рассмотрены модификации бланкетов для производства плутония и ^{233}U . Спроектирован бланкет сферической формы, обеспечивающий равномерное облучение ядерного топлива и простоту разборки. Комбинация гибридного реактора с водо-водяным позволит вырабатывать электроэнергию стоимостью около 2,5 цента за 1 кВт·ч, что сравнимо со стоимостью в ядерной энергетике ближайшего будущего. Разработка принципиальной конструкции этого реактора проводится фирмой «Дженерал атомик».

Принстонская лаборатория физики плазмы представила группу докладов по гибриднему реактору на основе токамака. Плазменные параметры близки к параметрам установки TFTR, создание которой намечено в 1980 г. Мощность нейтронного излучения из плазмы, равная 0,75 МВт/м², поддерживается инжекцией дейтронов с энергией 180 кэВ. Большое внимание в докладах уделялось созданию дивертера для отвода примесей из плазмы.

Доклад о разработке реактора для сжигания актиноидов представила компания «Вестингауз». Идея сжигания радиоактивных отходов с одновременной генерацией мощности является интересной, однако для эффективного сжигания требуется высокая (до 10 МВт/м²) плотность нейтронного излучения из плазмы. Работы в этом направлении будут продолжены.

Лос-Аламосская и Ливерморская лаборатории представили проекты гибридных термоядерных реакторов на основе лазерного поджига мишени, а также доклады о параметрах таких реакторов на основе θ -пинча и соленоидов с нагревом плазмы пучком релятивистских электронов или лазером. Предложенные варианты дают возможность рассмотреть реактор удобной геометрической формы и не слишком высокого уровня мощности. Так, импульсный реактор разработки Ливерморской лаборатории имеет выходную электрическую мощность 400 МВт при полной тепловой мощности 1400 МВт и может производить 1,3 т плутония в год. Недостаток большинства импульсных систем состоит в большой электрической мощности, циркулирующей во внутреннем контуре.

В докладах ИАЭ им. И. В. Курчатова были рассмотрены вопросы выбора оптимальных плазменных и нейтронно-физических параметров гибридных реакторов и исследованы возможности испытаний модулей в проектируемой установке ДТРТ (Т-20).

Оживленная дискуссия проходила на симпозиуме об экономических показателях гибридных реакторов и выборе топливного цикла. Несмотря на то, что стоимость электростанции с гибридным термоядерным реактором в 1,5—2 раза выше, чем АЭС с быстрым реактор-размножителем, комбинированная энергетика гибридных термоядерных и тепловых реакторов экономически (по цене электроэнергии) примерно одинакова с энергетикой быстрых и тепловых реакторов. Заметные преимущества гибридного реактора — возможность сжигания значительного количества ^{238}U без перегрузки топлива, работа на естественном или обедненном уране, отсутствие ограничений по времени удвоения топлива.

Итогом работы симпозиума является вывод о перспективности использования гибридных реакторов в качестве переработчиков топлива для тепловых реакторов с одновременной выработкой электроэнергии. Пониженные требования к плазменным характеристикам позволяют рассчитывать на создание первых промышленных гибридных реакторов до конца века. Выбранный термоядерной установки и область оптимальных параметров такого реактора предстоит в ближайшем будущем. Обсудить эти вопросы предполагается на следующем симпозиуме.

ПИСТУНОВИЧ В. И., ШАТАЛОВ Г. Е.

Восьмая международная конференция по неразрушающему контролю

С 6 по 10 сентября 1976 г. в Каннах (Франция) проходила VIII международная конференция, в которой участвовали 1245 специалистов из 35 стран. На пленарных и секционных заседаниях было заслушано более 260 докладов практически о всех методах неразрушающего контроля конструкционных материалов, готовых изделий и находящегося в эксплуатации оборудования. Однако большая часть докладов посвящалась теории и практике методов, основанных на применении ультразвука, акустической эмиссии, проникающих излучений и электромагнитных полей. В тематике докладов отражались основные направления развития

техники неразрушающего контроля: повышение достоверности и надежности методов, использование ЭВМ для сбора, обработки и хранения результатов, механизация и автоматизация процессов контроля и др. В сравнительно большом числе докладов рассматривались методики и технические средства неразрушающего контроля для нужд атомной техники.

Активная зона ядерного реактора. Ускоренное развитие ядерной энергетики связано со значительным увеличением объемов производства особотонкостенных труб — оболочек твэлов. Во Франции разработана ультразвуковая установка, позволяющая за один прием