

давление, уровень и т. п. — всего свыше 1000 датчиков). Сигналы поступают в электронную измерительную аппаратуру, которая преобразовывает информацию (линеаризует, сглаживает, масштабирует), выводит ее для оператора на цифропечать и дисплей и передает в общестанционную ЭВМ. Аппаратура построена по принципу программно-управляемых модульных систем с использованием интерфейса КАМАК — Вектор и благодаря возможности изменения программы может быть использована для реакторов различных типов. В состав системы входят также программы нейтронно-физических и теплотехнических расчетов, выполняемых на общестанционной ЭВМ.

Физическим аспектам контроля энергораспределения в отечественных РБМК, а также результатами радиационных термических испытаний электронно-эмиссионных детекторов нейтронов и кабелей с магнетиальной изоляцией посвящены два доклада, прочитанные Ю. И. Володько.

Системы контроля герметичности оболочек твэлов, применяемые на CANDU, рассмотрены в докладе Д. Липсетта. Системы состоят из двух подсистем — системы общего контроля для обнаружения негерметичных кассет и контроля суммарной эффективной поверхности обогащенного топлива и системы поканального КГО для локализации кассет, содержащих негерметичные твэлы. Общий контроль ведется по реферным нуклидам ^{133}Xe и ^{88}Kr , ^{135}Kr с использованием полупроводниковых германиевых или сцинтилляционных детекторов. Системы поканального КГО твэлов основаны на измерении концентрации изотопов, излучающих запаздывающие нейтроны. Все системы выполнены с отбором проб от каждого технологического канала.

Контроль радиационной безопасности были посвящены три канадских (Х. Ина, А. Джонс и Р. Осборн) и один советский доклад (В. М. Скаткин).

По окончании семинара советская делегация посетила научные лаборатории и здания экспериментальных

ядерных реакторов NRU и NRX в Чок-Ривере, проектный институт «Пауэр проджектс» в Шеридан-Парке, где специалисты познакомились с машиной для перегрузки твэлов и компьютерной системой контроля и управления АЭС в процессе отладки. «Пауэр проджектс» является одной из основных структурных групп AECL, занимающейся комплексной разработкой, конструированием и проектированием безопасных, надежных и экономичных ядерных паропроизводящих установок. Кроме того, эта организация выполняет функции генподрядчика, обеспечивает проектное сопровождение строительства, получение лицензий, пуск, введение в строй, соблюдение сроков и сметы проведения работ. Структура института позволяет комплексно решать проектирование реакторов и АЭС. Сосредоточение «в одних руках» проектирования как информационно-управляющего, так и технологического контура АЭС для одного отработавшего типа реактора облегчает взаимное согласование и увязку взаимодействия контуров. Благодаря этому при знакомстве с проектами АЭС и их реализацией «в металле» создается впечатлительное единое, законченное комплексное.

Советская делегация ознакомилась с работой АЭС «Брюс»; осмотрела реактор четвертого блока, находящийся в стадии монтажа, помещения пульта управления всеми четырьмя блоками, а также строительную площадку следующей очереди АЭС «Брюс» из четырех блоков. В научном центре в Уайтшелде (вблизи Виннипега) канадские специалисты сделали сообщения о химии органических теплоносителей, об удалении отходов и гарантиях для CANDU, а также показали реактор WR-1 и некоторые научные лаборатории.

Семинар и посещение предприятий AECL позволили обменяться информацией и безусловно способствовали улучшению взаимопонимания и укреплению научных контактов между специалистами СССР и Канады.

ЛЕВИН Г. Д.

Симпозиум по переработке отработавшего ядерного топлива

Трехсторонний симпозиум с участием специалистов Бельгии, Нидерландов и СССР состоялся в мае 1978 г. в Бельгийском центре ядерно-энергетических исследований, расположенном вблизи г. Моль. В этом районе размещены завод по переработке ядерного топлива (EUROCHEMIC), ядерные реакторы и предприятие по изготовлению твэлов. Таким образом, здесь, в одном месте сосредоточены объекты, на базе которых можно создать ядерно-энергетический центр с замкнутым технологическим циклом переработки отработавшего топлива, включающим облучение, переработку, рефабрикацию и удаление радиоактивных отходов.

В соответствии с программой на семинаре были рассмотрены переработка отработавшего топлива; удаление радиоактивных отходов; очистка газов и сбросных растворов от криптона-85, ксенона, радиоактивного йода и трития; выделение трансурановых элементов из отходов отработавшего топлива в целях их дальней-

его использования и переработки в нейтронных потоках (трансмутационные процессы); разработка и применение процедур гарантий по нераспространению ядерного оружия к заводам. Кроме того, состоялись экскурсии в лаборатории Бельгийского центра ядерно-энергетических исследований, Нидерландского энергетического центра ECN и на завод.

Завод, пущенный в 1966 г., в 1975 г. был остановлен для проведения новой программы работ по дезактивации основного оборудования и созданию установок для переработки жидких и твердых отходов, накопленных за период работы. Основное назначение завода — переработка твэлов энергетических реакторов с использованием пурекс-процесса. За девять лет переработано 181,5 т природного и слабообогащенного урана и 30,6 т уран-алюминиевого сплава (твэлы реактора MTR с содержанием 1,36 т высокообогащенного урана, 69—92% ^{235}U), выделено 678 кг плутония и 90 МКг продуктов деления. За время работы проводилась модернизация аппаратурной и технологической схем. В частности, были разделены конечные стадии переработки высоко- и слабообогащенного урана. 2-й плутониевый цикл первоначально проводился в смесителях-отстойниках. Позднее для этой цели был построен каскад пульсационных колонн, а смесители-отстойники использовались для 3-го цикла при переработке высокообогащенного урана. Для снижения содержания солей на операции окисления плутония (III) перед 2-м плутониевым циклом нитрид натрия был заменен NO_2 с продувкой, осуществляемой в насыщенной колонне, и отдувкой воздухом при подогреве в следующей колонне. Готовым продуктом урана яв-

ляется раствор нитрата уранила (480 г/л урана). Кондиция на конечный продукт по α -активности 15 тыс. расп./мин г U, что соответствует примерно 0,1 мг ^{239}Pu /кг U.

На заводе применялось химическое снятие оболочек с твэлов, однако опыт работы показал, что для крупномасштабного завода такая технология нецелесообразна, так как имеет место неполное растворение с высокой потерей урана и плутония (~2% для твэлов легководных реакторов с оболочкой из циркаллой). Поэтому при реконструкции намечается использовать резку твэлов.

Улучшение разделительных характеристик или вывод медуз на НА-колонне осуществлялся один раз в месяц, на других один раз в 2—3 мес. Отсутствие проблем с медузами, по-видимому, объясняется тем, что переработка велась сравнительно короткими кампаниями, между которыми оборудование очищалось.

В Моле проводились такие же испытания центробежных экстракторов. Резкстракт плутония (40—45 г/л) непрерывно подавался на оксалатное осаждение осуществляемое в стеклянном аппарате с последующим фильтрованием и прокаливанием в электропечи. При оксалатном осаждении коэффициент очистки достигал ~800 от Zr—Nb и ~15 от Ru.

Представляют несомненный интерес работы, проводимые в Бельгии и Нидерландах, по переработке радиоактивных отходов.

Для подготовки к длительному хранению отходов средней активности на заводе применяют битумирование. К настоящему времени установка для битумирования построена и готова к пуску. Построено два хранилища по 5 тыс. бочек для выдержки битумированных отходов. Предполагается строительство еще одного, с пуском которого можно будет хранить 15 тыс. бочек с содержанием 200 Ки активности в каждой. Отходы с битумом смешивают в горизонтальном экструдере с четырьмя шнеками. Бочки емкостью 400—500 л выполнены из углеродистой стали с хромированием внутренней и внешней поверхности. Хранилище наземное с предполагаемым сроком выдержки отходов 50 лет.

Отходы малой активности концентрируют и соединяют с потоком отходов средней активности. Высокоактивные отходы хранят в настоящее время на терри-

тории центра без переработки. В завершающей стадии находятся работы по их отверждению в металлические матрицы (памелла-процесс). При этом жидкие отходы остекловывают при температуре 500 °С, гранулируют и вместе со свинцом закладывают в цилиндрические контейнеры, изготовленные из свинца с внешней 3-мм оболочкой из нержавеющей стали. Температурный градиент в такой системе от центра к наружной стенке составляет всего 35 °С.

В исследовательском центре Петтена (Нидерланды) низкоактивные твердые отходы после спрессовывания закладывают в бочки емкостью 400—500 л и заливают цементным раствором. Жидкие среднеактивные отходы отстаиваются в многоярусном цилиндрическом отстойнике, затем шлам дополнительно обрабатывают на сепараторе фирмы «Альфа-Лаваль» (Швеция) и в виде пасты влажностью до 70% подают в смеситель, куда одновременно дозируют цемент. Образующуюся массу по 400—500 л загружают в бочки, которые после закупорки отправляют во временное хранилище, откуда по мере их накопления вывозят специальным морским транспортом и на расстоянии 3 км от берега сбрасывают на дно Северного моря.

Несколько докладов на семинаре было посвящено очистке от криптона, ксенона, трития и некоторых других веществ.

Разработки бельгийских ученых проводятся в расчете на годовую производительность завода 300 т урана с выгоранием 34 ГВт·сут/т. Промышленная заводская установка должна войти в строй в 1982 г. Она рассчитана исходя из полной реализации атомно-энергетической программы Бельгии и необходимости очистки сбросов от трития в 6,2 раза (от ~194 до 31,5 кКи/год), от криптона-85 в 6,3 раза (от 3132 до 500 кКи) и от иода-129 в 180 раз (от 10,85 до 0,06 Ки).

Третий день симпозиума был посвящен некоторым вопросам разработки процедур гарантий для заводов по переработке отработавшего топлива. Особое внимание в докладах было уделено измерению изотопного состава продукта на входе и выходе с завода. Погрешность измерения, по мнению специалистов, не должна превышать при анализе урана 0,2—0,8%, плутония — 0,5—1%.

БАБАЕВ Н. С.

Всесоюзный семинар «Высокотемпературная энергетика»

Семинар, посвященный созданию технологических систем преобразования первичной энергии (в первую очередь атомной) в различные неэлектрические энергоносители на основе водорода, применению водорода в энергетике, металлургии, крупнотоннажной химии и на транспорте, а также технологическим основам реформинга угля и других видов органического топлива в эффективные энергоносители с помощью тепла ядерных реакторов, состоялся в мае 1978 г. в ИАЭ им. И. В. Курчатова.

Семинар открыл акад. А. П. Александров. Характеризуя состояние и перспективы дальнейшего развития работ по созданию эффективной технологии трансформации энергии ядерных реакторов в водород и другие неэлектрические энергоносители, он обратил внимание на важность комплексного решения задачи строительства атомных энерготехнологических станций различного назначения как в части разработки высокотемпе-

ратурных ядерных источников энергии, так и создания экономичных систем их использования в технологических процессах. Работы в этом направлении должны быть сконцентрированы в конкретных народнохозяйственных проектах. Председатель Оргкомитета семинара чл.-корр. АН СССР В. А. Легасов отметил большой объем научно-исследовательских работ, проводимых в нашей стране и за рубежом, по внедрению ядерных реакторов в энергетические технологические процессы.

В докладах первого пленарного заседания обсуждались варианты развития ядерно-технологических процессов, в том числе в химической промышленности, технико-экономические аспекты производства водорода разными методами, его использование в энергетике для выработки пиковой электроэнергии в газотурбинных двигателях на транспорте. Приведенные в докладах результаты исследований подтвердили эффективность применения водорода в различных системах, позволили