

Конференции и совещания

Проблемы регенерации топлива быстрых реакторов

С 17 по 21 мая 1976 г. в Ленинграде проходило совещание экспертов МАГАТЭ по проблемам регенерации топлива быстрых реакторов, в котором участвовали представители СССР, Франции, Великобритании, США, ФРГ, Италии, Бельгии, Японии. В программу совещания входило обсуждение состояния и определение основных направлений разработок по регенерации топлива активной зоны: хранение и транспортировка на перерабатывающий радиохимический завод; очистка сборок твэлов от натрия; подготовка к регенерации и регенерация; обращение с отходами.

Доклады экспертов и дискуссии показали, что уровень и масштабы исследований по регенерации топлива в различных странах находятся в тесной связи с уровнем разработок самих реакторов. Наиболее полные сообщения по всем рассматриваемым вопросам были представлены специалистами СССР и Франции.

В мире уже успешно эксплуатируются реакторы БР-10, БОР-60, БН-350 (СССР); с 1967—1970 гг. «Рапсодия-Фортиссимо» (Франция, 24—37 МВт), с 1963 г. DFR [60 МВт(тепл.)] и с 1974 г. PFR [600 МВт(тепл.), Великобритания]. В настоящее время строятся или планируется сооружение в СССР реакторов БН-600, БН-1500, в США — FFTF на 440 МВт(тепл.), 1979 г.; Клинч-Ривер — 350 МВт(эл.), 1983 г.; PLBR — 1000—2000 МВт(эл.); во Франции совместно с ФРГ и Италией — «Супер-Феникс», 1200 МВт(эл.); в Италии — PEG, 130 МВт(тепл.), 1979 г. В ФРГ намечено ввести в строй в 1976 г. реактор KNK-2 на 58 МВт(тепл.), в Японии в том же году JOYO на 100 МВт(эл.), в 1983 г. — MONJU, 300 МВт(эл.).

Разработка промышленного реактора БН-1500 в СССР, темпы накопления плутония при регенерации топлива АЭС с тепловыми реакторами (ВВЭР, РБМК) позволяют сделать вывод о том, что широкое внедрение быстрых реакторов начнется не ранее 1990 г. Атомная энергетика СССР будет представлять АЭС как с тепловыми реакторами, так и быстрыми с постепенным возрастанием относительной доли последних из них. Топливо таких реакторов целесообразно централизованно регенерировать на радиохимическом заводе из расчета от АЭС общей мощностью 6—12 млн. кВт, т. е., например, от 4—8 реакторов типа БН-1500. Это требует выбора места для завода из условий длительного хранения радиоактивных отходов, а также безопасности для населения в районе его расположения и охраны внешней среды от радиоактивного загрязнения. Если исходить из предположения, что вводимая мощность будет определяться накопленным плутонием, то сокращение времени выдержки топлива после выгрузки из

реактора с трех лет только до одного года дает возможность увеличить мощность АЭС с быстрыми реакторами к 2000 г. до 55 вместо 20 млн. кВт, или в 2,5 раза.

Экспертами США были изложены основные направления научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ в области регенерации топлива быстрых реакторов с жидкотеплоносителем (LMFBR). Они рассматриваются в США как одно из средств удовлетворения национальных потребностей в электроэнергии начиная с 1990 г. «Горячую» опытную установку для регенерации топлива предполагается ввести в эксплуатацию к 1988 г., опытно-промышленный завод — к 1995—2000 гг.

Франция, разрабатывающая быстрые реакторы уже 18 лет, является пока единственной страной, где имеется промышленный опыт регенерации отработавшего смешанного урано-плутониевого топлива (цех АТ-4 завода на мысе Аг, опытный цех завода в Маркуле). В Англии исследования сосредоточены на опытном заводе в Дунрее.

Исследования в Италии направлены на приспособление опытной установки JTREC в Ротонделле мощностью 10 кг окисного топлива для регенерации топлива реактора PEG. Подобные работы в ФРГ проводятся на экспериментальной установке MJLLJ на образцах топлива реактора DFR.

Программа исследований в Бельгии предусматривает строительство к 1980 г. в Центре ядерных исследований в Моле опытной установки, на которой предполагается проводить эксперименты по резке твэлов, термоокислительной обработке топлива, растворению и газочистке.

Во второй половине 1980-х годов в Японии планируется построить опытный завод, где будет отрабатываться технология регенерации топлива с экспериментального и опытного реакторов.

Во всех странах в настоящее время водно-экстракционная технология (экстракционное извлечение урана и плутония из водных азотнокислых сред раствором три-н-бутилфосфата в инертных разбавителях) признается технически осуществимой, однако требуется решение вопросов, связанных в первую очередь с хранением и транспортированием смешанного топлива, подготовительными операциями перед регенерацией. В этом плане основные усилия должны быть направлены на создание эффективных методов удаления из сборок металлического натрия, вскрытия топлива, растворения, осветления, а также хранения и транспортирования отработавших твэлов.

Хранение, очистка отработавших сборок от остатков теплоносителя, транспортирование

Из всех возможных методов отвода тепла при хранении отработавшего топлива быстрых реакторов (охлаждение газами, натрием, сплавом висмут — свинец, расплавленными солями, органическими веществами) предпочтение отдается натрию. После выгрузки из реактора сборки выдерживаются в среде натрия во внутриреакторном хранилище, затем для более длительного охлаждения перемещаются во внереакторное (промежуточное), заполненное натрием или инертным газом, и, наконец, отправляются в бассейн с водой. Сборки реакторов «Рапсодия» и «Феникс» во внутриреакторном хранилище выдерживаются, например, в течение двух месяцев (тепловыделение снижается до 0,4 и 6,0 кВт на сборку соответственно), а затем в среде аргона (первые) или натрия (вторые) направляются во внереакторное хранилище с инертным газом или натрием соответственно.

Сборки реактора PFR во внутриреакторном хранилище охлаждаются в течение девяти месяцев, откуда они транспортируются на перерабатывающий завод. Сборки реактора БН-350 там находятся два месяца до снижения остаточного тепловыделения с 20—30 до 6—7 кВт на сборку. Во внереакторное хранилище, представляющее поворотный барабан с натрием, сборка перемещается в среде инертного газа. За время передачи (~4 мин) температура оболочки твэлов достигает 480 °С. Период выдержки не превышает времени между перегрузками. Тепловыделение уменьшается до 3—4 кВт на сборку, после чего проводится очистка от натрия и передача в бассейн выдержки с водой.

Для очистки сборок от натрия наиболее широко применяется обработка водяным паром с азотом, аргоном или углекислым газом в качестве газоносителя. Опыт использования свинцовой ванны для удаления натрия и герметизации дефектных твэлов (СССР) показывает перспективность этого способа. Однако здесь еще предстоит решить некоторые технические задачи. Для предотвращения попадания в хранилище радиоактивности из пакетов с дефектными твэлами признается целесообразным перед передачей на хранение сборки помещать в герметичные пеналы.

При транспортировании отработавшего топлива возникают проблемы, обусловленные высоким уровнем тепловыделения и радиоактивности. Тепловыделение одной сборки может достигать 5—10 кВт в зависимости от ее размеров, условий облучения и времени охлаждения. Современная технология позволяет конструировать транспортный контейнер, рассчитанный на теплосъем около 40 кВт, что дает возможность загружать в один контейнер от 6 до 40 сборок. Масса такого контейнера 50—60 т.

На совещании было признано, что транспортирование отработавшего топлива в среде натрия, а также использование других теплопередающих сред, например свинца, исследовано еще недостаточно.

Вскрытие облученного топлива

Наряду с механическим способом резки твэлов (Франция, Англия, США) разрабатываются другие методы: лазерная резка (СССР, Англия), оплавление оболочки из коррозионно-стойкой стали (СССР) и др. Работы ведутся в направлении как создания аппаратов резки отдельных твэлов после разборки сборки, так и резки сборки целиком.

Вскрытие отработавшего топлива требует решения сложных проблем, связанных с высоким тепловыделением, очисткой от газообразных и летучих продуктов деления, ядерной безопасностью. Экспертами некоторых стран (Франция, СССР) было высказано мнение, что период выдержки («охлаждения») сборок должен составлять не менее 6—12 месяцев.

Растворение отработавшего топлива и осветление раствора

Растворение урано-плутониевого окисного топлива в концентрированной (8—12 М) азотной кислоте протекает в две стадии: быстрое растворение основной массы топлива и медленное небольшой остаточной фракции, представляющей высокодисперсные частицы (от >1 до 10 мкм), состоящие из топливной композиции (UO_2-PuO_2), а также сплавов, содержащих продукты деления (Ru, Mo, Rh, Pd, Tc) и плутоний. Количество нерастворившегося плутония, по-видимому, зависит от условий изготовления, облучения и растворения топлива. Поэтому растворение топлива проводят в две ступени с применением на второй ступени добавок HF (СССР, Франция). Для этой цели разрабатываются аппараты периодического и непрерывного действия.

Большинство экспертов подчеркивали необходимость тщательного осветления растворов перед экстракцией. Ведутся работы по созданию надежных фильтров и фильтрующих центрифуг, причем фильтрация и центрифугирование могут быть использованы как две стадии процесса осветления в любой последовательности.

В Дунрее для осветления применяется быстходная (20 000 об/мин) центрифуга, в цехе АТ-1 — пульсационный фильтр. Советские специалисты предлагают на стадии осветления раствора флокулянты.

Технология регенерации топлива

На совещании было признано, что в ближайшем будущем регенерация топлива активной зоны будет осуществляться по водно-экстракционной технологии типа «пурекс-процесс». Возможность высокоэффективной и количественной регенерации топлива подобным методом в настоящее время считается экспериментально доказанной.

Имеется опыт регенерации смешанного урано-плутониевого топлива в экспериментальном и опытно-маштабах. Наиболее значительный опыт накоплен в цехе АТ-1, где уже регенерировано около 1 т смешанного окисного топлива реактора «Рапсодия» с выгоранием до 100 000 МВт-сут/т. В опытно-маштабе в Маркуле также приступили к регенерации смешанного топлива активной зоны. Несколько циклов проведены также на установке MJLLJ в Карлсруэ (ФРГ) и на заводе в Дунрее.

Одна из серьезных проблем приспособления водно-экстракционной технологии к регенерации топлива активной зоны — радиационное разложение органического экстрагента и азотной кислоты в первом экстракционном цикле. Проблема эта решается путем использования экстракционных аппаратов с малым временем контакта фаз. Такими аппаратами являются пульсационные колонны и особенно центробежные экстракторы.

В результате очень высокого содержания плутония (до 200 кг/т) возникают проблемы осуществления полной совместной экстракции плутония с ураном, предотвращения образования третьей фазы, бессолевого отделения плутония от урана, контроля и учета содержания плутония в растворах в соответствии с требованиями без-

опасности и системы гарантий, достижения сбросных концентраций плутония в технологических отходах.

Представляет интерес электрохимический метод селективного восстановления и рекстракции плутония на стадии отделения его от урана. В ФРГ на установке MJLLJ успешно проведены испытания этого метода при регенерации образцов топлива, планируется его внедрение на заводах WAK (ФРГ) и в Маркуле.

Работы по фторидному методу регенерации топлива в настоящее время проводятся в СССР, Франции, Японии. Состояние с разработкой метода таково, что не позволяет перейти к стадии промышленного внедрения. Основные проблемы, которые следует решить, связаны с достижением высокого разделения урана и плутония, глубокой очистки плутония от продуктов деления, полноты извлечения урана и плутония в конечные продукты. Для того чтобы довести фторидный метод до промышленного применения, необходимо выполнение широкой программы научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ и технологических исследований. На пилотных установках «Фрегат» (СССР) и «Атилла» (Франция) были проведены разовые операции по регенерации топлива реакторов БОР-60 и «Рапсодия» с малой выдержкой (3—6 месяцев) и показана принципиальная осуществимость газофторидной технологии.

Методы очистки газовых выбросов

Известно, что газообразные выбросы перерабатывающих радиохимических заводов представляют основную источник радиоактивности, попадающей в окружающую среду. Необходимость сокращения радиоактивных выбросов в атмосферу требует внедрения на заводе эффективных систем газоочистки. В этом плане на совещании было рассмотрено состояние технологии улавливания иода, криптона, ксенона, трития, а также ^{14}C . Методы улавливания иода в настоящее время находятся в предпроектной стадии, но ни один из них не нашел повсеместного применения. Это методы «мокрые» (щелочная промывка, промывка азотнокислым раствором нитрата ртути, «иодокс-процесс» — промывка газов дымящей (концентрацией более 20 М)

азотной кислотой) и сухие, основанные на использовании фильтрующих сред, в которых активными реагентами являются соли серебра. При удалении криптона и ксенона уделяется больше внимания методам криогенной дистилляции по сравнению с методом поглощения фторуглеродами.

В области улавливания трития делаются лишь попытки решения вопроса. В ФРГ и Франции прорабатывается метод локализации (и накопления) трития в рециркулирующих водных растворах головных операций регенерации. Даже если удастся сконцентрировать тритий в небольшом объеме отходов, останется проблема хранения и удаления отходов.

На заводах, регенерирующих топливо быстрых реакторов, содержание радиоактивных изотопов и плутония будет значительно выше, чем в топливе тепловых реакторов. Поэтому отношение радиоактивности, сбрасываемой в окружающую среду, к активности на заводах по регенерации топлива быстрых реакторов должно быть в 1000 раз меньше, чем на заводах, регенерирующих топливо тепловых реакторов. Достижение этого уровня потребует существенного усовершенствования методов локализации радиоактивности на всех стадиях регенерации, исключения потерь плутония, разработки эффективных методов улавливания газообразных и летучих продуктов деления.

Удаление отходов

По общему мнению, безопасное удаление отходов регенерации топлива быстрых реакторов будет основано на использовании методов, которые уже приняты или разрабатываются применительно к топливному циклу тепловых реакторов. Большинство программ основаны на остекловывании, рекомендуемом для реакторов с тепловыделением менее $5 \cdot 10^4$ Вт/м³. Применительно к быстрым реакторам требуется или увеличение выдержки топлива до регенерации свыше одного года, или смешение отходов быстрых и тепловых реакторов, или же разработка твердых матриц, допускающих хранение при более высоких температурах.

ЦАРЕНКО А. Ф

Совещание четырех центров по ядерным данным

26—27 апреля 1976 г. в Вене состоялось очередное (двенадцатое) совещание четырех центров по ядерным данным. В нем участвовали представители Национального центра нейтронных сечений (Брукхейвен, США), Центра по компиляции нейтронных данных (Сакле, Франция), Центра по ядерным данным (Обнинск, СССР), Секции по ядерным данным (МАГАТЭ, Австрия), а также Румынии и Польши. На совещании были заслушаны краткие доклады о деятельности каждого центра за год.

Национальный центр нейтронных сечений ведет работу над V версией библиотеки оцененных данных ENDF/B. Закончен второй том нового атласа BNL-325. В 1975 г. в МАГАТЭ переданы для всеобщего пользования оцененные данные по продуктам деления и реакторной дозиметрии.

В Центре по компиляции нейтронных данных выполнена большая работа по созданию библиографического каталога СИНДА, по сбору числовых данных и напи-

санию программ форматного преобразования информации.

Секция по ядерным данным (NDS) подготовила к изданию библиографический каталог СИНДА-76, предварительно устранив избыточную и ошибочную информацию. Выпущен каталог имеющихся в NDS ядерных данных CINDU-11. Готовится к изданию список запросов на ядерные данные WRENDА-76.

Центр по ядерным данным (ЦЯД) с апреля 1975 г. записал на магнитные ленты 75 работ. Всего к настоящему моменту записано около 300 из общего числа 450, содержащих числовые данные и опубликованных в 1959—1975 гг. В МАГАТЭ переданы оцененные данные (полные файлы) ряда изотопов. Опубликованы четыре сборника «Ядерные константы», удовлетворено в 1975 г. 110 запросов. ЦЯД подготовил к выпуску труды третьей Всесоюзной конференции по нейтронной физике. Закончена оценка всех сечений никеля и хрома.