

V Симпозиум по переработке отработавшего топлива и обезвреживанию радиоактивных отходов

На симпозиуме, состоявшемся в апреле 1981 г. в Марианске-Лазне (ЧССР), были подведены итоги работ, выполненных в 1976—1980 гг. в рамках планов ПК СЭВатом-энерго по исследованиям переработки твэлов АЭС, обезвреживания жидких, твердых и газообразных отходов и дезактивации загрязненных поверхностей. Было представлено 12 обзорных и 100 тематических докладов.

В докладах специалистов СССР о переработке отработавшего топлива тепловых и быстрых реакторов описано современное состояние проблемы, приведены результаты научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ. Общепринятые водные процессы переработки основываются на экстракции урана, плутония и нептуния с последующим их разделением. Изучены физико-химические основы технологии, отдельные процессы и опытные образцы оборудования испытаны в лабораторных условиях и на опытных установках с отработавшим топливом АЭС. Рассмотрены механизмы комплексообразования актиноидов с фосфорсодержащими экстрагентами и сорбентами, кинетики используемых для разделения реакций плутония и нептуния, кинетики фазовых переходов циркония, ниобия, рутения и плутония. Изучены зависимости вида эмульсии, степени ее дисперсности и скорости расщепления от режима работы экстрактора, состава водной и органической фаз (СССР, ПНР, ЧССР). Детально изучен электрохимический метод разделения плутония и урана посредством постоянного тока, даны рекомендации по материалам для электродов и оптимальным условиям проведения разделения (ПНР). При выделении цезия и стронция из высокоактивных растворов с применением производного карборана на укрупненной лабораторной установке достигнуто 99%-ное извлечение и очистка цезия и стронция от основных сопутствующих радионуклидов в $10^2 \div 10^4$ раз (СССР, ЧССР). Еще в шести докладах, представленных специалистами ГДР и СССР, рассматривалось выделение отдельных осколочных (цезия, технеция, палладия) и трансплутониевых элементов (америдия) или смесей этих элементов из аналогичных растворов. Продолжались поиски и исследования новых экстрагентов и сорбентов на основе фосфоорганических и серосодержащих соединений. Состояние исследований по газоторидному методу переработки отработавших твэлов быстрых реакторов излагалось в докладах специалистов ЧССР и СССР. Отмечена возможность переработки этим методом топлива с коротким временем «охлаждения» (3—6 мес) с 99%-ным извлечением урана и плутония. Описана технологическая схема, результаты экспериментов на установке «Фрегат» в НИИАРе с твэлами БОР-60.

Привлекли внимание доклады о хранении и транспортировке отработавшего топлива АЭС. В СССР с учетом опыта других стран — членов СЭВ успешно решена транспортировка отработавшего топлива ВВЭР-440 с использованием вагонов-хозяев ТК-6, в том числе для международных перевозок. Разрабатываются контейнеры ТК-10 для перевозки отработавшего топлива АЭС с ВВЭР-1000, изучается возможность создания контейнеров для отработавшего топлива быстрых реакторов.

Продолжается разработка неструктивных (СССР) и структурных (ЧССР) методов определения изотопного состава и выгорания топлива тепловых реакторов. Интересен экспериментально-расчетный метод, сочетающий проведение γ -спектрометрических измерений концентрации ^{137}Cs , ^{134}Cs и ^{106}Ru по известным параметрам излучения с определением концентрации урана и плутония и вклада их в общее выгорание. Перспективен метод определения выгорания, основанный на регистрации собственного нейтронного излучения. Новые возможности открывает использование стабильных изотопов рутения и молибдена в качестве мониторов выгорания (ГДР). Исследованию изотопных корреляций на облученном топливе посвящены работы чехословацких и польских специалистов, выполненные совместно с югославскими специалистами. Успешно завершен эксперимент СРОК-2, в ходе которого специалисты стран — членов СЭВ впервые в мире сравнили результаты определения степени выгорания топлива различными методами.

В докладах специалистов ГДР, ПНР, СССР, ЧССР о дистанционном контроле технологического процесса переработки ядерного топлива приведены результаты разработок конкретных методов и датчиков контроля расхода, уровня, концентрации урана, плутония, кислоты, валентных форм актиноидов и т. п. Лабораторная экстракционная установка в горячих камерах Радиевого института им. В. Г. Хлопина используется для экспериментальных разработок автоматизированных систем контроля и управления, отработки и испытания приборов дистанционного контроля.

По обезвреживанию радиоактивных отходов программа симпозиума включала следующие разделы: методы очистки и концентрирования жидких радиоактивных отходов АЭС; отверждение отходов среднего и высокого уровней радиоактивности; обращение с твердыми радиоактивными отходами; окончательное хранение отвержденных радиоактивных отходов; очистка газообразных выбросов; дезактивация загрязненных поверхностей оборудования и помещений; контроль радиоактивности окружающей среды.

Значительное место на конференции занимали доклады, посвященные усовершенствованию технологических схем и аппаратуры очистки и концентрирования жидких отходов АЭС. В частности, на конференции был рассмотрен опыт эксплуатации технологических схем, включающих процесс упаривания, который в настоящее время является основным в переработке жидких отходов АЭС. Особое внимание было уделено изучению коррозии выпарных аппаратов в различных режимах работы и очистке отходящих паров и конденсата. Применение мембранных процессов переработки борсодержащих радиоактивных отходов АЭС — обратного осмоса и электродиализа позволит регенерировать и повторно использовать борную кислоту, а также значительно снизить объем радиоактивных концентратов, направляемых на хранение (СССР).

Наиболее проработанным процессом отверждения радиоактивных отходов в странах — членах СЭВ в настоящее время является битумирование. Прошли опытные

и опытно-промышленную проверку битуматоры различных конструкций (котлового, шнекового, трубчатого и роторного) на отходах различного химического состава (ПНР, СССР). Битумированные блоки показали достаточную химическую, термическую и радиационную устойчивость при включении в них отходов среднего уровня активности. Разработаны опытно-промышленные образцы битуматоров роторного типа, рассчитанные на полную производительность по переработке отходов. Ведется поиск новых связующих (органических) материалов, в частности отходов химической и нефтехимической промышленности, усовершенствуется процесс цементирования с введением присадок различного вида для повышения механической прочности и химической устойчивости материала, а также сокращения конечного объема отходов. Целям сокращения объема отвержденных отходов и повышения безопасности при их транспортировке и окончательном хранении отвечают процессы кальцинации и остекловывания отходов среднего уровня активности АЭС, а также остекловывания отходов, образующихся при регенерации отработавшего ядерного топлива. Объем стекла от 1 м³ жидких отходов составляет 0,2—0,3 м³, что в 4 раза меньше объема битума и почти в 10 раз цемента (СССР, ЧССР). Скорость выщелачивания наименее прочно закрепляемого радионуклида (¹³⁷Cs) на два порядка ниже скорости выщелачивания из битумного блока и на четыре — из цементов. Однако для остекловывания требуется более сложное аппаратное оформление технологической схемы (применение высокой температуры), поэтому для внедрения этого метода необходимы дополнительные исследования, в частности, разработка методов отверждения отработавших ионообменных смол, повторное использование образующегося конденсата со следами азотной кислоты и др.

Специалисты СССР и ЧССР представили доклады о разработке процессов и оборудования для остекловывания высокоактивных отходов, об изучении физико-химического состава стекол и стеклокерамических материалов различного состава. В последние годы в этих странах испытаны опытные установки и отработаны в стендовых условиях на модельных продуктах технологические процессы остекловывания — как одно-, так и двухстадийные. Для нагрева печей и плавления стекломассы использовали джоулево тепло, внешние электронагреватели и индукционный среднечастотный нагрев для тигельных печей. При изучении свойств стеклоподобных многокомпонентных фосфатных и борсилкатных стекол большое внимание уделяли влиянию химического состава на кристаллизационную способность, скорость выщелачивания радионуклидов и другие параметры, которые определяют надежность фиксации и безопасность при окончательном хранении в геологических формациях. Рассмотрены вопросы очистки газового потока, возникающего при остекловывании высокоактивных отходов, изложены результаты испытаний фильтрующих материалов и силикагеля отечественного производства для улавливания отдельных радионуклидов (ЧССР). Приведены экспериментальные данные об изменении основных характеристик образующихся при газотермических процессах регенерации отработавшего ядерного

топлива БОР-60 реальных высокоактивных твердых отходов в процессе длительного хранения: тепло- и газовыделение, радиоактивность, термическая стойкость и коррозионное воздействие на конструкционные материалы (СССР).

Основными направлениями работ в подготовке твердых отходов к захоронению являются сжигание горючих материалов и прессование. Сжигать горючие отходы АЭС можно в печах, оборудованных системами газоочистки. Они позволяют достигать санитарных норм выбросов вредных веществ в атмосферу. Однако системы газоочистки нуждаются в усовершенствовании (СССР, ЧССР). Для прессования мягких отходов используются промышленные прессы, оборудованные для работы с радиоактивными материалами. Для сокращения объемов крупногабаритного оборудования в ЧССР рассматривают электродугтовую резку, для более толстых материалов — автогенную, ленточными пилами — для медленной резки материалов диаметром до 20 см, а также ротационными пилами, пневматическими и гидравлическими ножницами.

Значительный интерес представил доклад об окончательном хранении отвержденных радиоактивных отходов в геологических формациях (ГДР, СССР). Специалисты ГДР представили экспериментальные данные о поведении каменной соли при воздействии тепла и радиации. В докладе специалистов ЧССР обсуждены пути и модели миграции радионуклидов в грунтовые воды из хранилищ радиоактивных отходов, предложены аналитические уравнения для расчета проникновения воды через пористые среды и миграции радионуклидов. Интерес вызвали доклады о дезактивации оборудования и помещений АЭС. В докладе специалистов ПНР приведены результаты экспериментов по применению водяного пара с добавками детергентов и комплексообразователей для дезактивации. Специалисты СССР сообщили о разработках технических средств дезактивации оборудования и помещений, в том числе установок приготовления паровых смесей для дезактивации, самодного устройства для дезактивации трубопроводов, ванны для дезактивации съемного контурного оборудования, гидромониторов кругового и сферического действия, парожеткционного распылителя, аппаратов для приготовления и передачи пленкообразных составов.

Симпозиум показал, что в 1981—1985 гг. сотрудничество стран — членов СЭВ целесообразно сосредоточить на следующих вопросах: разработка нормативно-технической документации и средств, необходимых для транспортировки отработавшего топлива АЭС и радиоактивных отходов; оптимизация технологических схем регенерации отработавшего топлива тепловых и быстрых реакторов; разработка методов и приборов дистанционного контроля и управления технологическими процессами для их автоматизации; совершенствование и унификация методов обращения с радиоактивными отходами, в том числе разработка типового оборудования и технологических схем для переработки отходов АЭС, усовершенствование методов и средств дезактивации первого контура, оборудования и поверхностей АЭС.

ЗЕМЛЯНУХИН В. И., РАКОВ Н. А.