

Итоги международной оценки ядерного топливного цикла (МОЯТЦ)*

Четвертая группа: «Переработка топлива, обращение с плутонием, повторное использование топлива»

Группа провела работу по следующему плану: сбор фактической информации о национальных планах переработки отработавшего ядерного топлива, обращения с плутонием и его использования; определение типовых заводов, характеристик и методов переработки ядерного топлива, обращения с плутонием и его использования, основанных на существующей технологии; рассмотрение технических альтернатив типовой технологии; рассмотрение альтернатив организационных структур; оценка с точки зрения экономики как существующей практики, так и возможных альтернатив использования ресурсов ядерного топлива, влияния на окружающую среду и нераспространения ядерного оружия.

Было принято упрощенное описание ядерного топливного цикла, которое предполагает, что в зависимости от того, перерабатывается или не перерабатывается отработавшее топливо, возможны три варианта: хранение отработавшего топлива в течение некоторого времени в бассейнах-хранилищах, после чего направление на вечное захоронение; рецикл (повторное использование) в тепловых реакторах, при котором уран и плутоний (или один из них) могут быть возвращены в виде новых твэлов в реактор; рецикл с использованием быстрых реакторов.

В настоящее время многие страны имеют тепловые реакторы, однако предполагается, что рецикл плутония в тепловых и быстрых реакторах вряд ли будет осуществлен в широком промышленном масштабе ранее 1990—2000 гг.

Группа охарактеризовала современное состояние и дала прогнозы количества отработавшего топлива, мощностей перерабатывающих заводов, количества выделенного плутония до 2000 г. Ожидаемое количество накопленного отработавшего ядерного топлива тепловых реакторов (без учета его переработки) оценивается примерно в 50 тыс. т в 1985 г. и более 320 тыс. т в 2000 г. В 1985 г. предполагается переработать 8600, а в 1990 г. — 20 500 т отработавшего топлива. Годовая мощность перерабатывающих заводов возрастет от 700 т в 1977 г. до ~9 600 т в 2000 г.

Суммарное количество переработанного отработавшего топлива тепловых реакторов к 2000 г. определено в 100—120 тыс. т. Накопленное количество делящегося плутония к 2000 г. в отработавшем топливе оценивается в ~1540 т, из них выделенного ~460 т.

Отмечено, что в настоящее время только во Франции есть действующий завод, перерабатывающий окисное топливо; восемь стран имеют планы пуска таких заводов, а три-четыре предполагают использовать для регенерации ядерного топлива услуги других стран. Хранилища плутония в виде нитрата или окиси есть в Бельгии, Франции, ФРГ, Италии, Японии, Великобритании и США. Предполагает построить небольшие хранилища плутония Испания, Бельгия, ФРГ, Индия, Япония и Швейцария имеют планы использования плутония в тепловых реакторах.

Описание типовой технологии промышленного масштаба для переработки отработавшего топлива тепловых

реакторов, хранения и транспортирования плутония, изготовления твэлов из смешанного топлива и рецикла плутония в названных реакторах основано на характеристиках существующих, проектируемых или строящихся заводов, перерабатывающих аналогичный материал (с меньшим уровнем выгорания).

Цель производства завода по переработке топлива тепловых реакторов — извлечение урана и плутония из отработавших твэлов; разделение, очистка и концентрирование уранового и плутониевого продуктов перед их передачей (в форме уранилнитрата и растворов нитрата плутония) на другой, вероятно, здесь же расположенный завод для превращения в окислы; предварительная обработка образующихся твердых, жидких и газообразных отходов.

Предполагается, что на заводе должно перерабатываться топливо с выгоранием до 40 ГВт·сут/т и временем выдержки до 3 лет. Производительность завода 4 т/сут при времени работы 175—300 сут в году.

Используется пурекс-процесс, включающий совместный цикл экстракции и очистки от продуктов деления урана и плутония и по два последующих экстракционных цикла очистки и концентрирования в урановой и плутониевой ветвях. Конечные продукты завода — раствор нитрата плутония с концентрацией плутония 250 г/л и раствор уранилнитрата с концентрацией урана 450 г/л. В голове процесса предусматривается резка и растворение топлива. В качестве основного экстракционного оборудования рекомендуется использовать в первом общем цикле экстракционные колонны, во втором и третьем урановых циклах — смесители-отстойники, в плутониевых циклах — колонны. Планируются временное хранение топлива до его переработки (1000 т урана) и создание буферного хранилища раствора нитрата плутония объемом 1 м³ (250 г/л).

Подробно рассмотрены технологии, которые могут быть предложены для уменьшения риска распространения ядерных материалов. Отметим некоторые из них.

Совместная переработка предусматривает неполное разделение урана и плутония, так что в плутониевом потоке всегда присутствуют значительные количества урана. Совместное превращение уранилнитрата и нитрата плутония в окислы может быть выполнено различными методами: осаждением гидроокисью аммония с последующей фильтрацией и кальцинацией, денитрацией и т. п. Однако каждый из этих методов еще требует изучения и доработки.

Хранение и транспортирование плутония в виде смешанных окислов исключает присутствие плутония в чистом виде в топливном цикле. Предварительное облучение может обеспечить защиту твэлов от диверсии. Например, облучение в течение 20 сут потоком нейтронов, эквивалентное $N = 1$ МВт/т для сборки РWR, обеспечит дозу ~200 Р/ч ($1P = 2,58 \cdot 10^{-4}$ Кл/кг) на расстоянии 1 м от сборки в течение 6 мес. Технология процесса разработана. Однако этот метод требует в дальнейшем дистанционного обслуживания тепловыделяющих сборок и вызывает необходимость использования контейнеров с усиленной защитой.

* См. также настоящий выпуск, с. 343.

Введение излучателей, например ^{60}Co (3 г на 1 кг плутония), в раствор плутония на перерабатывающем заводе или на установке превращения в окислы обеспечит для сборки PWR мощность дозы 1000 Р/ч на расстоянии 1 м. Однако использование этого метода также требует дистанционного обслуживания и защитных контейнеров при транспортировании.

Перспективным может быть метод частичной переработки, при котором часть радиоактивных продуктов деления или транслутониевых актиноидов остается в уран-плутониевом потоке и вводится в новое топливо. Этот метод технически осуществим, но несколько снижает реактивность в реакторе (по некоторым расчетам на 2—3%).

Развитию метода физических барьеров уделено усиленное внимание во Франции, ФРГ и Великобритании. Во Франции и ФРГ в проекте будущих заводов нашли отражение принципы так называемого процесса *Pirex*, согласно которым завод рассматривается как труба с делящимся материалом, в то время как операторы находятся снаружи. Ввод отработавшего топлива и выход плутония тщательно контролируются, а число вторичных входов и выходов, например для подачи реагентов и вывода эфлюентов, сведено до минимума и тоже тщательно контролируется.

Повышение эффективности повторного использования ядерного топлива в тепловых реакторах дает возможность уменьшить количество хранимого плутония и существенно снизить потребление обогащенного урана (от 20 до 50% в зависимости от типа реактора).

При оценке факторов влияния на окружающую среду рассмотрены типовая и альтернативные технологии с точки зрения рекомендаций Международной комиссии по радиологической защите. Сделан вывод, что регистрация отработавшего топлива, изготовление твэлов из смешанных окислов, обращение с плутонием и его рецикл могут быть осуществлены в соответствии с рекомендациями МКРЗ. Увеличение глобальной коллективной дозы облучения населения в результате переработки топлива до 1995 г. составит лишь 0,025—0,1%, что находится в рамках региональных и временных флюктуаций, ожидаемых от природного фонового облучения.

Рассмотрение экономических оценок типовой технологии топливного цикла привело к следующим результатам. Рассчитанная стоимость переработки отработавшего топлива при 80%-ной загрузке предприятия составляет при производительности завода 300; 750; 1500; 3000 т/год соответственно 314—763; 224—555; 168—424; 129—340 долл./кг. Стоимость производства смешанного топлива оценивается в 420—720 долл./кг (при производительности завода 200 т/год).

Результаты расчетов сильно зависят от исходных данных, как правило, неодинаковых в разных странах, поэтому в качестве приложений к докладу рабочей группы представлены экономические оценки, выполненные специалистами ряда стран (США, Бельгии, Канады, ФРГ, Японии, Нидерландов, Великобритании).

Были рассмотрены потребности в исходном уране [на 1 ГВт (эл.) мощности] в год в зависимости от схемы топливного цикла и типа реакторов с рециклом и без него.

Рецикл урана и плутония сокращает потребность в уране для легководных реакторов до 20%. По данным канадских специалистов, рецикл плутония в тяжелководных реакторах сократит потребность в уране до 50—60%. Ощутимое значение рецикла урана ожидается приблизительно с 1985 г., плутония — около 1990 г.

В рамках оценки мер, направленных на уменьшение риска распространения ядерного оружия, обсуждены технические аспекты, связанные с возможностью нелегального использования делящихся материалов в военных целях при реализации уран-плутониевого топливного цикла в тепловых реакторах. Использованы термины «распространение», «кража», «диверсия» (переклечение). При этом подразумевается, что распространение связано

с действиями, санкционированными государственными органами, а кража является акцией внутренних или международных групп, действующих по своей инициативе вопреки «установкам государственных органов». Диверсия (переклечение) определяется как действия, необходимые для осуществления решения национального правительства или субнациональной группы, направленного на использование предприятий ЯТЦ или материалов не по назначению.

Наиболее чувствительными с точки зрения распространения этапами типового топливного цикла с тепловыми реакторами и возвратом плутония являются транспортировка в случае субнациональной кражи и хранилище плутония в случае открытого хищения национальными правительствами в условиях, когда международная система гарантий аннулирована или не действует. Для скрытого хищения национальными правительствами в условиях действия международной системы гарантий чувствительными точками являются установки по переработке отработавшего топлива или по изготовлению смешанного окисного топлива, где имеются значительные потоки плутонийсодержащих материалов и, следовательно, существует большая возможность наличия неучтенных материалов.

При рассмотрении технических мер по уменьшению риска распространения группа высказала мнение, что такие меры оказывают лишь ограниченное влияние на уменьшение риска. Более важны меры, предусмотренные системой гарантий, и потенциально — организационные меры. Работа группы основывалась на существующей системе гарантий МАГАТЭ на предприятиях топливного цикла. Отмечено, что имеющийся опыт применения системы гарантий к предприятиям по переработке отработавшего и производству смешанного топлива ограничен и базируется на учете материалов и, частично, мерах по сохранению и контролю материалов.

Для будущих предприятий топливного цикла предлагается ряд усовершенствованных концепций, которые находятся на разных стадиях разработки и заключаются в основном в усовершенствовании технических средств учета и контроля (методик, приборов) и повышении их точности, а также в создании непрерывности технологических потоков, обеспечивающих надежное сохранение материалов.

Группа рассмотрела дополнительные организационные мероприятия, направленные на уменьшение возможности использования делящихся материалов в военных целях. Проведен анализ существующей организационной системы на предприятиях по переработке, при хранении и транспортировании плутония, производстве смешанного окисного топлива и др., системы лицензирования и государственного контроля, международных (двусторонних и многосторонних) обязательств и соглашений.

В связи с проблемами, с которыми сталкиваются развивающиеся страны при разработке своих ядерных программ, было отмечено, что вследствие относительно небольших потребностей в энергетических мощностях для развивающихся стран целесообразно создание всего комплекса производств ядерного топливного цикла. Предпочтительнее создание многонациональных или региональных центров хранения и (или) переработки топлива, а также совместное с другими странами решение вопросов подготовки персонала, обращения с отходами и т. п.

Таким образом, в итоге работы группы составлена объективная картина современного состояния и прогнозов накопления отработавшего ядерного топлива АЭС, плутония, имеющих мощностей перерабатывающих заводов, перспектив и потребностей их развития в капиталистических странах, подтверждена целесообразность переработки отработавших твэлов.

Цель рассмотренных альтернативных технологий — уменьшение риска распространения ядерного оружия, однако они еще требуют дополнительных исследований

ских и опытно-конструкторских работ. Признавая важность технических мер, направленных на сокращение риска распространения ядерного оружия, группа признала более важными меры, связанные с системой гарантий,

и мероприятия по созданию более совершенных организационных структур для развития ядерной энергетики в мире.

КОНДРАТЬЕВ А. Н., ТИХОНОВ Н. С.

Шестая группа: «Обращение с отработавшим топливом»

Группа проводила исследования методов обращения с отработавшим топливом после его выгрузки из реактора перед отправкой либо на радиохимическую переработку, либо на окончательное захоронение при отказе от переработки.

Собрана и обработана информация по характеристикам топлива реакторов различного типа, практике хранения в различных странах, по наличию топлива на хранении, емкостей-хранилищ и потребностям в дополнительных хранилищах. Выявился различный подход к вопросам обращения с отработавшим топливом. Развивающиеся, развитые страны с ограниченными программами ядерной энергетики, а также США по различным причинам отказываются от организации радиохимической переработки и рассматривают необходимость создания хранилищ для длительного 20—25-летнего хранения топлива. Великобритания, Франция, СССР и ряд других стран ориентируются на строительство радиохимических заводов; некоторые страны занимают выжидательную позицию, оттягивают сроки принятия решения о радиохимической переработке и поэтому вынуждены заботиться о расширении хранилищ в настоящее время; наконец, есть страны, готовые безвозмездно отказаться от прав на отработавшее топливо. Однако кратковременное (1—3 года) хранение выгруженного из реакторов топлива — обязательная ступень топливного цикла, и практика организации хранилищ имеется во всех странах, эксплуатирующих АЭС.

Особенности кратковременного хранения и перевозки топлива анализировались в четырех подгруппах рабочей группы, рассматривающих различные типы реакторов: LWR, HWR, GCR и FBR.

Несмотря на особенности хранения топлива реакторов различного типа, в практике хранения, конструкциях хранилищ и методах обращения много общего. Наиболее широко используется хранение в воде, в бассейнах-хранилищах. Емкость хранилищ при АЭС обычно не превышает двух полных загрузок активной зоны. Бассейны-хранилища представляют собой гидроизолированные облицованные сталью емкости, оборудованные системами перегрузочных средств, теплоотвода, очистки воды. Технические вопросы, связанные с конструкцией бассейнов-хранилищ, разрешены, и дополнительных проблем не возникает.

Отмечено, что топливо GCR в магноксовой и стальной оболочке не допускает длительного хранения в отличие от топлива LWR и HWR с циркониевой оболочкой твэлов.

Анализ существующего в настоящее время положения с вводом радиохимических заводов и возможностями предоставления соответствующих услуг на международном рынке приводит к выводу, что объемы приреакторных хранилищ будут недостаточны уже к 1985 г., и диктует необходимость существенного их расширения. Определенный выход из положения обещает дать применение специальных поглотителей нейтронов при более плотном размещении топлива в бассейнах.

Исследование вопроса транспортировки топлива от АЭС на радиохимическую переработку или в промежуточные хранилища показало, что разработанные и эксплуатируемые транспортные средства удовлетворяют условиям безопасности при перевозках. При этом трудных для разрешения проблем не возникает.

Из практики различных стран по эксплуатации бассейнов-хранилищ видно, что радиационная безопасность персонала обеспечивается достаточно простыми средствами, воздействие на внешнюю среду незначительно. Примерно одинаково в разных странах решается задача организации физической защиты ядерных материалов (защита от хищений).

Экономические оценки капитальных вложений и расходов на создание хранилищ, транспортные средства, хотя и различаются в разных странах, составляют малую долю (1,5—3%) капитальных вложений в АЭС; малый вклад в стоимость вырабатываемой электроэнергии несут и эксплуатационные расходы по хранению и перевозке топлива.

Несмотря на недостаточную разработку ряда юридических вопросов, особенно в плане международного сотрудничества, особых трудностей во взаимоотношениях не возникает. Однако признано желательным выработать определенный общий подход, регламентирующий сотрудничество в правовом, экономическом и социальном аспектах.

Результаты исследований шестой рабочей группы показали, что обращение с отработавшим топливом реакторов АЭС — важная ступень топливного цикла и что хранение отработавшего топлива в условиях неопределенности технической политики в отношении строительства радиохимических заводов становится фактором, ограничивающим темпы развития ядерной энергетики в различных странах.

ДЕРГАЧЕВ Н. П.

Седьмая группа: «Обращение с отходами и их захоронение»

Задача группы — проведение технических и аналитических исследований различных ядерных топливных циклов (ЯТЦ) в свете оценки методов обращения с получающимися в этих циклах радиоактивными отходами и их воздействия на окружающую среду, особенно в стадии их окончательного захоронения; факторов радиационной безопасности; технико-экономических обоснований; аспектов нераспространения делящихся материалов в военных целях; юридических и организационных вопросов обращения с отходами и специальных нужд развивающихся стран.

Для упрощения сравнительных оценок был введен ряд допущений в отношении выбранных ЯТЦ, технологических схем обращения с отходами и их окончательного захоронения. Так, например, группа исследовала каждый из выбранных топливных циклов отдельно, вне связи с другими циклами. Это привело к тому, что любые ядерные материалы, непосредственно не используемые в данном цикле (например, уран и плутоний в отработавшем топливе в циклах без переработки), рассматривались как отходы. Постулировалось также, что каждый из исследуемых ЯТЦ не изменяется в течение неопределенно долгого