**ПЕРСПЕКТИВНЫЕ ТОПЛИВНЫЕ ЗАГРУЗКИ РЕАКТОРОВ ДЛЯ ЗАМКНУТОГО**

**ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ**

Современная ядерная энергетика работает в открытом топливном цикле, и одна из наиболее острых проблем, с которой она столкнулась в настоящее время, — растущий объем отрабо­тавшего ядерного топлива. Объем уже на­копленного отработавшего топлива в мире оце­нивается 270—350 тыс. т, ежегодный темп накопления составляет около 10 тыс. т. Разраба­тывается несколько стратегий обращения с ним: захоронение — открытый топливный цикл, пе­реработка с рециклом компонентов топлива и захоронением высокоактивных отходов — за­мкнутый топливный цикл. К настоящему време­ни однозначного выбора не сделано, решение отложено. Долговременное хранение отрабо­тавшего топлива — это отложенное решение.

В США в Юкка-Маунтин для открытого топливного цикла планировалось строительство сухого хранилища объемом ~70 тыс. т для без­опасной изоляции отработавшего топлива в те­чение 10 тыс. лет [1].

Для уже накопленного в мире отработавшего топлива требуется 3—5 таких хранилищ, если принять хранилище типа Юкка-Маунтин за единицу измерения. С учетом мас­штабного роста мощностей АЭС ввод хранилищ будет увеличиваться в геометрической прогрес­сии (рис. 1). Их строительство и содержание требуют значительных финансовых затрат, что сможет сделать ядерную энергетику неконкурен­тоспособной.

Рис. 1. Частота строительства хранилищ типа Юкка-Маунтин до 2100 года.

Другая стратегия — переработка отрабо­тавшего топлива и иммобилизация извлекаемых при этом высокоактивных отходов: продуктов деления и актиноидов. Извлекаемые при пере­работке уран и плутоний можно использовать повторно как в тепловых, так и в быстрых реак­торах. Во втором случае сжигание плутония бо­лее эффективно,так как одновременно нараба­тывается новое топливо. Скорость накопления делящихся изотопов определяется отношением скорости образования к скорости выгорания де­лящихся изотопов КВ: для тепловых реакторов КВ ~ 0,7, для быстрых реакторов можно иметь КВ > 1. Таким образом, быстрые реакторы по­вышают рентабельность переработки отрабо­тавшего топлива и обеспечивают ядерную энер­гетику новым топливом, что позволяет сокра­тить потребление природного урана. Такая особенность быстрых реакторов стимулирует переход к замкнутому топливному циклу, ис­пользуя для этого быстрые реакторы с КВ > 1.

Оценка вклада в экономию природного ура­на в зависимости от года ввода быстрых реакто­ров выполнена для нескольких вариантов разви­тия ядерной энергетики. В качестве базового варианта принят сценарий с тепловыми реакторами, работающи­ми до середины XXI в. на уране, затем часть их с 2050 г. начинает работать на смешанном уран-плутониевом топливе с использованием плуто­ния, выделенного из отработавшего топлива. Рассмотрены варианты ввода быстрых реакто­ров с 2030 и 2050 гг. с КВ ~1 и 1,2.

На рис 2 сравнивается интегральное потребление природного урана в зависимости от года ввода быстрых реакторов с базовым сцена­рием развития ядерной энергетики без быстрых реакторов. Традиционные ресурсы природного урана оцениваются 16 млн. т, что является ори­ентиром при сравнительной оценке вариан­тов [5].

Как видно на рис. 2, на развитие ядерной энергетики на тепловых реакторах даже в слу­чае рецикла плутония, полученного при перера­ботке отработавшего топлива, потребуется к концу XXI в. около 25 млн. т природного урана, что на 9 млн.т превосходит его оцененные запасы.

Существенное сокращение потребления природно­го урана на горизонте второй половины XXI в. можно получить, ускорив ввод быстрых реакторов с более высоким КВ и коротким временем выдержки отработавшего топлива перед переработкой.

Реализация этого направления сопряжена с трудностями, обусловленными высокой радиоактивностью и энерговыделением отработавшего топлива. Эти трудности возрастают в связи с системными требованиями сокращения времени выдержки отработавшего топлива, повышения выгорания топлива в быстрых реакторах, вытекающими из необходимости роста эффективности замыкания топливного цикла. Например, для перспектив­ных быстрых реакторов предполагается дости­жение выгорания 120 ГВт\*сут/т, что в 2 раза выше этих показателей для тепловых реакторов. На рис. 3 показано снижение остаточного энер­говыделения в зависимости от времени выдерж­ки для разной глубины выгорания отработавше­го топлива.

В настоящее время с помощью пурекс-процесса можно перерабатывать отработавшее топливо тепловых реакторов выгоранием не бо­лее 50—60 ГВт\*сут/т после выдержки не менее 5 лет. Аналогичные ограничения на выгорание накладывают используемые сегодня контейнеры для его транспортировки [6].

В качестве одного из методов переработки топлива с высоким выгоранием с использовани­ем пурекс-процесса предлагается его смеши­вать, например, с отработавшим топливом бланкетов, таким образом, снизив энерговыделение до приемлемого уровня.

Выдержка, лет

Рис. 3. Остаточное энерговыделение *Е* топлива выгоранием 40 *(1)*, 50 *(2)*, 60 *(3)*, 100 ГВт\*сут/т *(4)*

Стоимость, отн. ед.

Выдержка, лет

Рис. 4. Оценка стоимости переработки 1 кг отработавшего топлива в зависимости от выгорания 20 *(1)*, 40 *(2)*, 60 *(3),* 100 ГВт\*сут/т *(4)* и выдержки, стоимость переработки отработавшего топлива выгоранием 40 ГВт\*сут/т и выдержкой 5 лет *(5)*

Согласно рис. 4 переработка отработавшего топлива после выдержки 1 год окажется в 10 раз дороже переработки базового топлива ВВЭР, после выдержки 3 года — примерно в 5 раз. Конечно, в таком случае замыкание ЯТЦ теряет смысл, так как для быстрых реакторов с КВ ~ 1 и КВ = 1,2 и выдержкой отрабо­тавшего топлива более 20 лет доля таких реакторов будет минимальной, что не позволит сколь-либо существенно снизить потребление природного урана. Кроме того, при выдержке отработавшего топлива качество плутония пор­тится из-за распада 241Pu. Особенности пурекс-процесса в части энерговыделения и удельной радиоактивности перерабатываемого отрабо­тавшего топлива ограничивают его прямое ис­пользование в системе ядерной энергетики с быстрыми и тепловыми реакторами с замыкани­ем топливного цикла и стимулируют модерни­зацию метода и разработку новых технологий, менее чувствительных к радиоактивности пере­рабатываемого отработавшего топлива.

**Время выдержки в зависимости от выгорания по сравнению с базовым отработавшим топливом, год**

|  |  |
| --- | --- |
| Показатель | Выгорание, ГВт\*сут/т |
| 50 | 60 | 100 |
| ЭнерговыделениеАктивность: α ßγ  | 6,5>2066,5 | 7,5>206,58 | 16,5>201113 |

Рассмотрим другую возможность решения этой проблемы.

Часть проблем переработки отработавшего топлива, определяемых повышением выгорания и соответственно радиоактивности, может быть решена при гетерогенном размещении в реакторе сырьевого и делящегося компонентов. B тепловых реакторах гетерогенноеразмещение делящегося и сырьевого материала рассматривалось при использовании в качестве сырьевого материала тория. Изначально этот подход был разработан применительно к ВТГР [8, 9]. В этом случае в твэлах использовалось микротопливо. Микротопливо - это керамичес­кий сердечник из диоксида урана (делящийся компонент) или диоксида тория (сырьевой ком­понент), расположенный в капсуле из много­слойных керамических покрытий. Особенность такой конструкции обеспечивает высокое выго­рание (десятки процентов) делящегося вещест­ва, что позволяет направлять отработавшее мик­ротопливо без переработки на захоронение. Де­лящийся материал, произведенный в сырьевом микротопливе, может повторно использоваться с при замыкании топливного цикла.

Следовательно, основная тенденция построения гетерогенной структуры заключается в требовании как можно более высокого выгора­ния исходного делящегося материала в твэлах, такого чтобы эти элементы не требовали быстрой переработки и рецикла. Сырьевые элемен­ты, расположенные гетерогенно в активной зоне или бланкете, в которых накоплен новый деля­щийся материал и имеющий существенно меньшую радиоактивность, могут перерабаты­ваться после короткого времени выдержки.

Оценки обращения с отработавшим топли­вом для гетерогенной зоны — с разделением делящихся и сырьевых изотопов показали, что зоне сжигания обеспечивается максимальное выгорание и тем самым почти полностью ис­пользуются делящиеся изотопы, в зоне воспро­изводства нарабатываются вторичные изотопы. После облучения в реакторе энерговыделение в зоне с делящимся изотопом будет спадать су­щественно медленнее в сравнении с зоной, где располагается сырьевой изотоп (рис. 5). При соответствующей частоте перегрузок в этих зо­нах будет производиться минимальное коли­чество продуктов деления, КВ может достичь 2.

***Рис. 5.*** Остаточное энерговыделение Е и выгорание внутреннего 120 ГВт\*сут/т (*1*) и внешнего 20 ГВт\*сут/т слоя *(2)* гетерогенного твэла при среднем выгорании 40 ГВт\*сут/т в сравнении с выгоранием 40 ГВт\*сут/т и выдержкой 5 лет *(3)*

Таким образом, при анализе развития ядерной энергетики с замыканием топливного цикла необходимо, исходя из принципа вовлечения в технологические процессы минимальной ра­диоактивности, продолжить исследования в направлении не только совершенствования технологий переработки отработавшего топлива, но разработки схем реакторов, позволяющих раз­делить процессы производства энергии и наработки топлива.