

СЖИГАНИЕ ОТХОДОВ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА БЫСТРЫМИ НЕЙТРОНАМИ В ЭЛЕКТРОЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОЙ УСТАНОВКЕ – АЛЬТЕРНАТИВА ГЕОЛОГИЧЕСКОМУ ЗАХОРОНЕНИЮ: СЛУЧАЙ УКРАИНЫ

В.А. Бомко, А.М. Егоров, Б.В. Зайцев, А.Ф. Кобец
ННЦ «Харьковский физико-технический институт»
61108, Харьков, ул. Академическая, 1, Украина

Проблема ликвидации радиоактивных отходов ядерной энергетики рассматривается с точки зрения 3-х аспектов: экономической целесообразности, воздействия на окружающую среду и безопасности по отношению к взрыву. Представляется наиболее эффективным метод сжигания трансурановых элементов и трансмутации наиболее опасных продуктов деления ядер в электроядерных энергетических установках (ЭЯЭУ), в основе которых лежит комплекс ускоритель - подкритический реактор на быстрых нейтронах. Приведены результаты расчетов перспектив выработки дополнительной энергии и движения компонентов отходов ядерного топлива для находящихся в эксплуатации на Украине реакторов в течение номинального срока эксплуатации 40 лет.

ВВЕДЕНИЕ

Растущее накопление отходов топлива ядерных реакторов представляет собой проблему, которая вскоре может стать одной из главных причин отказа от использования ядерной энергетики, что уже имеет место в некоторых ведущих в экономическом плане странах. И это происходит, несмотря на серьезную угрозу нарушения равновесия атмосферных процессов, вследствие огромного количества CO₂, выделяемого при сжигании ископаемого углеводородного топлива. Угроза загрязнения окружающей среды становится политической проблемой, так как она сильно задевает широкую общественность. Количество радиоактивных отходов, нарабатываемых на ядерных реакторах мира, общей электрической мощностью 400 ГВт к 2010 году составит 300000 т [1].

Наиболее распространенными по количеству и в высшей степени активными являются радионуклиды, нарабатываемые в реакторах путем деления ядер, и трансурановые элементы (ТРУ), рождаемые в результате ядерных реакций на медленных нейтронах.

Радионуклиды, продукты деления урана, которые нарабатываются в количестве около 1,8 т/год на одном блоке ВВЭР-1000 (LWR), определяют радиоактивность на порядок больше, чем радиоактивность ТРУ в течение первых 50 лет после выгрузки отходов. В дальнейшем их вклад в общую радиоактивность уменьшается, но некоторые радионуклиды имеют исключительно большой период полураспада и их захоронение в геологических хранилищах требует больших финансовых средств.

Трансурановые элементы, которые нарабатываются со скоростью 0,48 т/год на одном реакторе живут очень долго, а их активность через 1000 лет превышает активность продуктов деления в 10⁵ раз. И, хотя все трансурановые элементы обладают достаточно высокой делимостью, использовать их в

современных реакторах на медленных нейтронах не представляется возможным.

Настоящая работа посвящена обзору ведущихся широким фронтом разработок методик комплексного подхода к сжиганию ТРУ и трансмутации наиболее опасных долгоживущих радионуклидов, осколков деления ядер. Кроме экономической целесообразности, это обеспечивает минимальное воздействие на окружающую среду и гарантию безопасности на всех этапах работ с радиоактивными отходами – переработки, сжигания, трансмутации и захоронения.

Основная часть работы посвящена постановке задачи сжигания отходов ядерного топлива как альтернативы геологическому захоронению для ядерной энергетики Украины.

1. ОТХОДЫ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА НА УКРАИНЕ

В настоящее время на атомных электростанциях Украины находится в эксплуатации 11 реакторов типа ВВЭР-1000 и 2 реактора ВВЭР-400 [3]. Общая электрическая мощность их достигает 12 ГВт.

За 3-х годичный топливный цикл (2 перегрузки и одна выгрузка) в расчете на один год из одного реактора с топливной массой 70 т выгружается около 23,3 т отходов ядерного топлива. Общее количество ТВС, находящихся одновременно в 12 реакторах Украины (2 реактора ВВЭР-440 для простоты будем считать эквивалентными одному блоку ВВЭР-1000) составляет 1956. Они содержат в себе 840 т топлива по урану при исходной степени обогащения 4,4% ураном ²³⁵U. С учетом веса конструкционных материалов (31%) при 3-х годичном топливном цикле за год будет нарабатываться 406 т активированных отходов. Предполагая, что номинальный срок службы реакторов этого типа составляет 40 лет, за это время будет накоплено 16240 т радиоактивных отходов. Состав отходов ядерного топлива, нарабатываемого в Украине за один год и за 40 лет эксплуатации 12 реакторов типа ВВЭР, приведен в таблице 1.

На рис.1 приведена радиотоксичность всех компонентов отходов в абсолютных единицах (Зиверт) в зависимости от времени (шкала слева) и отнесенная к радиотоксичности угля, который необходимо сжечь для того, чтобы выработать ту же энергию (шкала справа). Приведен случай для 2527 т отходов ядерных реакторов, накопленных в настоящее время в Испании [2]. Для того чтобы оценить величину радиотоксичности отходов 12 ядерных реакторов, работающих на Украине, после 40-летнего срока их эксплуатации необходимо все приведенные на рис.1 величины умножить на 6,426.

Таблица 1.

Состав и количество ядерных отходов, нарабатанных на реакторах Украины

	%	т/год	т/40 лет
U	94.771	264.536	10581.420
Np	0.059	0.165	6.165
Pt	0.951	2.663	106.512
Am	0/092	0.257	10.304
Cm	0.00217	0.006	0.243
ОД	4.124	11.547	461.888

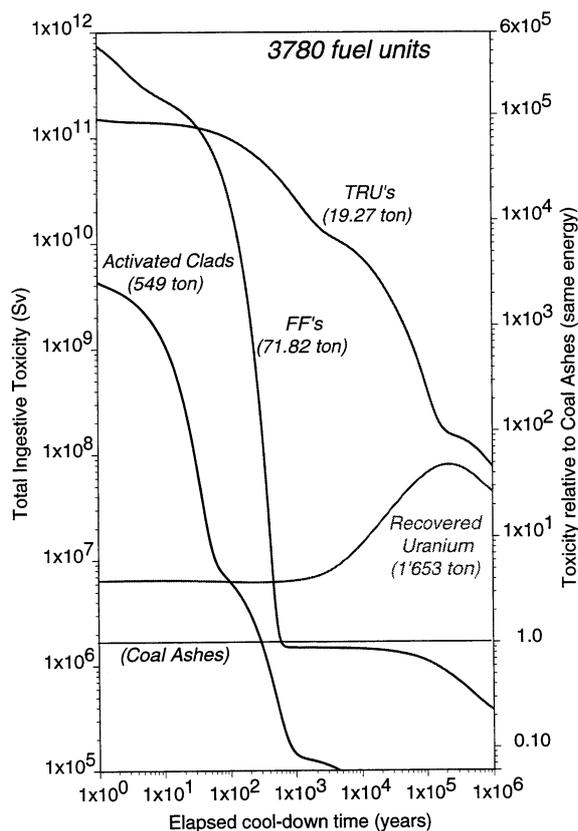


Рис.1. Динамика радиотоксичности отходов ядерного топлива массой 2527 т (случай Испании) (обозначение в абсолютных единицах) (слева) и отнесенная к радиотоксичности сжигаемого угля для получения той же энергии (справа) [2]

Как видно из рис.1, вначале (на протяжении около 100 лет) преобладает радиотоксичность осколков деления. Решающую роль играют изотопы ^{137}Cs и

^{90}Sr . С распадом этих изотопов через 1000 лет вклад ТРУ, в количестве всего 1% от общей массы отходов, составит около 99,995% полной радиотоксичности. Дальнейший распад ТРУ будет продолжаться более миллиона лет.

Существующая практика обращения с отработанным ядерным топливом предполагает его выдержку на ядерных станциях в течение 30-50 лет и последующее захоронение в геологических хранилищах. Необходимость переработки с разделением урана, трансурановых элементов, радионуклидов – продуктов деления и конструкционных элементов, оспаривается из-за сложности технологического процесса и экономическими соображениями. Однако такая практика имеет существенные недостатки:

1. Захороняются трансурановые элементы, имеющие большой запас энергии и обладающие временами жизни, сравнимыми с геологическими;
2. Обеспечить сохранность геологических хранилищ в течение 10^5 лет не представляется реальным и даже в случае их сохранности многие радионуклиды обладают повышенной способностью утечки и попадания в биологический цикл;
3. Экономическое рассмотрение процесса захоронения в геологических хранилищах с обеспечением контролируемых условий хранения дает усредненную оценку ~800 долл. США за килограмм отходов, что при выполнении правил МАГАТЭ хранения высокоактивных отходов требует затрат $\sim 1 \cdot 10^9$ долл. США на один блок ВВЭР-1000 за время его 40-летней эксплуатации.

2. СЖИГАНИЕ ТРАНСУРАНОВЫХ ЭЛЕМЕНТОВ

Процесс сжигания ТРУ заключается в трансформации их ядер путем реакции деления. В случае быстрых нейтронов вероятность деления ядер значительно более высокая, чем для тепловых нейтронов.

Используемые в небольших количествах реакторы на быстрых нейтронах, работающие в надкритическом режиме, в качестве топлива используют уран-плутониевую смесь. Однако они не получили широкого распространения, так как процесс сжигания плутония происходит только при концентрации плутония большей 15%. При меньшей концентрации идет процесс дальнейшей наработки (бридинга) плутония [4]. Однако режим работы с высокой концентрацией делящегося плутония в надкритическом режиме сопряжен с опасностью критической массы.

Известно предложение российских ученых [5,6] о возможности сжигания плутония в реакторе на быстрых нейтронах в саморегулируемом нейтронно-ядерном режиме (нейтронно-делительная волна). Однако это предложение находится на начальной стадии разработки.

В нескольких странах ведутся разработки мощных линейных ускорителей протонов (порядка 100 МВт средней мощности пучка), которые, наряду с процессом создания дополнительной подсветки нейтронов реактора, работающего в подкритическом

режиме, могут осуществлять трансмутацию радионуклидов, содержащихся в отходах ядерного топлива [7,8,9].

Наиболее эффективным и безопасным вариантом сжигания плутония и других высших актинидов является электроядерная энергетическая система, предложенная группой сотрудников ЦЕРН во главе с Карло Руббиа и названная «Energy Amplifier» (EA). Описание этой установки изложены в ряде публикаций ЦЕРН [10-13]. Обзор этих публикаций приведен в [14,15].

Energy Amplifier явился следствием перекрестного обогащения ускорительных технологий и технологий производства энергии в процессе деления ядер. Подробнее об этом типе электроядерной энергетической установки будет идти речь на завтрашнем пленарном заседании [16].

Концептуальные особенности EA заключаются в 4-х основополагающих новациях:

1. Подкритичность. В основе EA лежит подкритический ядерный реактор с коэффициентом размножения нейтронов $k = 0,97...0,98$. Этот фактор является гарантией полной безопасности ядерной энергетики и исключает возможность аварийной ситуации.

2. Недостаток нейтронов, необходимых для протекания цепной реакции, восполняется за счет нейтронов, рождаемых в процессе spallation-реакции на ядрах с большим массовым числом (свинец, висмут), облучаемых пучком протонов, ускоренных до энергии (1...1,5 ГэВ). Изначальный энергетический спектр этих нейтронов очень жесткий.

3. Замедлителем нейтронов является свинец. Процесс замедления нейтронов протекает адиабатически, путем их многократного рассеяния на ядрах свинца. Свинец в EA выполняет сразу несколько функций: рождение spallation-нейтронов, их замедление, перенос энергии путем естественной конвекции, экранирование и поглощение излучений, вытекающих из активной зоны. Наконец, он выполняет роль среды для помещения топливных элементов.

4. Топливом EA могут служить различные варианты смесей делящихся материалов. Наиболее эффективными являются смеси моноизотопного тория с трансурановыми элементами, наработанными в ядерных реакторах на медленных нейтронах, а также смеси тория с ^{235}U или ^{233}U , военным плутонием.

Кроме решения непосредственной задачи создания новых источников дешевой и в высшей степени надежной ядерной энергии, работающих на доступном и практически неисчерпаемом топливе (торий), ЭЯЭУ могут коренным образом решить и другую труднейшую проблему ядерной энергетики – сжигание радиоактивных отходов ядерного топлива. Все они внедряются в ториевую матрицу топливных элементов и процесс их сжигания сопровождается наработкой ^{233}U согласно цепочке реакций $^{232}\text{Th} + n \rightarrow ^{233}\text{Th} \rightarrow ^{233}\text{Pa} \rightarrow ^{233}\text{U}$. Последний может быть использован для «засева» новых циклов EA или в реакторах ВВЭР (LWR).

Плутоний и другие трансураны за несколько циклов полностью сжигаются. Этот процесс сопровождается выделением большого количества энергии, 940 МВт·дней/кг ТРУ. Практически этот выход увеличивается за счет энергии осколков деления (несколько процентов) и реакции деления ^{233}U , нарабатываемого из ^{232}Th , достигая 1200 МВт·дней/кг.

Из приведенной информации следует, что один EA с тепловой мощностью 1500 МВт, работающий на топливной смеси ТРУ – Th, будет нарабатывать за год тепловой энергии 547,5 ГВт·дней, или при электрической мощности 625 МВт – около 6 млрд. кВт· часов электроэнергии в год. При этом будет уничтожаться 420 кг ТРУ.

Таким образом, для сжигания 123 т ТРУ, наработанных за 40 лет 12-ю реакторами Украины, потребуется 293 (EA-ячеек) Жлет или 8 единиц EA, которые будут работать на протяжении около 40 лет.

3. ТРАНСМУТАЦИЯ ДОЛГОЖИВУЩИХ ОСКОЛКОВ ДЕЛЕНИЯ

Главной целью работы EA в режиме сжигания отходов ядерного топлива является устранение ТРУ, которые вносят решающий вклад в радиотоксичность после цикла работы ВВЭР (LWR). Однако в случае успешного выполнения этой операции остается несколько долгоживущих радионуклидов, которые вносят основной вклад в остаточную радиотоксичность отходов, поэтому необходимо рассмотреть возможность их трансмутации. Если при сжигании ТРУ, которое осуществляется путем деления ядер, имеет место большой выход дополнительной энергии, то в случае осколков деления при захвате нейтронов происходит их распад, трансформируя долгоживущий элемент в другой короткоживущий, а затем в стабильный элемент.

Этот метод требует высокой изотопной чистоты, иначе большое количество нейтронов будет захватываться другими, преимущественно стабильными изотопами, превращая их опять в активные. Радиотоксичность осколков деления с течением времени приведена на рис. 2 [2]. Как видно, после 700 лет.

Таблица 2.

Состав и характеристики долгоживущих осколков деления LWR после 40 лет работы

Элемент	Нач. масса, кг	Период полураспада, лет	Активность, Кюри	Объем захоронения, м ³
^{99}Tc	843	$2,11 \cdot 10^5$	14455	48181
^{129}I	196.02	$1,57 \cdot 10^7$	34.7	4327
^{93}Zr	810.4	$1,53 \cdot 10^6$	2040.1	583
^{135}Cs	442.2	$2,3 \cdot 10^6$	510.1	510
^{126}Sn	29.48	$1,0 \cdot 10^5$	838.1	239
^{79}Se	6.57	$6,5 \cdot 10^4$	458.6	131

Приведенное рассмотрение показывает, что приоритетной трансмутации подлежат ^{99}Tc и ^{129}I . В результате их ликвидации объем захоронения долго-

живущих отходов по классу А уменьшится в 37 раз (с 53971 до 1463 м³ в расчете на один реактор). Для 12 реакторов Украины с номинальным сроком работы 40 лет объем захоронения уменьшится с 648 до 17 тыс. м³.

Практическая возможность трансмутации долгоживущих отходов предполагает наличие мощного источника нейтронов. Минимальное количество нейтронов, необходимых для полной трансмутации наиболее опасных изотопов ⁹⁹Tc, ¹²⁹I и ⁷⁹Se, наработанных за 40 лет стандартным LWR – 11,29 кг (в 1 кг нейтронов содержится 5,97 · 10²⁶ нейтронов).

В варианте, когда источником нейтронов является протонный пучок, потребуется ускоритель, рассчитанный на энергию протонов ≥ 1 ГэВ. В процессе spallation-реакции, когда мишенью служит свинец, средняя энергия нейтронов составит 10 МэВ, поэтому наработка 1 кг нейтронов требует 0,5 · 10⁹ кВт· час или 1,5 МВт средней мощности пучка на протяжении 40 лет. При КПД ускорителя 0,5 – это соответствует 3 МВт электрической мощности. Следовательно, выработка 11,29 кг нейтронов, необходимых для трансмутации долгоживущих отходов, потребует 34,2 МВт электрической мощности за весь период работы LWR, т.е., около 4% от вырабатываемой им энергии. Если включить еще вероятность захвата нейтронов осколками деления и другие факторы, то на трансмутацию долгоживущих отходов потребуется постоянно отдавать около 7% производимой на LWR мощности.

Этот расход энергии и затраты на сооружение ускорителя представляются значительными. Поэтому рассматривается возможность более рационального метода трансмутации в потоке «убегающих» нейтронов в Energy Amplifier, в режиме сжигания ТРУ. В одном ЕА в процессе их сжигания будет наработано 106,2 кг нейтронов. Часть этого потока может быть взята на трансмутацию. Оптимальной для комплексного сжигания ТРУ и долгоживущих осколков деления является величина 0,106 [2]. Эта избыточная часть нейтронов будет эффективно утилизирована для трансмутации долгоживущих осколков деления.

Трансмутация долгоживущих осколков деления с помощью быстрых «убегающих» или «паразитных» нейтронов, может применяться прямо в ЕА. Общий вид топливной, активной зоны ЕА приведен на рис.3.

В объем 27 вносят 270 кг ⁹⁹Tc в металлическом виде, располагая его дисперсно в матрице свинца с относительной концентрацией 1,04 · 10⁻³. В блоки 29 вносят другие трансмутируемые элементы. Отношение масс ⁹⁹Tc/(Th+ТРУ) = 0,843 т/10,178 т = 0,0828. Блоки трансмутируемых технеция, йода и, возможно, селена должны располагаться в определенном сочетании, так как сильный резонансный захват ⁹⁹Tc имеет место при энергии нейтронов 5,6 эВ, которая существенно ниже резонанса других элементов. Поэтому должна быть подобрана их геометрия та-

ким образом, чтобы обеспечить оптимальные условия трансмутации всех элементов.

В последнее время бурно развиваются экспериментальные исследования по физике быстрых нейтронов, рождаемых в процессе spallation-реакции, их эволюции в процессе многократного рассеяния, а также изучаются характеристики процесса трансмутации нейтронов. Наиболее характерный результат получен в ЦЕРН [16] в эксперименте с первоначальным пучком протонов, ускоренным на протонном синхротроне (PS) до энергий 2,5 и 3,57 ГэВ. Метод трансмутации, основанный на использовании резонансного захвата нейтронов ядрами при адиабатическом снижении энергии нейтронов в среде свинца, именуемый TARC (Transmutation by Adiabatic Resonance Crossing), позволяет значительно увеличить эффективность захвата нейтронов.

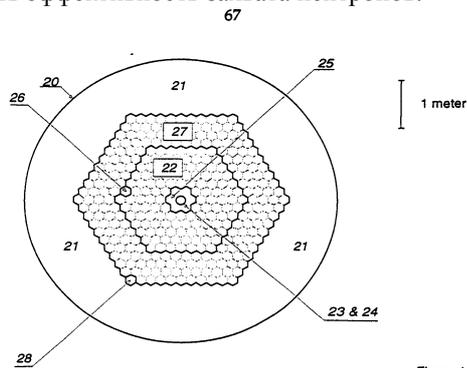


Figure 14 a

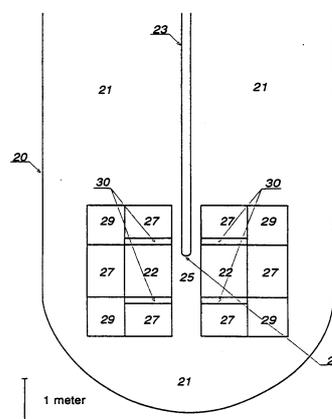


Figure 14b

Рис.3. Конфигурация активной зоны ЕА для трансмутации долгоживущих осколков деления [6]. 20 - стальной сосуд, наполненный жидким свинцом - 21, ионопровод пучка - 23, собственно топливные элементы - 22, окно выхода пучка - 24, spallation-область - 25, топливные стержни - 26, трансмутируемые отходы в блоках - 27, 29 - емкости с трансмутируемыми материалами: поперечное сечение (а); продольное сечение (б)

Из рис.4 [16] видно, что в процессе spallation-реакции рождаются нейтроны с энергетическим диапазоном 10⁴...10⁷ эВ. Около 14% из них имеют энергию выше 20 МэВ. В процессе упругого столкновения нейтронов происходит адиабатическое уменьшение их энергии от 10⁷ эВ до тепловых значений энергии.

На этом фоне четко просматриваются пики резонансного захвата нейтронов ядрами ^{99}Tc . Особенно выделяется резонанс при энергии 5,6 кэВ (400 барн), который нейтроны проходят за 4 шага. Резонансное интегральное сечение захвата нейтронов ядрами ^{99}Tc составляет 310 барн, тогда как поперечное сечение захвата тепловых нейтронов – около 20 барн. Нейтроны, захваченные ^{99}Tc ($\tau=2,1 \cdot 10^5$ лет) производят ^{100}Tc ($\tau=15,8$ с), который распадается в стабильный ^{100}Ru .

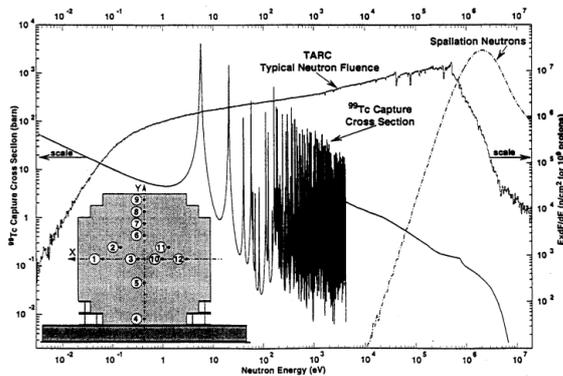


Рис.4. Спектры spallation-нейтронов и потока нейтронов в свинцовой мишени

Таким образом, трансмутация при адиабатическом пересечении резонансов оказывается на порядок эффективней, чем на тепловых нейтронах.

4. ПЕРЕРАБОТКА ОТХОДОВ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

За время активной деятельности над всеми отходами, в процессе которой осуществляется охлаждение, сепарация, сжигание ТРУ и трансмутация некоторых долгоживущих ОД и захоронение остальных, которая составит около 100 лет, большинство ОД распадутся, за исключением стронция и цезия, которые доминируют на протяжении около 500 лет. Общее количество выделяемого при этом тепла изменяется со временем по тому же закону, что и активность. В начальное время, после 15-летней выдержки, количество выделяемого тепла составит около 60 МВт, а через 400 лет уменьшится до нескольких киловатт.

После выгрузки из реакторов отработанное топливо должно пройти через следующие этапы:

1. Выдержка в водяном бассейне не менее 15-20 лет. За это время произойдет наибольший распад радиоактивных элементов.

2. Элементная сепарация, в процессе которой перерабатывается примерно по 1 т в неделю каждая из 8 единиц. Наиболее важная часть отходов топлива направляется в ЕА. При таком темпе 8 комплексов ЕА переработает все ТРУ, выработанные за 40 лет каждым из 12 ВВЭР, примерно за 40 лет, хотя предполагается, что срок службы ЕА составит больше 60 лет. После завершения сжигания отходов топлива реакторов ЕА будут продолжать работать на природном торие, смешанном с ^{233}U , нарабатанном в предыдущих топливных циклах.

3. После завершения периода сжигания ТРУ и трансмутации наиболее активных и долгоживущих ^{99}Tc и ^{129}I оставшиеся компоненты отходов, такие как стронций, цезий и криптон, помещаются в захоронения с промежуточным сроком. Тепловыделение отходов в виде осколков деления, составляющее через 100 лет 10 Вт/кг будет уменьшаться с каждым столетием примерно в 10 раз и через 400 лет составит 0,013 Вт/кг и может быть направлено в постоянное длительное хранилище. Выделяемое тепло может быть отобрано простой конвекцией воздуха. Поэтому на протяжении нескольких сотен лет необходимо вести постоянный контроль за материалами, находящимися в хранилище.

4. Окончательное захоронение долгоживущих радионуклидов, в поверхностных долговременных хранилищах, которые не могут привести к авариям (хранилища класса А).

В настоящее время сепарация ядерных отходов по элементам ведется в централизованных фабриках довольно сложным жидкостным методом (PUREX). В то же время прорабатывается альтернативный пирохимический метод, который значительно дешевле и эффективнее [15]. Этот метод, ввиду его простоты и компактности, может быть применен прямо на площадке, где расположен ЕА.

INTEGRATED INCINERATION FACILITY

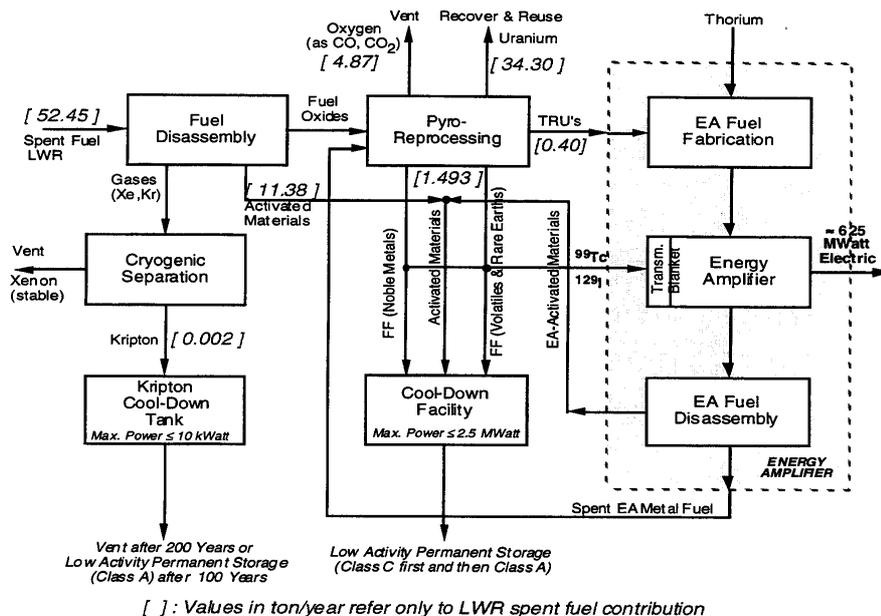


Рис.5. Диаграмма потока отходов топлива от LWR [2]

На рис.5 [5] изображена схема потоков отработанного ядерного топлива по структурным системам сепарации, переработки, восстановления, выдержки и захоронения конечных продуктов в сочетании с комплексом ЕА, рассчитанным на выработку 1500 МВт тепловой мощности (625 МВт электрической), потребляющая при этом для засева ториевой смеси 400 кг ТРУ в год, соответствующая годовичному темпу переработки ТРУ одним ЕА, составит 52,4 т от общих отходов топлива ядерных реакторов.

Первоначально, как видно из рис.5, топливо разделяется на газообразные продукты, топливные окислы, активированные конструктивные материалы. Газообразные продукты разделяются в криогенной системе. При этом стабильный ксенон вентилируется. Криптон, один из изотопов которого имеет активность с периодом полураспада 10,7 лет, в существующей практике также выбрасывается в атмосферу. Однако его радиотоксичность после 15-летней выдержки остается довольно значительной, около $1,5 \cdot 10^5$ Кюри/год, поэтому, учитывая, что все изотопы криптона составляют только 2 кг от всего состава отходов, поступающих в ЕА за год, имеет смысл после криогенной сепарации поместить его в герметизированные контейнеры и содержать до тех пор, пока его активность упадет до допустимого уровня (после 200 лет его активность составит всего 80 Кюри).

Полная масса активированных конструктивных материалов, отправляемых в промежуточное захоронение, составит 11,38 т в год, а топливные окислы в количестве 39,2 т за год направляются в пиросепараторы. В результате отходы будут разделены на следующие потоки:

1. Уран в виде чистого металла, состоящий из 98,34% ^{238}U , 1,1% ^{235}U , 0,544% ^{236}U и 0,021% ^{234}U . Среди указанных изотопов ^{236}U не содержится в при-

родном уране, хотя он очень долгоживущий (период полураспада равен $2,34 \cdot 10^7$ лет), следовательно, не составит проблем при обогащении.

2. Трансурановые элементы, тоже в значительной мере чистые, за исключением небольшой примеси ($3 \cdot 10^{-3}$) урана. В результате в 400 кг ТРУ, выделяемого за год, будет содержаться 100 кг урана. Это не скажется существенно на работе ЕА, так как в общей массе его топлива уран легко сочетается с торием. В то же время этот уран в изотопной смеси с делящимся ^{233}U , нарабатываемым в процессе топливного цикла ЕА в количестве 170 кг за год, исключает возможность военной диверсии.

3. Продукты деления движутся по двум направлениям. Одно из них – благородные металлы, выделенные электролитическим путем, могут быть вплавлены в медные матрицы и направляются в промежуточное захоронение. Другое – летучие и редкоземельные элементы в виде хлоридов. Остальные осколки деления также направляются в промежуточные захоронения. Исключение составляют ^{99}Tc и ^{129}I , которые направляются в ЕА для трансмутации.

К указанным потокам выделяемых компонентов отходов следует добавить отходы, нарабатываемые в ЕА. Их количество существенно меньше (5 т за год), но концентрация ТРУ в них значительно выше (10...15%). Так как топливо ЕА в варианте сжигания находится в металлическом виде, то процесс сепарации проще. Нарбатываемый в ЕА ^{233}U (170 кг за год), находящийся в смеси с ^{238}U (63%), может быть использован как топливо ВВЭР. Продукты деления ядер из ЕА (1,5 т), несколько отличающиеся по концентрации, и активированные материалы, главным образом нержавеющая сталь, могут быть сразу направлены в промежуточное захоронение.

Выделенные осколки деления ядер и активированные материалы должны выдерживаться в проме-

жучоном захоpонении определенное время, пока уровень радиоактивности и выделяемое тепло снизятся до уровня допустимого для долговременного (геологического) захоpонения. Промежуточное захоpонение будет наполняться в течение всего периода работы комплекса. После этого будет происходить процесс естественного уменьшения активности.

5. ФИНАНСОВЫЕ АСПЕКТЫ. ПРОБЛЕМЫ СЖИГАНИЯ ТРУ

Глубокое захоpонение может быть выполнено либо с разделением по компонентам, либо без него. Сепарация облегчает возможность обеспечения надежной сохранности и произвести упаковку, отвечающую требованиям конкретного компонента отходов. Однако для этого требуются значительные финансовые средства. Имеет место большой разброс по стоимости захоpонения отходов для стран. В основном выполнение операций по захоpонению заключается в 3-х процессах: сепарация; исследование, разработки и создание хранилищ; упаковка и захоpонение. Наблюдается различный подход к решению этой проблемы. Отсюда большой разброс в финансовых затратах, от 100 дол/кг отходов (Канада) до 1500 дол/кг (Швейцария). В среднем можно оценить стоимость глубокого долговременного захоpонения 1 кг радиоактивных отходов величиной 800 дол. США.

Как отмечалось выше, на Украине за 40 лет эксплуатации 12 реакторов электрической мощностью по 1000 МВт будет накоплено 16240 т радиоактивных отходов. Следовательно, исходя из средней стоимости 800 дол/кг, геологическое захоpонение указанного количества отходов составит 12,8 млрд. долларов.

Как следует из анализа капитальной стоимости комплекса ЕА, приведенного в публикациях [18,19], сооружение его составит 941 млн. долларов, следовательно, для 8 комплексов общая стоимость достигнет 7528 млн. долларов. К этому надо добавить стоимость фабрики сепарации отходов, капитальная стоимость которой по используемой в настоящее время методике мощностью 400 т/год составит 1,33 млрд. долларов. Дополнительно учитывается стоимость систем отстойника (Cool Down) (0,33 млрд. долларов) и хранилища оставшихся долгоживущих отходов (0,6 млрд. долларов). Тогда общая стоимость инвестиций в комплекс сжигания ТРУ составит 9,78 млрд. долларов.

Следовательно, капитальная стоимость комплекса по сжиганию ТРУ будет ниже стоимости захоpонения отходов в долговременных геологических захоpонениях (9,78 млрд. долларов вместо 12,8 млрд. долларов).

При этом надо иметь ввиду другой немаловажный фактор, заключающийся в том, что процесс сжигания ТРУ является в высшей степени выгоден в энергетическом плане. Он сопровождается выделением большого количества энергии (около 40% от энергии, полученной на ВВЭР при работе такого

количества ТРУ). Кроме того, этот процесс сжигания сопровождается наработкой значительного количества ^{233}U из ^{232}Th . Цифры, касающиеся выработки дополнительного количества энергии из отходов ядерного топлива, наработанного 12 реакторами за 40 лет на Украине, приведены в таблице 3.

Таблица 3.

Энергия, наработанная на 8 ЕА, при сжигании отходов ядерного топлива на Украине

Количество ТРУ	123 т
Энергия из ТРУ	$9,900 \cdot 10^9$ ГДж
Энергия из $^{232}\text{Th} \rightarrow ^{233}\text{U}$	$6,434 \cdot 10^9$ ГДж
Энергия из ^{233}U (из ВВЭР)	$3,464 \cdot 10^9$ ГДж
Полная дополнительная энергия	$19,79 \cdot 10^9$ ГДж
Эквивалентное количество нефти	$473 \cdot 10^6$ т
Стоимость нефти при 20 дол/Бар	$70 \cdot 10^9$ дол.

Для того чтобы оценить величину выработки энергии, предположим, что 8 ЕА будут производить электроэнергию общей мощностью 5 ГВт. Предположим, что коэффициент ее эксплуатационного использования составляет 0,9. Тогда годовой выход энергии составит $40 \cdot 10^9$ кВт· час. При цене 5 центов за 1 киловатт· час это составит 2 млрд. долларов за год, а за 40 лет – 83 млрд. долларов. Себестоимость этой энергии составит 1,18 центов за 1 киловатт· час, т.е., полная себестоимость составит всего $0,047 \cdot 10^9$ дол. Таким образом, выгода от производства энергии при сжигании отходов ядерного топлива очень высока.

К указанному следует добавить стоимость сепарированного урана (10452 т), уже обогащенного до 1,1%. Его стоимость [4] составит 1,8 млрд. дол. и ^{233}U , произведенного в ЕА (1400 кг), который может быть использован для обогащения смеси ^{235}U (1,1%) и ^{233}U (2,8%). Это даст 51,87 т обогащенной топливной массы для ВВЭР стоимостью 1124 дол. за 1 кг или 2,5 млрд. дол. за все топливо.

Таким образом, сжигание отходов ядерного топлива выгодно Украине как с точки зрения защиты окружающей среды, так и в высшей степени с экономических соображений.

ЛИТЕРАТУРА

1. С. Rubbia, S. Buono, E. Gonsales et al. A Realistic Plutonium Elimination Scheme with Fast Energy Amplifier and Thorium-Plutonium Fuel. CERN/AT/95-53 (ЕТ).
2. С. Rubbia, S. Buono, Y. Cadi and J.A. Rubio. Fast Neutron Incineration in the Energy Amplifier as Alternative to Geologic Storage: the Case of Spain. CERN/LHC/97-01 (ЕЕТ).
3. И.А. Петельгузов. *Работоспособность тепло-выделяющих элементов энергетических*

- атомных реакторов типа ВВЭР, PWR, BWR:* Препринт. Харьков: ННЦ ХФТИ 1999, 86 с.
4. J.P. Revol. Particle Physics Contribution to the Elimination of Nuclear Waste. CERN-SL/99-067 EET.
 5. Л.П. Феоктистов. Нейтронно-делительная волна // Доклады Академии наук СССР. 1989, т.309, №4, с.864-867.
 6. В.Я. Гольдин, Л.Ю. Анистратов. Реактор на быстрых нейтронах в саморегулируемом нейтронно-ядерном режиме // Математическое моделирование. 1995, т.7, №10, с.12-32.
 7. Н.В. Лазарев, А.М. Козодаев. Сверхмощные линейные ускорители протонов для нейтронных генераторов и электроядерных установок // Атомная энергия. 2000, декабрь, т.89, вып.6, с.440-454.
 8. В.Р.Мурин, Г.И.Батских et. al. «Designing Problems of Proton Linac with Output Energy 1 GeV and cw Current 30 mA» // ADTTA Conf. 1999.
 9. J.Anderson, P.Lisovsky, W.Bishop et al. Status of the APT Proect // ADTTA-99, p.643-652.
 10. C. Rubbia, J.A. Rubio, S. Buono et al. Conceptual Design of a Fast Neutron Operated High Power Energy Amplifier. CERN/AT/95-44 (ET).
 11. C.Rubbia. Resonance Enhanced Neutron Captures for Element Activation and Waste Transmutation. CERN/LHC/97-04 (EET).
 12. C Rubbia and J.A.Rubio. A Tentative Programme Towards a Full Scale Energy Amplifier. CERN/LHC/96-11 (EET).
 13. C. Rubbia. Status of the Energy Amplifier Concept // Proceedings of the II Intern Conf. ADTD and Application, Kalmar, Sweden. 1996, p.35.
 14. В.А.Бомко, И.М.Карнаухов, В.И.Лапшин. Усилители мощности – основа ядерной энергетики XXI века: Обзор. Харьков: ННЦ ХФТИ, 2001, с.52.
 15. В.А. Бомко, И.М. Карнаухов. Комплекс ускоритель-реактор будущее ядерной энергетики // Вопросы атомной науки и техники. Серия «Плазменная электроника и новые методы ускорения», 2000, (2), с.126-134.
 16. The TARS Collaboration. Neutron-Driven Nuclear Transmutation by ARC in Accelerator Resonance Crossing. CERN-SL-99-036 (ETT).
 17. C.Roche and C.Rubbia. Some preliminary Considerations on the Economical Issue of the Energy Amplifier, CERN/AT/95-45 (ET).
 18. R.Fernandes, P.Mandrilon, C.Rubbia and J.A.Rubio. A Preliminary Estimate of the Economic Impact of the Energy Amplifier. CERN/LHC/96-01 (EET).

INCINERATION OF THE NUCLEAR WASTE WITH FAST NEUTRON IN THE ENERGY AMPLIFIER AS ALTERNATIV GEOLOGIC STORAGE: THE CASE OF UKRAINE

V.A. Bomko, A.M. Egorov, B.V.Zajtsev, A.P.Kobets

The problem of nuclear wastes is accounted from the viewpoint of 3 aspects: ecological expediency, influence on the environment, and safety with respect to explosion. The most efficient method is burning of the wastes in the Energy Amplifier, which is based on the complex of the reactor-accelerator. The goal of this paper is to scope the development of complex techniques of the transuranic elements (TRU) incineration, and transmutation most hazardous long-lived radionuclides, fragments of nuclear fission. eliminated with the heat removal through the natural convection of air. The main part of the work is associated with setting up the problem for Ukrainian nuclear energetics: the nuclear waste incineration as an alternative to the geological disposal.

СПАЛЮВАННЯ ВІДХОДІВ ЯДЕРНОГО ПАЛЬНОГО ШВИДКИМИ НЕЙТРОНАМИ В ЕЛЕКТРОЯДЕРНІЙ ЕНЕРГЕТИЧНІЙ УСТАНОВЦІ - АЛЬТЕРНАТИВА ГЕОЛОГІЧНОМУ ЗАХОВАННЮ: ВИПАДОК УКРАЇНИ

В.О. Бомко, О.М. Єгоров, Б.В. Зайцев, А.П. Кобець

Проблема ліквідування радіоактивних відходів ядерної енергетики розглядається в 3-х аспектах: економічної доцільності, впливу на оточуюче середовище і безпеки відносно до вибуху. Представлено найефективніший метод спалювання трансуранових елементів і трансмутації найнебезпечніших продуктів поділу ядер в електроядерних енергетичних установках (ЕЯЕУ), в основі яких лежить комплекс прискорювач - підкритичний реактор на швидких нейтронах. Наведено результати розрахунків перспектив вироблення додаткової енергії і просування компонентів виходів ядерного пального для реакторів, що знаходяться в експлуатації в Україні, протягом номінального часу експлуатації 40 років.