

ОСНОВНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ОБРАЩЕНИЯ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ ИЗ ОТРАБОТАВШЕГО ТОПЛИВА АЭС С ПРИМЕНЕНИЕМ ЯДЕРНОЙ ТРАНСМУТАЦИИ

DOI: 10.18572/2686-8598-2019-3-3-41-56

Тихомиров Г.В.¹, Герасимов А.С.²,

1 НИЯУ МИФИ, 115409 Москва, Каширское шоссе, 31

*2 НИЦ «Курчатовский институт» - ИТЭФ, 117218 Москва, Б.Черемушкинская, 25
geras-alexander@yandex.ru*

Аннотация: сформулированы основные проблемы, связанные с исследованиями по трансмутации, и на которые должны обращать внимание нынешние молодые исследователи. Рассмотрены процессы образования опасных нуклидов при трансмутации в реакторных установках. Обсуждаются цели трансмутации и выбор нуклидов, которые должны подвергаться трансмутации. Объясняется понятие радиотоксичности как мера радиологической опасности радиоактивных нуклидов, основанная на предельно допустимых концентрациях нуклидов по нормам МАГАТЭ. Обсуждается проблема образования вторичных радиоактивных нуклидов в ядерном топливе при генерации нейтронов для трансмутации. Рассмотрены достоинства и недостатки различных способов трансмутации в ядерных установках: включение трансмутируемых нуклидов в ядерное топливо в быстрых реакторах, трансмутация в специализированных тепловых и быстрых трансмутационных реакторных установках и ADS системах. Обсуждается проблема накопления высокорadioактивных актинидов в трансмутационной установке при долговременной трансмутации и возникновения потенциальной опасности самой трансмутационной установки. Показана неприемлемость применения серийных ядерных реакторов для трансмутации долгоживущих продуктов деления.

Ключевые слова: ядерная энергетика, радиоактивные отходы, актиниды, трансмутация.

ВВЕДЕНИЕ

Развитие промышленных технологий в мире требует увеличения производства электроэнергии. Предполагается, что это увеличение будет достигнуто в значительной мере за счет ядерной энергетики. В нашей стране планы развития ядерной энергетики определялись постановлениями правительства [1, 2], Президента [3], отраслевыми стратегиями [4, 5]. Долгосрочные прогнозы развития ядерной энергетики в мире регулярно издаются МАГАТЭ (см., например, [6]). Согласно докладу [6], на конец 2017 года в мире было 448 действующих энергоблоков АЭС, они производили суммарную мощность 392 ГВт. Произведенная электроэнергия составляла около 10% от общего объема производства электроэнергии в мире. Перспективы развития ядерной энергетики в нашей стране, как и во всем мире, связаны с переходом на замкнутый ядерный топливный цикл с преобладанием реакторов на быстрых нейтронах [5].

История учит нас, что все промышленные технологии, используемые человеком, в большей или меньшей степени, воздействуют на людей и окружающий их мир. С наиболее тяжелыми последствиями подобного воздействия приходится сталкиваться при различного рода авариях, когда в процессе производства вредные для человека элементы и их соединения попадают в окружающую среду. В этом смысле промышленное производство электроэнергии на АЭС не является исключением. Более того, согласно современной точке зрения, это один из наиболее опасных технологических процессов, управляемых человеком. Успех развития атомной энергетики в XXI веке

во многом зависит от решения проблемы экологической безопасности получения энергии за счет деления тяжелых ядер. Об этом свидетельствует опыт аварии на Чернобыльской АЭС и аварии на АЭС Фукусима, потребовавший отселения многих тысяч людей с территорий, окружающих, АЭС и огромных экономических затрат для преодоления последствий аварии. После чернобыльской аварии в мире возникло ярко выраженное негативное отношение к ядерной энергетике в широких общественных кругах. Это негативное отношение повлияло на планы правительств ведущих европейских стран относительно применения ядерных реакторов для производства энергии. Для того, чтобы изменить общественное отношение к ядерной энергетике, были предприняты шаги по разработке и внедрению энергетических ядерных реакторов нового поколения, для которых вероятность большой аварии с выходом радиоактивности за пределы АЭС достаточно мала. Появилось понятие «Общественная приемлемость ядерной энергетике».

Однако наличие безопасных реакторов не решает всех аспектов существующей проблемы безопасности. Объясняется это тем, что производство энергии на АЭС сопровождается образованием потенциально опасных для человека долгоживущих радионуклидов. Они вместе с короткоживущими радионуклидами являются радиоактивными отходами (РАО). В состав РАО входят материалы, содержащие продукты деления изотопов урана и плутония, радиоактивные трансурановые элементы (актиниды), рождающиеся при захвате нейтронов ядрами урана, плутония и более тяжелых актинидов, а также различные конструкционные материалы с наведенной радиоактивностью. По данным на начало XXI века объем РАО, накопленный до 2003 года только в ядерном комплексе России, составлял 600 миллионов кубометров с активностью, превышающей 1020 Бк [7]. Даже для России с ее огромными незаселенными пространствами и заводами по переработке ядерного топлива уничтожение или безопасное хранение таких объемов является весьма сложной и во многом нетривиальной задачей

До самого последнего времени во всех странах, где эксплуатируются АЭС, накапливаемые РАО размещались во временных хранилищах при атомных станциях. При этом предполагалось, что по мере разработки соответствующих технологий, будет осуществляться подземное захоронение РАО в специально сооруженных для этой цели национальных хранилищах. В США получен негативный, с точки зрения авторов, опыт сооружения такого обслуживаемого хранилища РАО. Прошло уже более четверти века с тех пор, как в пустыне штата Невада начали строить огромное хранилище с длиной подземных туннелей 40 миль. Под горным хребтом Юкка Маунтин предполагалось размещать в течение длительного времени (сотни лет) тепловыделяющие топливные сборки, выгружаемые из американских энергетических реакторов. К 2010 году на проектирование и строительство хранилища уже было израсходовано 13,5 млрд долларов, а на окончание строительства и эксплуатацию в течение длительного времени потребовалось бы еще примерно 100 млрд долларов [8]. В настоящее время продолжение строительства под вопросом.

Исследования, проведенные за последние годы, продемонстрировали отрицательные стороны подземного захоронения ядерных отходов АЭС. При такой стратегии обращения с РАО невозможно на длительное время (сотни и более лет) исключить возможность неконтролируемого распространения радиоактивности за пределы хранилища. Основными причинами подобного развития событий могут стать природные катаклизмы (примером может служить цунами, приведшее к аварии на японской АЭС «Фукусима»), а также «полезная» деятельность человека. Глубокое подземное захоронение РАО, по-видимому, станет актуальным только при условии разработки новых технологий, применение которых позволит снизить величину

долгоживущей радиоактивности, нарабатываемую в реакторах, до радиоактивности, используемого человеком природного урана.

В перспективе предполагается реализация замкнутого топливного цикла, важной частью которого являются процессы радиохимической переработки отработавшего ядерного топлива, производства нового топлива и отделения той части, которая считается радиоактивными отходами. На современном этапе развития атомной энергетики, когда замкнутый топливный цикл еще не реализован, отработанное ядерное топливо накапливается в специальных хранилищах. Часть отработавшего топлива перерабатывается для разделения урана и плутония, которые можно вернуть в топливный цикл. С увеличением общей мощности ядерной энергетики количество отработавшего топлива и радиоактивных отходов будет увеличиваться. Часть его подвергается радиохимической переработке для отделения урана и плутония, которые могут быть возвращены в топливный цикл. С повышением суммарной мощности ядерной энергетики количество отработавшего топлива и радиоактивных отходов будет возрастать.

Важный вопрос, который волнует как специалистов, так и мировую общественность, это как поступать с радиоактивными отходами?

Существует несколько подходов к обращению с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами. Одним из них является ядерная трансмутация, предназначенная для снижения уровня накапливаемой радиоактивности. Под термином «трансмутация» подразумевается целенаправленный процесс воздействия нейтронами на долгоживущие радиоактивные ядра, в результате которого радиоактивные ядра превращаются в конечном счете в стабильные ядра. Это достигается посредством сочетания двух типов ядерных реакций. Во-первых, в результате захвата нейтрона радиоактивные ядра превращаются в другие изотопы, которые в свою очередь за относительно короткое время распадаются в стабильные ядра. Во-вторых, тяжелые радиоактивные ядра посредством одного или нескольких последовательных захватов нейтрона превращаются в другие тяжелые изотопы, и в процессе этих превращений происходит реакция деления.

Трансмутация радиоактивных отходов рассматривается мировым научным сообществом как неотъемлемая часть будущего ядерного топливного цикла. Она позволяет трансформировать долгоживущие радиоактивные нуклиды в стабильные или нуклиды с меньшим периодом полураспада, уменьшить количество и опасность отходов, подлежащих окончательному захоронению, и ослабить требования к долгосрочным хранилищам. Немаловажно, что трансмутация радиоактивных отходов, показывающая реальные пути снижения их опасности, способствует созданию благоприятного имиджа широкомасштабной атомной энергетики с точки зрения общественного мнения.

Основная опасность, заключающаяся в радиоактивных отходах, связана с долгоживущими продуктами деления и актинидами из отработавшего топлива ядерных реакторов. Трансмутация актинидов может быть эффективно проведена в установках на базе ядерных реакторов. Трансмутация долгоживущих продуктов деления отличается тем, что для нее требуется большое количество нейтронов. Реакторные установки не могут обеспечить количество избыточных нейтронов и нейтронные потоки, требуемые для трансмутации даже основных долгоживущих продуктов деления. Альтернативой реакторам могут служить электроядерные и термоядерные установки, в которых нейтроны производятся не в реакциях деления, а в других реакциях. Активное развитие ядерной энергетики в нашей стране и во всем мире сопровождается следующими изменениями в подходах к разработке и проектированию реакторных систем. Во-первых, совершенствуются имеющиеся и появляются новые тех-

нологии, что приведет к возможности реализации реакторов новых типов и новых реакторных технологий, прежде всего к переходу на замкнутый ядерный топливный цикл на базе быстрых реакторов. Во-вторых, развитие вычислительных средств позволяет проводить расчеты в реакторной области с большей детализацией описания процессов и большей точностью за счет перехода на программные средства более высокого уровня. Это позволяет проводить исследования по трансмутации на современном научном и инженерном уровне

В будущей ядерной энергетике трансмутация наработанных опасных нуклидов должна быть неотъемлемой частью ядерного топливного цикла. Хотя наибольший интерес к исследованию трансмутации пришелся на предыдущие десятилетия [9-11], а одно из первых упоминаний – в [12], в настоящее время, в связи с совершенствованием ядерных технологий и вычислительных средств, исследования отдельных вопросов трансмутации проводятся на новом более совершенном уровне.

В настоящей статье авторам хотелось бы, основываясь на накопленном опыте, сформулировать основные проблемы, которые в той или иной степени сопровождают любые исследования по трансмутации, и на которые должны обращать внимание нынешние молодые исследователи.

ПРЕВРАЩЕНИЯ НУКЛИДОВ В РЕАКТОРЕ. ОБРАЗОВАНИЕ ОПАСНЫХ АКТИНИДОВ И ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ

Трансмутация не может рассматриваться в качестве альтернативы подземному захоронению РАО. Предполагается, что использование трансмутации позволит снизить долгоживущую опасность РАО до величины, при которой станет безопасным глубокое подземное захоронение.

Какие же нуклиды следует трансмутировать? Как происходит образование опасных нуклидов при работе реактора?

В энергетических реакторах с тепловым спектром нейтронов на природном уране (CANDU) или уране с низким обогащением (ВВЭР) цепочка превращений, начинающаяся с ^{235}U , приводит к образованию ^{237}Np и ^{238}Pu . Основной изотоп урана ^{238}U является источником образования всех изотопов плутония, начиная с ^{239}Pu . Последним значимым изотопом плутония является ^{242}Pu .

Изотопы америция образуются в реакторе двумя способами. Во-первых, ^{241}Pu имеет относительно небольшой период полураспада 14,4 года и при работе реакторе (а также при нахождении отработавшего топлива вне реактора в хранилище) распадается в ^{241}Am . Дальнейшие превращения ^{241}Am в реакторе идут одновременно по двум каналам. С большей вероятностью ^{241}Am превращается в основной короткоживущий изомер ^{242g}Am , имеющий период полураспада 16,02 часа. С меньшей вероятностью ^{241}Am превращается в долгоживущий метастабильный изомер ^{242m}Am , имеющий период полураспада 152 года и распадающийся посредством изомерного перехода в основной изомер ^{242g}Am . Сам основной изомер имеет два канала распада. С вероятностью 82,8% он распадается в ^{242}Pu , и с вероятностью 17,2% он распадается в ^{242}Cm . Изотоп ^{242}Cm распадается посредством α -распада в ^{238}Pu . Период полураспада 162,8 сут относительно короткий для α -распадающихся актиноидов. Распад ^{242}Cm является дополнительным каналом образования опасного ^{238}Pu при работе реактора, а при хранении отработавшего топлива вне реактора – единственным каналом (в добавлении к тому ^{238}Pu , который уже имелся в топливе). Необходимо подчеркнуть, что единственным источником образования ^{242}Cm является распад основного изомера ^{242g}Am .

Возвратимся к превращениям ^{242}Am при поглощении нейтронов. Основной изомер ^{242g}Am имеет большое сечение деления, однако при столь малом периоде полураспа-

да 16,02 часа скорость реакции деления вряд ли может конкурировать со скоростью распада при любых потоках нейтронов. Метастабильный изотоп ^{242m}Am при захвате нейтрона в реакторе превращается в ^{243}Am , который в свою очередь превращается в ^{244}Cm через промежуточные короткоживущие изомеры ^{244m}Am и ^{244g}Am . Оба изомера имеют столь малые периоды полураспада, что при не слишком высоких потоках нейтронов можно считать, что ^{243}Am при захвате нейтрона превращается сразу в ^{244}Cm . Имеются еще два канала образования ^{243}Am . Один – весьма значимый канал – при захвате нейтрона последним изотопом плутония ^{242}Pu через короткоживущий ^{243}Pu . Другой канал – при захвате нейтрона ^{242}Cm и последующим распаде получившегося ^{243}Cm . При оценке значимости этого канала нужно иметь в виду два момента. Во-первых, период полураспада ^{243}Cm составляет 25,5 лет, что снижает значимость этого канала. Во-вторых, поскольку ^{243}Am интересует нас с точки зрения образования ^{244}Cm , а ^{243}Cm при захвате нейтрона превращается сразу в ^{244}Cm , то значимость канала образования ^{243}Am из ^{242}Cm дополнительно снижается.

Перейдем к рассмотрению ^{244}Cm . Это весьма важный нуклид в цепочке актиноидов. Он α -радиоактивен. Относительно небольшой период полураспада 18,11 лет обуславливает его высокую активность и радиационную опасность в отработавшем ядерном топливе. Напомним, что он образуется по трем цепочкам из ^{242}Pu , из ^{243}Am и из ^{243}Cm . При распаде он превращается в ^{240}Pu . Скорость реакции радиационного захвата ^{244}Cm чувствительна к эпитепловым нейтронам. Тепловое сечение реакции небольшое. При облучении в реакторе он превращается в ^{245}Cm .

Важной характеристикой ^{245}Cm является высокое сечение деления. Однако в реакторе не весь ^{245}Cm делится. Сечение радиационного захвата, хотя и существенно меньше сечения деления, но все же не маленькое. Поэтому из ^{245}Cm в результате захвата нейтрона последовательно образуются более тяжелые изотопы кюрия ^{246}Cm , ^{247}Cm , ^{248}Cm . Сечения образования этих нуклидов небольшие, так что количество их убывает с увеличением атомной массы. Кроме того, они могут накапливаться в заметных количествах только в случае повторного многократного облучения в реакторе исходных актиноидов, а это уже имеет отношение не столько к ядерному топливу, а к трансмутации актиноидов.

Последний в цепочке изотопов кюрия ^{249}Cm короткоживущий, он распадается в ^{249}Bk , из которого далее образуются изотопы калифорния, эйнштейния и фермия. Однако далекие изотопы кюрия и транскюриевые нуклиды применительно к облучению ядерного топлива представляют скорее академический интерес из-за их очень малых количеств. Практическую важность их накопление может иметь в процессах трансмутации, характеризующихся повторным многократным облучением трансмутируемых нуклидов.

При длительном хранении в хранилище происходит образование ^{241}Am из-за распада ^{241}Pu , и образование ^{238}Pu из-за распада ^{242m}Am через промежуточный ^{242}Cm . Эти нуклиды, которых не было в выгруженном топливе, радиоактивны в разной степени, и их вклад в общую радиационную опасность необходимо учитывать.

МЕРА РАДИОЛОГИЧЕСКОЙ ОПАСНОСТИ.

ДО КАКОГО ПРЕДЕЛА ТРАНСМУТИРОВАТЬ?

На начальном этапе работ по трансмутации в качестве меры опасности принималась масса нуклидов, активность, энерговыделение. Наиболее продуктивными оказались меры, основанные на биологической опасности с использованием предельно допустимого уровня внешнего облучения (зиверты) или допустимых количеств нуклидов в воде или воздухе согласно нормам МАГАТЭ (радиотоксичность). Применение энерговыделения в качестве меры опасности также является полезным.

Радиотоксичность связана не с внешним облучением, как радиационная опасность, а с внутренним облучением человеческого организма за счет попадания радионуклидов внутрь с вдыхаемым воздухом или с питьевой водой. В зависимости от способа попадания радионуклидов внутрь организма различают ингаляционную опасность при попадании путем вдыхания (радиотоксичность по воздуху) и пероральную опасность при попадании с водой и пищей (радиотоксичность по воде). Они основаны на предельно допустимых концентрациях отдельных нуклидов во вдыхаемом воздухе или питьевой воде. Эти предельные концентрации определяются российскими нормами НРБ-99/2009 [13, 14], согласованными с международными нормами Международной комиссии по радиационной защите и МАГАТЭ [15, 16]. Радиотоксичность по воздуху для данного нуклида определяется как объем воздуха в м³, в котором нужно разбавить этот нуклид, чтобы его концентрация стала равной предельно допустимой концентрации. Аналогично определяется радиотоксичность по воде в кг воды. Ниже приведены расчетные зависимости энерговыделения и радиотоксичности актиноидов и продуктов деления из однократной выгрузки отработавшего ядерного топлива ВВЭР-1000 [17]. Исходное количество нуклидов соответствовало их содержанию в 1 т выгруженного топлива с выгоранием 70 МВт-сут/т и последующей выдержкой в течение 3 лет. Считалось, что из отработавшего топлива удален уран, из актиноидов присутствуют только изотопы плутония, америция, кюрия. Из продуктов деления рассматривали нуклиды с периодом полураспада более 1 года (самый короткоживущий из них ¹⁴⁴Се с периодом полураспада 0,77 года). Расчеты проведены отдельно для актиноидов и продуктов деления. При расчетах энерговыделения учитывали вклад α -, β - и γ -излучения. Для хранения отработавшего ядерного топлива рассмотрен период 300 тыс. лет, примерно соответствующий времени окончательного захоронения в геологических формациях.

В таблицах 1, 2 представлены зависимости энерговыделения и радиотоксичности от времени хранения нуклидов. На рис. 1-6 представлены зависимости энерговыделения и радиотоксичности для отдельных нуклидов от времени хранения.

Таблица 1. Энерговыделение актиноидов и продуктов деления при долговременном хранении 1 т отработавшего топлива ВВЭР-1000, Вт

Т, лет	Актиниды				Продукты деления			Актиниды + продукты деления
	Излучение				Излучение			
	α	β	γ	Σ	β	γ	Σ	
1	1170	7,65	0,706	1180	2090	900	2990	4170
3	1130	7,22	0,783	1130	1320	775	2100	3230
10	1000	6,02	1,00	1010	932	608	1540	2550
30	759	4,06	1,30	764	570	360	930	1690
100	439	2,41	1,30	443	108	69,3	178	621
300	228	1,56	0,928	231	0,996	0,697	1,69	233
1000	89,2	0,538	0,326	90,1	0,0221	0,0153	0,0375	90,5
3000	36,5	0,0899	0,0476	36,7	0,0219	0,0151	0,0371	37,1
10000	21,0	0,0450	0,0233	21,1	0,0213	0,0144	0,0357	21,5
30000	7,55	0,0237	0,0159	7,59	0,0196	0,0126	0,0322	7,62
100000	1,56	0,0249	0,0260	1,61	0,0148	0,0077	0,0226	1,63
300000	0,773	0,0254	0,0272	0,825	0,0073	0,0020	0,0093	0,834

Таблица 2. Радиотоксичность актинидов и продуктов деления по воздуху и воде при долговременном хранении 1 т отработавшего топлива ВВЭР-1000

Т, лет	Радиотоксичность по воздуху, 10 ¹⁵ м ³			Радиотоксичность по воде, 10 ¹⁵ кг		
	Актиниды	Продукты деления	Всего	Актиниды	Продукты деления	Всего
1	402	3,34	405	1,71	1,79	3,50
3	390	2,35	392	1,66	1,57	3,23
10	353	1,70	355	1,51	1,29	2,80
30	281	1,01	282	1,21	0,805	2,02
100	176	0,187	176	0,765	0,155	0,920
300	92,8	1,78·10 ⁻³	92,8	0,399	1,43·10 ⁻³	0,400
1000	37,8	5,43·10 ⁻⁵	37,8	0,164	9,42·10 ⁻⁶	0,164
3000	16,9	5,39·10 ⁻⁵	16,9	0,0754	9,36·10 ⁻⁶	0,0754
10000	9,80	5,25·10 ⁻⁵	9,80	0,0438	9,16·10 ⁻⁶	0,0438
30000	3,42	4,89·10 ⁻⁵	3,42	0,0154	8,61·10 ⁻⁶	0,0154
100000	0,472	3,85·10 ⁻⁵	0,472	2,37·10 ⁻³	7,10·10 ⁻⁶	2,37·10 ⁻³
300000	0,0895	2,17·10 ⁻⁵	0,0895	6,69·10 ⁻⁴	4,80·10 ⁻⁶	6,74·10 ⁻⁴

Рис. 1. Остаточное энерговыделение долгоживущих актинидов отработавшего топлива при длительном хранении

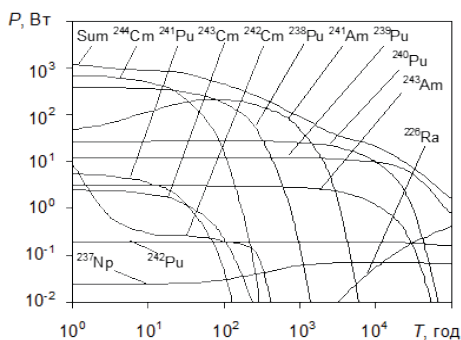


Рис. 2. Остаточное энерговыделение продуктов деления отработавшего топлива при длительном хранении

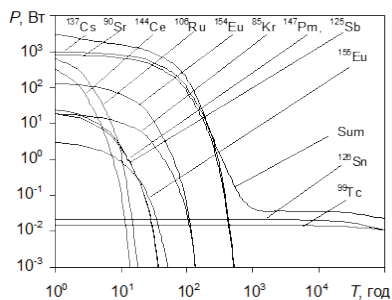


Рис. 3. Энерговыделение γ -излучения долгоживущих актинидов отработавшего топлива при длительном хранении

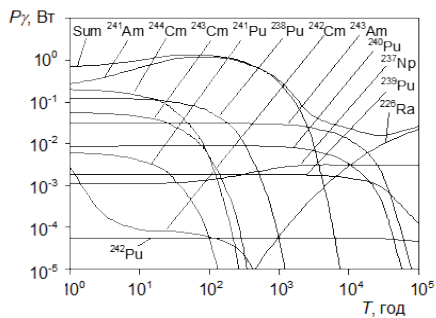


Рис. 4. Радиотоксичность по воздуху долгоживущих актинидов отработавшего топлива при длительном хранении

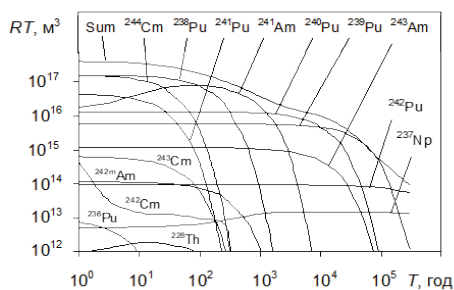


Рис. 5. Радиотоксичность по воздуху продуктов деления отработавшего топлива при длительном хранении

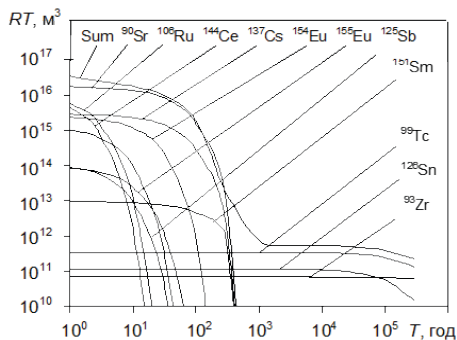


Рис.6. Радиотоксичность по воде долгоживущих актиноидов отработавшего топлива при длительном хранении

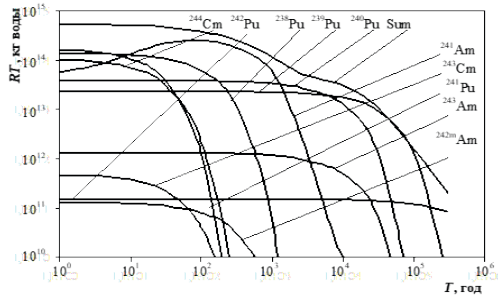
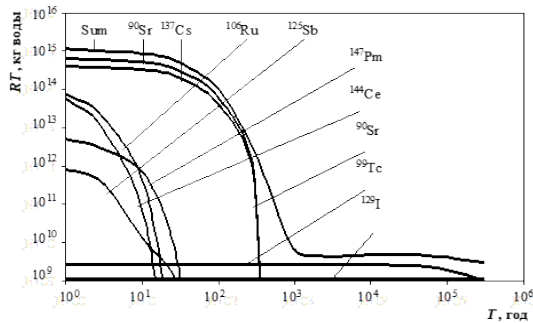


Рис.7. Радиотоксичность по воде долгоживущих продуктов деления отработавшего топлива при длительном хранении



Энерговыведение актиноидов в разные периоды хранения определяется следующими нуклидами: ^{244}Cm (55%) и ^{238}Pu (40%) при времени хранения до 10 лет, ^{241}Am (47%) и ^{238}Pu (40%) – 100 лет, ^{240}Pu и ^{239}Pu – 3000 лет, ^{239}Pu – 30–100 тыс. лет. γ -Излучение при хранении до 3000 лет обусловлено распадом ^{241}Am , при большем времени хранения – ^{243}Am и ^{226}Ra . Энерговыведение продуктов деления при хранении до 300 лет связано примерно в равной степени с распадами ^{90}Sr и ^{137}Cs , свыше 1000 лет – ^{126}Sn и ^{99}Tc . Радиотоксичность актиноидов по воздуху значительно превышает радиотоксичность продуктов деления – в 100–300 раз в начале хранения и в 1000–10 тыс. раз через 100 лет и более (табл. 2, рис. 4). Радиотоксичность продуктов деления по воде при хранении менее 30 лет примерно такая же, что радиотоксичность актиноидов, но при дальнейшем хранении вклад продуктов деления быстро снижается, радиотоксичность актиноидов спадает медленно. При времени хранения 100 лет вклад продуктов деления в общую радиотоксичность составляет 17%, 300 лет – 0,36%. Радиотоксичность актиноидов по воздуху и по воде в разные периоды хранения определяется примерно теми же нуклидами, которые определяли энерговыведение, при времени хранения до 10 лет это ^{244}Cm и ^{238}Pu , 100 лет – ^{238}Pu и ^{241}Am , 1000 лет – ^{241}Am , 3 тыс. лет – ^{240}Pu , при 30–100 тыс. лет – ^{239}Pu . Радиотоксичность продуктов деления по воздуху в начальный период обусловлена распадом ^{90}Sr и в меньшей степени ^{144}Ce , ^{106}Ru , далее при хранении до 300 лет в значительной степени ^{90}Sr и отчасти ^{137}Cs , свыше 1000 лет – в основном ^{99}Tc и в меньшей степени ^{126}Sn и ^{93}Zr . Радиотоксичность по воде связана с распадом ^{90}Sr и почти в такой же степени ^{137}Cs , свыше 1000 лет – ^{99}Tc и в меньшей степени ^{129}I , ^{93}Zr . Представленные в статье расчетные данные об остаточном энерговыведении и радиотоксичности продуктов деления и актиноидов из отработавшего ядерного топлива ВВЭР позволяют оценить влияние выгорания топлива на тепловыделение, уровень γ

-излучения и радиологическую опасность в долговременном хранилище. Принятое в расчетах длительное время хранения 300 тыс. лет может рассматриваться как модель окончательного захоронения в геологические формации.

Переход от выгорания 40 МВт·сут/кг [18] к 70 МВт·сут/кг приводит к повышению остаточного энерговыделения долгоживущих актиноидов и продуктов деления из 1 т отработавшего топлива с 3-летней выдержкой после выгрузки из реактора в 1,8 раза, энерговыделения актиноидов – в 4,6 раза, главным образом, за счет увеличения содержания ^{244}Cm . Энергия γ -излучения повышается в 1,7 раза за счет продуктов деления. В хранилище остаточное энерговыделение через 50–100 лет хранения определяется актиноидами, что объясняет медленное снижение энерговыделения. Через 1000 лет хранения полное энерговыделение загруженного в хранилище отработавшего топлива выгоранием 70 МВт·сут/кг снижается всего в 46 раз по сравнению с начальным. Энергия γ -излучения уменьшается существенно – в 2600 раз. Если бы загружалось отработавшее топливо выгоранием 40 МВт·сут/кг [18], то через 1000 лет хранения его энерговыделение снизилось бы в 35 раз, энергия γ -излучения – 2300 раз.

Радиотоксичность по воздуху и воде 1 т выгруженного топлива выгоранием 70 МВт·сут/кг соответственно в 3,4 и 2,1 раза выше, чем топлива выгоранием 40 МВт·сут/кг. Один из основных вопросов трансмутации: до какого предела трансмутировать? До сих пор не имеется единого мнения. В качестве примера, при проектировании быстрого реактора БРЕСТ была выдвинута концепция радиационной эквивалентности [19], заключающийся в том, что радиационная опасность отходов, которые захораниваются в землю после трансмутации, должна быть примерно равна радиационной опасности урана, добытого из земли. Иными словами, сколько опасности извлекли, столько опасности захоронили.

ВЫБОР НУКЛИДОВ ДЛЯ ТРАНСМУТАЦИИ. ЦЕЛЬ ТРАНСМУТАЦИИ

Итак, наиболее значимыми опасными младшими актинидами, которые накапливаются в топливе, являются ^{241}Am , ^{243}Am , ^{244}Cm . Из них в наибольшей степени накапливается ^{241}Am , а основная радиологическая опасность в начальном периоде хранения создается ^{244}Cm . Через 100 лет хранения радиотоксичность ^{241}Am , составляет более 90% общей радиотоксичности актинидов в хранилище. В настоящее время обращается внимание на первоочередную трансмутацию ^{241}Am . Продукты деления в отдаленные времена, более 100 лет, представляют существенно меньшую опасность, чем младшие актиниды. Её определяют ^{99}Tc и ^{129}I . Их трансмутация желательна, но не является первоочередной проблемой. Те два опасных нуклида, которых накапливается много, а именно, ^{90}Sr и ^{137}Cs , имеют период полураспада примерно 30 лет и распадаются полностью примерно за 100 лет и не требуют трансмутации. Остальные долгоживущие продукты деления из отработавшего топлива распадаются за меньшее время и также не требуют трансмутации [20].

Какова же цель трансмутации? Идеальной целью трансмутации является превращение опасных нуклидов в безопасные. Но, поскольку это по разным причинам невозможно, приходится ставить реальные цели. Среди них: частичная трансмутация, снижающая требования к окончательному геологическому захоронению; вовлечение актинидов в ядерный топливный цикл в расчете на их деление; многократная трансмутация в специализированных реакторных установках. Остановимся подробнее на каждой из них.

Частичная трансмутация проводится в специальных трансмутационных реакторах на твердом топливе. Целью такой трансмутации перед окончательным хранением является сжигание части актинидов и превращение другой части в новые актиниды, обеспечивающие низкий уровень радиационной опасности [21]. Частичная транс-

мутация должна быть соответственно кратковременной, поскольку режим длительного непрерывного облучения практически не может быть реализован в твердотопливных реакторах. Она не может продолжаться больше, чем время эксплуатации реактора до исчерпания его ресурса.

Вовлечение актинидов в ядерный топливный цикл связано в первую очередь с тем, что основным типом реакторов в замкнутом цикле будут быстрые реакторы. В быстром спектре практически все актиниды, образующиеся при работе реактора из исходного ядерного топлива, делятся. Поэтому есть основания считать [22, 23], что добавление небольшой доли актинидов к основному ядерному топливу быстрых реакторов приведет к их сжиганию.

Многokратная трансмутация в специализированных реакторных установках предполагает сооружение некоторого количества таких установок, единственной целью которых будет трансмутация актинидов. Многократная трансмутация подразумевает циклический процесс трансмутации с выгрузкой, радиохимической переработкой, добавлением новых актинидов, загрузкой для следующего цикла трансмутации. При исчерпании ресурса трансмутационной установки должна быть сооружена новая установка ей на замену.

РАСХОДОВАНИЕ НЕЙТРОНОВ, ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА, ЭЛЕКТРОЭНЕРГИИ, ОБРАЗОВАНИЕ НОВЫХ АКТИНИДОВ И ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ

Нейтроны для трансмутации производятся в ядерном реакторе. При этом в топливе образуются новые актиниды и продукты деления. И это надо учитывать. Так, при трансмутации долгоживущих продуктов деления процесс генерации нейтронов сопровождается образованием вторичной радиоактивности продуктов деления, образующихся в топливе ядерного реактора. Наиболее значимыми из вторичных продуктов деления с точки зрения радиоактивности являются ^{90}Sr и ^{137}Cs . Если ограничиться трансмутацией наиболее значимых особо долгоживущих ^{99}Tc и ^{129}I , то образующаяся вторичная активность, обусловленная ^{90}Sr и ^{137}Cs , оказывается в 1500 раз больше, чем активность уничтоженных ^{99}Tc и ^{129}I [24-26]. Однако не следует считать этот результат катастрофическим препятствием для трансмутации долгоживущих продуктов деления. Дело в том, что сравниваются активности уничтоженных и вновь образующихся нуклидов, из которых новые нуклиды ^{90}Sr и ^{137}Cs являются относительно короткоживущими (30 лет). Их активность должна быть высокой. Результат следует интерпретировать следующим образом. За возможность уничтожения особо долгоживущих продуктов деления приходится расплачиваться накоплением вторичных высокоактивных продуктов деления, которые, однако, распадутся сами через примерно 100 лет.

Отдельного рассмотрения требует трансмутация в Accelerator Driving Systems (ADS). Для правильного подхода к балансу уничтоженных и вновь произведенных нуклидов при использовании электроэнергии для трансмутации в ADS эту электроэнергию необходимо учитывать так, как если бы она производилась на атомной электростанции. Просто при трансмутации в реакторе новые вторичные нуклиды образуются в том же реакторе, а при трансмутации с применением ADS новые нуклиды образуются в другом месте, в топливе той атомной электростанции, которая произвела электроэнергию для ADS

РАЗДЕЛЕНИЕ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

В отсутствие замкнутого ядерного топливного цикла одним из предпочтительных способов хранения отработавшего топлива является его хранение в виде отработавших тепловыделяющих сборок без какой-либо переработки. При необходимости повторного использования отработавшего топлива требуется радиохимическая

переработка. При этом разделение радиоактивных отходов является необходимой стадией переработки. Разделение радиоактивных отходов полезно по следующим причинам. Разные группы нуклидов обладают разной степенью опасности и требуют разных условий хранения. Часть нуклидов направляется на изготовления вторичного топлива. Те нуклиды, которые направляются на трансмутацию, могут требовать разного спектра и потока нейтронов. Однако нужно иметь в виду, что при разделении, как при любой радиохимической переработке, образуется большое количество низкоактивных отходов.

ТИПЫ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК ДЛЯ ТРАНСМУТАЦИИ

Первыми кандидатами сейчас являются быстрые энергетические реакторы с включением трансмутируемых актинидов в состав ядерного топлива [22] или в виде отдельных мишеней [23, 27]. Преимущество быстрого спектра заключается в том, что почти все промежуточные актиниды в цепочках превращений испытывают деление. Недостаток состоит в том, что скорости реакций невелики, и это приводит к большим равновесным количествам промежуточных актинидов. Кроме того, несмотря на деления, все же имеются реакции радиационного захвата, из-за которых происходит медленное накопление далеких актинидов. Кроме включения в ядерное топливо трансмутируемые нуклиды могут размещаться в быстрых реакторах в виде отдельных мишеней в специальных замедляющих зонах, в которых локально создается тепловой спектр для трансмутации [28].

Специализированные трансмутационные реакторы могут быть реакторами на быстрых нейтронах [29-31] и реакторами на тепловых нейтронах [32-34]. Тепловой спектр при высоком потоке дает высокие скорости реакций благодаря большим сечениям, однако цепочки превращений нуклидов более длинные из-за того, что не все нуклиды испытывают деления.

В жидкосольевых реакторах трансмутируемые актиниды могут гомогенно включаться в состав ядерного топлива.

Отдельным типом трансмутационных установок являются ADS – accelerator driving systems с протонным ускорителем [11, 35]. Их главное достоинство в большей безопасности. В них можно устраивать зоны с различными спектрами нейтронов. Недостаток заключается в необходимости сильноточного протонного ускорителя с энергией протонов примерно 1 ГэВ и нейтронопроизводящей мишени.

РАДИАЦИОННАЯ ОПАСНОСТЬ, СОДЕРЖАЩАЯСЯ В ТРАНСМУТАЦИОННЫХ УСТАНОВКАХ

При облучении нейтронами в реакторе или другой трансмутационной установке исходных трансмутируемых актинидов образуются другие радиоактивные нуклиды, из них по цепочке образуются следующие и т.д. В результате при длительном облучении с регулярной подпиткой новыми актинидами устанавливается некоторый стационарный режим. Этот режим характеризуется стационарным изотопным составом актинидов и их радиационной опасностью. Кроме того, для поддержания такого процесса должно расходоваться ядерное топливо. Стационарное состояние, как правило, характеризуется более высокой радиационной опасностью, чем загружаемые актиниды [36].

Количество актинидов в стационарном режиме зависит от абсолютных скоростей реакций. В быстром спектре стационарное количество опасных актинидов больше из-за низких скоростей реакций, и радиационная опасность больше. В тепловом спектре с высоким потоком нейтронов скорости реакций выше, и радиационная опасность в стационарном режиме меньше. Однако следует помнить, что изотопный состав в стационарном режиме в быстром спектре отличается от изотопного состава в тепловом спектре, потому что в тепловом спектре не все актиниды делятся.

Самым важным является то, что трансмутационная установка превращается по существу в своего рода вместилище весьма опасных актинидов, не только исходных, но и всех прочих, составляющих стационарный изотопный состав. Причем все они содержатся в условиях высокой энергонапряженности, типичной для ядерных реакторов. Поэтому трансмутационные установки обладают высокой степенью потенциальной опасности. Это отличает трансмутационный реактор от хранилища для долговременного содержания радиоактивных отходов в контролируемых и менее опасных условиях.

ПРИМЕНЕНИЕ СЕРИЙНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ И СПЕЦИАЛИЗИРОВАННЫХ РЕАКТОРОВ ДЛЯ ТРАНСМУТАЦИИ.

При минимальных переделках ТВС в активную зону можно поместить мишени с трансмутируемыми актинидами или продуктами деления. Добавление продуктов деления для их трансмутации приводит к снижению энерговыработки из-за того, что часть ТВС занята мишенями, часть нейтронов затрачивается на трансмутацию. Так, при моделировании трансмутации ^{99}Tc и ^{129}I в ВВЭР-1000 со скоростью их наработки в реакторе энерговыработка снижается 10-13% [37]. Таким образом существенно снижается экономическая эффективность реактора, что может вызвать негативное отношение электрогенерирующих компаний.

Что касается трансмутации актинидов в быстрых энергетических реакторах, в условиях замкнутого топливного цикла, как указывалось выше, актиниды могут успешно трансмутироваться [22, 23, 27, 28]. Добавление актинидов в серийные энергетические реакторы на тепловых нейтронах может привести к изменению режима работы реактора наряду с проблемами безопасности. Трансмутация в принципе возможна с учетом этих обстоятельств. В настоящее время её рассматривают только как временный режим работы до ввода в эксплуатацию достаточного количества быстрых реакторов [38-40].

Специализированные трансмутационные реакторы специально создаются для трансмутации актинидов. Это могут быть как высокотемпературные тепловые, так и быстрые реакторы [29-31]. Их достоинство в том, что для них не ставится задача производства энергии. Поэтому они могут работать в менее энергонапряженных условиях. Их недостаток – расход ядерного топлива и наработка в нем новых актинидов [41, 42]. В случае быстрых реакторов ядерным топливом могут быть сами трансмутируемые актиниды [43].

ТРАНСМУТАЦИЯ АКТИНИДОВ, НАКОПИВШИХСЯ В САМИХ ТРАНСМУТАЦИОННЫХ РЕАКТОРАХ НА ЗАВЕРШАЮЩЕЙ СТАДИИ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Этот вопрос нельзя обойти стороной. Атомная энергетика не вечна. Когда-нибудь на смену ей придут другие источники энергии, например, термоядерные. Разумеется, прекращение работы энергетических ядерных реакторов не произойдет одновременно. Несколько принципиально разных типов источников энергии будут существовать одновременно, и ядерные реакторы будут постепенно вытесняться.

В настоящее время затруднительно представить, какую именно роль будет играть трансмутация в перспективной атомной энергетике, будет ли она проводиться в действующей атомной энергетике, или включится на стадии прекращения эксплуатации энергетических реакторов. Мы также не знаем, какого типа реакторные установки будут применяться для трансмутации, будут ли это реакторы на быстрых нейтронах, имеющие хороший нейтронный баланс, но приводящие к образованию большого количества новых актиноидов, или высокотемпературные электроядерные установки на жидком топливе, или установки других типов. Однако сейчас, на начальной стадии развития атомной энергетике, мы располагаем временем для изучения различных

аспектов проблемы трансмутации.

Представляет интерес хотя бы простое моделирование заключительной стадии работы ядерных трансмутационных реакторов, когда они будут собственные актиниды, накопленные за предыдущие периоды своей работы без дополнительной подпитки актинидами от реакторов АЭС. Моделирование проводилось для оценки временных характеристик процесса заключительной трансмутации в реакторе на тепловых нейтронах при умеренной плотности потока [44]. При трансмутации образуются тяжелые изотопы кюрия и изотопы берклия и калифорния. Если плотность потока составляет порядка $10^{14} \text{ c}^{-1} \text{ см}^{-2}$, то долгоживущая радиотоксичность за первые 50 лет трансмутации снижается в 300 раз (главным образом за счет трансмутации ^{244}Cm). В следующие периоды она определяется главным образом ^{246}Cm и ^{250}Cf . Дальнейшее снижение радиотоксичности происходит медленнее, она падает в 3,2 раза через каждые 50 лет трансмутации.

Если на заключительной стадии трансмутации применяются высокопоточные трансмутационные реакторы, то они обеспечивают более короткое время трансмутации.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Необходимо заметить, что все работы по трансмутации имеют характер научно исследовательских работ. Еще не создан ускоритель для ADS, не решены проблемы с нейтронопроизводящей мишенью. Непонятно, сколько времени пройдет до реального создания хотя бы демонстрационной установки. За это время могут быть разработаны новые источники нейтронов, например, термоядерные, и может оказаться, что они больше подходят для трансмутации.

В заключение следует сказать, что настоящая статья адресована в первую очередь специалистам, начинающим свой путь на поприще ядерной энергетики, она в краткой форме формулирует основные проблемы, на которые должны обращать внимание нынешние молодые исследователи.

ЛИТЕРАТУРА:

1. Программа развития атомной энергетики Российской Федерации на 1998-2005 годы и на период до 2010 года (утв. Постановлением Правительства РФ от 21 июня 1998 года. № 815).
2. Энергетическая стратегия России на период до 2030 года (утвержденная распоряжением правительства РФ от 13 ноября 2009 г. № 1715-р).
3. Программа развития атомной отрасли Российской Федерации (утв. Президентом РФ 8 июня 2006 г.).
4. Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине XXI века. Основные положения. Москва : Минатом России, 2000.
5. Стратегия развития ядерной энергетики России до 2050 года и перспективы на период до 2100 года. Москва : Росатом, 2018. 62 с.
6. Energy, electricity and nuclear power estimates for the period up to 2050. Reference data series No. 1. 2020 Edition. Vienna : International Atomic Energy Agency, 2018. 150 p.
7. Поляков А.С. Обращение с радиоактивными отходами на радиохимических предприятиях Министерства Российской Федерации по атомной энергии / А.С. Поляков, Г.Б. Борисов // Бюллетень центра общественной информации по атомной энергии № 7. Москва, ЦНИИАтоминформ, 1996. ; Бузовский В.П. Перспективы переработки отработанного ядерного топлива / В.П. Бузовский // Промышленные ведомости. 2007. Октябрь.
8. Ialenti, V.F. Adjudicating Deep Time: Revisiting the United States' High-Level Nuclear Waste Repository Project at Yucca Mountain / V.F. Ialenti // Science & Technology Studies. 2014. Vol. 27. Iss 2. P. 27-49.
9. Казанский Ю.А. Результаты трансмутации малых актинидов в спектре нейтронов реакторов на тепловых и быстрых нейтронах / Ю.А. Казанский, Н.В. Иванов, М.И. Романов // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2016. № 2. С. 77-86.
10. Use of Fast Reactors for Actinide Transmutation. Proceedings of a Specialists Meeting held (Obninsk, Russian Federation, 22-24 September 1992). Austria : IAEA, 1993. 119 p.
11. Physics and Safety of Transmutation Systems. A Status Report. OECD, 2006. 120 p.
12. Лейпунский А.И. Пути эффективного использования горючего в ядерной энергетике с бы-

- стрыми реакторами / А.И. Лейпунский, В.В. Орлов, В.Б. Лыткин [и др.] // Атомная энергия. 1971. Т. 31. № 4. С. 383-392.
13. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99) : СП 2.6.1.758-99 : 2.6.1. ионизирующее излучение, радиац. безопасность / подготовлено П.В. Рамзаев (руководитель) [и др.]. Москва : Минздрав России, 1999. 115 с.
14. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009) : Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. Москва : Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. 100 с.
15. ICRP, 1995. Age-dependent Doses to the Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Coefficients. ICRP Publication 72. Ann. ICRP 26 (1).
16. International Basic Safety Standards for Protection Against Ionizing Radiation and for Safety of Radiation Sources. Safety Series № 115. Vienna : IAEA, 1996. 48 p.
17. Бергельсон Б.Р. Остаточное энерговыделение и радиотоксичность актиноидов и продуктов деления отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР с повышенным выгоранием при длительном хранении / Б.Р. Бергельсон, А.С. Герасимов, Т.С. Зарицкая, Г.В. Тихомиров // Атомная энергия. 2007. Т. 102. № 5. С. 287-295.
18. Бергельсон Б.Р. Радиотоксичность и остаточное энерговыделение актиноидов и продуктов деления отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР при длительном хранении / Б.Р. Бергельсон, А.С. Герасимов, Т.С. Зарицкая [и др.] // Атомная энергия. 2000. Т. 89. № 3. С. 215-220.
19. Лопаткин А.В. Радиационная эквивалентность и природоподобие при обращении с радиоактивными отходами / А.В. Лопаткин, В.И. Величкин, Б.В. Никипелов, П.П. Полуэктов // Атомная энергия. 2002. Т. 92. № 4. С. 308-317.
20. Герасимов А.С. Проблемы радиационной безопасности атомной энергетики России / А.С. Герасимов, Г.В. Киселев // УФН. 2003. Т. 173. № 7. С. 739-746.
21. Bergelson, B.R. Efficiency of preliminary transmutation of actinides before ultimate storage / B.R. Bergelson, A.S. Gerasimov, G.V. Kiselev, V.G. Tikhomirov // Nuclear Engineering and Design. 2004. Vol. 230. P. 333-338.
22. Лопаткин А.В. Топливный цикл реактора «Брест -1000» / А.В. Лопаткин, В.В. Орлов, А.Г. Сила-Новицкий [и др.] // Атомная энергия. 2000. Т. 89. № 4. С. 308-314.
23. Bergelson, B.R. Have Fast Reactors Lost the Midas Touch? / B.R. Bergelson, A.S. Gerasimov, G.V. Kiselev, G. Tikhomirov // Nuclear Engineering International. 2002. Vol. 47. Iss. 572. P. 42-43.
24. Герасимов А.С. Научно-технические проблемы создания электроядерных установок для трансмутации долгоживущих радиоактивных отходов и одновременного производства энергии (российский опыт) / А.С. Герасимов, Г.В. Киселев // Физика элементарных частиц и атомного ядра. 2001. Т. 32. № 1. С. 143-188.
25. Герасимов А.С. Вторичная радиоактивность, образующаяся при трансмутации долгоживущих продуктов деления / А.С. Герасимов, Т.С. Зарицкая, Г.В. Киселев, А.П. Рудик // Препринт ИТЭФ. № 82. Москва : ИТЭФ, 1992.
26. Gerasimov, A.S. Stationary transmutation of long-lived fission products in atomic power and second radioactivity formed during nuclear transmutation long-lived fission products / A.S. Gerasimov, T.S. Zaritskaya, G.V. Kiselev [at al.] // International Conference on Future Nuclear Systems: Emerging Fuel Cycles and Waste Disposal Options (Global '93) (Seattle, USA, 12-17.09.1993). Vol. 1. P.301.
27. Ганев И.Х. Гетерогенная трансмутация Am, Cm, Np в активной зоне реактора типа БРЕСТ / И.Х. Ганев, А.В. Лопаткин, В.В. Орлов // Атомная энергия. 2000. Т. 89. № 5. С. 362-365.
28. Krivitski, I.Yu. Actinide and Fission Product Burning in Fast Reactors with a Moderator / I.Yu. Krivitski // International Conference on Future Nuclear Systems GLOBAL '99 (USA, 29 August - 3 september, 1999). American Nuclear Society, 1999.
29. Matveev, V.I. Concept of Specialized Fast Reactor for Minor Actinide Burning / V.I. Matveev, A.P. Ivanov, E.M. Efimenko // Use of Fast Reactors for Actinide Transmutation. Proceedings of a Specialists Meeting held (Obninsk, Russian Federation, 22-24 September 1992). Austria : IAEA, 1993. 119 p.
30. Гай Е.В. Концепция обращения с долгоживущими ядерными отходами / Е.В. Гай, А.В. Игнатюк, Н.С. Работнов, Ю.Н. Шубин // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 1994. № 1. С. 17-21.
31. Хорасанов Г.Л. Выжигание трансурановых элементов в жестком спектре нейтронов / Г.Л. Хорасанов, А.И. Блохин, В.В. Синицина // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2000. № 3. С. 76-81.
32. Tommasi, J. Heterogeneous Recycling of Americium in Thermal and Fast Reactors / J. Tommasi // International Conference on Future Nuclear Systems GLOBAL '97 (Yokohama, Japan, 5-10 October's 1997). Japan, Mito, 1997.

33. NEA, Potential Benefits and Impacts of Advanced Nuclear Fuel Cycles with Actinide Partitioning and Transmutation. Paris, France : OECD Nuclear Energy Agency ; Issy-les-Moulineaux, 2011. 74 p.
34. Andrianov, A.A. The approach to determining the optimal strategy for the nuclear transmutation / A.A. Andrianov, A.A. Dogov, Y.A. Korovin, I.S. Kuptcov // Nuclear Physics and Engineering. TE 5. 2014. Vol. 2. P. 122.
35. Accelerator-Driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR) in Advanced Nuclear Fuel Cycles. A Comparative Study. France : OECD-NEA, 2002. 350 p.
36. Бергельсон Б.Р. Сценарии трансмутации долгоживущих радионуклидов / Б.Р. Бергельсон, А.С. Герасимов, Г.В. Киселев, Тихомиров Г.В. // Атомная энергия. 2002. Т. 93. № 4. С. 271-278.
37. Герасимов А.С. Цена трансмутации продуктов деления в ядерных реакторах / А.С. Герасимов, Т.С. Зарицкая, Г.В. Киселев, Л.А. Мырцымова // Атомная энергия. 2003. Т. 94. № 3. С. 195-199.
38. Бергельсон Б.Р. Утилизация Am, Cm, Np в энергетическом ядерном реакторе / Б.Р. Бергельсон, В.В. Белоног, А.С. Герасимов, Г.В. Тихомиров // Атомная энергия. 2009. Т. 107. № 2. С. 79-86.
39. Казанский Ю.А. Трансмутация малых актинидов в спектре нейтронов реактора на тепловых нейтронах / Ю.А. Казанский, М.И. Романов // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2014. № 2. С. 140-146.
40. Minor Actinide Burning in Thermal Reactors. A Report by the Working Party on Scientific Issues of Reactor Systems. Nuclear Energy Agency, OECD, 2013. 82 p.
41. Герасимов А.С. Циклический режим трансмутации младших актинидов в тяжеловодном реакторе / А.С. Герасимов, Т.С. Зарицкая, Г.В. Киселев, Л.А. Мырцымова // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. 2001. № 3. С. 3-10.
42. Герасимов А.С. Влияние нептуния на режим трансмутации младших актинидов в тяжеловодном реакторе / А.С. Герасимов, Т.С. Зарицкая, Г.В. Киселев, Л.А. Мырцымова // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. 2002. № 4. С. 23-31.
43. Коробейников В.В. Исследования возможности выжигания и трансмутации америция в реакторе с Am-топливом / В.В. Коробейников, Ю.Е. Каражелевская, В.В. Колесов, А.М. Терехова // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2019. № 2. С. 153-163.
44. Бергельсон Б.Р. Радиотоксичность при завершающей трансмутации актиноидов, накопленных в трансмутационных реакторах / Б.Р. Бергельсон, А.С. Герасимов, Т.С. Зарицкая [и др.] // Атомная энергия. 2003. Т. 94. № 4. С. 283-287.

THE MAIN PROBLEMS OF THE MANAGEMENT OF RADIOACTIVE WASTE FROM NPP SPENT FUEL USING NUCLEAR TRANSMUTATION

Tikhomirov G.V.¹, Gerasimov A.S.²,

1NRNU "MEPhI", 31, Kashirskoye shosse, 115409, Moscow, Russia

2NRC "Kurchatov Institute" – ITEP, 25, B.Cheremushkinskaya ul., 117218, Moscow, Russia

Abstract: the main problems associated with research on transmutation, and which should be paid attention to by today's young researchers, are formulated. The processes of formation of hazardous nuclides during transmutation in reactor facilities are considered. The goals of transmutation and the choice of nuclides to be transmuted are discussed. The concept of radiotoxicity is explained as a measure of the radiological hazard of radioactive nuclides, based on the maximum permissible concentration of nuclides according to the IAEA standards. The problem of the formation of secondary radioactive nuclides in nuclear fuel during generation of neutrons for transmutation is discussed. The advantages and disadvantages of various methods of transmutation in nuclear installations are considered: inclusion of transmutable nuclides in nuclear fuel in fast reactors, transmutation in specialized thermal and fast transmutation reactor installations and ADS systems. The problem of the accumulation of highly radioactive actinides in a transmutation installation during long-term transmutation and potential hazard of the transmutation installation itself is discussed. The unacceptability of the use of serial nuclear reactors for the transmutation of long-lived fission products has been shown.

Key words: nuclear power, radioactive waste, actinide, transmutation, fast reactors