

ПРИБОРЫ И МЕТОДЫ ИССЛЕДОВАНИЙ

Проблемы радиационной безопасности
атомной энергетики России

А.С. Герасимов, Г.В. Киселев

Долгоживущие актиниды и продукты деления из отработавшего ядерного топлива являются наиболее опасными из радиоактивных отходов атомной энергетики и промышленности. Одним из способов снижения их радиационной опасности является ядерная трансмутация. Трансмутация может проводиться в реакторах различных типов, а также в подкритических электроядерных установках, обладающих повышенной по сравнению с обычными реакторами ядерной безопасностью. Принципиальное решение проблемы уничтожения долгоживущих радиоактивных отходов будет способствовать дальнейшему развитию атомной энергетики.

PACS numbers: 28.41.Bm, 28.50. – k, 89.30.Gg

Содержание

1. Введение (739).
 2. Радиоактивные отходы (739).
 3. Стратегия развития атомной энергетики России (740).
 4. Трансмутация радиоактивных отходов (741).
 5. Трансмутация долгоживущих продуктов деления (742).
 6. Трансмутация актинидов (743).
 7. Спектр нейтронов для трансмутации актинидов (743).
 8. Применение электроядерных установок для трансмутации актинидов (745).
 9. Заключение (745).
- Список литературы (745).

1. Введение

Медицина предупреждает: курение опасно для здоровья. Тот, кто выкуривает две пачки сигарет, получает по расчетам специалистов дневную дозу облучения. От курения в США умирает примерно 100 тыс чел. в год. А от атомной энергетики? Несомненно, что потенциально атомная энергетика намного опаснее курения, особенно в случае возникновения аварийной ситуации, подобной аварии на Чернобыльской АЭС, когда радиационная опасность становится несовместимой с жизнью большого числа людей. После Чернобыля осуществляются беспрецедентные меры обеспечения безопасной эксплуатации АЭС, каких нет в других отраслях промышленно-

сти. В настоящей статье авторы попытались проанализировать проблемы радиационной безопасности существующей и перспективной атомной энергетики и возможные меры по ее повышению. Этой теме посвящено значительное число статей и докладов российских и зарубежных специалистов, однако авторы надеются, что приведенные в настоящей статье соображения представят интерес и для неспециалистов в области атомной энергетики.

2. Радиоактивные отходы

Радиоактивные отходы — это долгоживущие радиоактивные нуклиды, произведенные в результате деятельности предприятий атомной энергетики, в дальнейшем заведомо не представляющие практического интереса и потенциально опасные для окружающей среды.

Наиболее опасными радиоактивными отходами атомной энергетики, так называемыми высокоактивными отходами, являются младшие актиниды (МА) и долгоживущие продукты деления (ПД), накапливающиеся в ядерном топливе при работе реакторов. Свежевыгруженное топливо обладает очень высокой активностью из-за короткоживущих продуктов деления. После выгрузки из реактора отработавшее ядерное топливо (ОЯТ) помещается на несколько лет в специальное хранилище для промежуточной выдержки, в течение которой короткоживущие продукты деления распадаются, и активность топлива существенно снижается. Затем отработавшее топливо может поступать на химическую переработку или на дальнейшее хранение в менее жестких условиях.

Долгоживущие продукты деления опасны своим гамма-излучением, сопровождающим бета-распад. Впрочем, при попадании в организм опасно также и бета-излучение. Долгоживущие актиниды представляют высокую опасность из-за того, что они являются альфа-

А.С. Герасимов, Г.В. Киселев. Институт теоретической и экспериментальной физики
117259 Москва, Б. Черемушkinsкая ул. 25, Российская Федерация
Тел./Факс (095) 129-97-03, 127-05-43
E-mail: geras@vitep1.itep.ru; kiselev_g@vitep1.itep.ru

Статья поступила 3 апреля 2003 г.

излучателями. Отдельно следует выделить изотопы плутония, накапливающиеся в топливе ядерных реакторов. В перспективной атомной энергетике плутоний предполагается использовать как ядерное топливо. Поэтому с точки зрения обращения с радиоактивными отходами под младшими актинидами обычно понимают нептуний, америций, кюрий, а уран и плутоний не относят к ним. Количество основных долгоживущих актинидов и продуктов деления в отработавшем топливе энергетических реакторов и их периоды полураспада представлены в табл. 1 [1].

Таблица 1. Содержание (г/т) долгоживущих продуктов деления и актинидов в ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 и РБМК-1000 при времени выдержки 0,5 лет

Нуклид	$T_{1/2}$, лет	ВВЭР	РБМК	Нуклид	$T_{1/2}$, лет	ВВЭР	РБМК
^{79}Se	$6,5 \times 10^4$	5,9	3,5	^{237}Np	$2,14 \times 10^6$	620	150
^{90}Sr	29,2	680	390	^{238}Pu	86,96	126	69
^{93}Zr	$1,5 \times 10^6$	910	530	^{239}Pu	$2,4 \times 10^4$	5330	2630
^{99}Tc	$2,13 \times 10^5$	950	600	^{240}Pu	$6,57 \times 10^3$	2420	2190
^{107}Pd	$6,5 \times 10^6$	250	200	^{241}Pu	14,38	1470	710
^{126}Sn	10^5	22	15	^{242}Pu	$3,76 \times 10^5$	580	510
^{129}I	$1,6 \times 10^7$	220	140	^{241}Am	432,2	72	36
^{135}Cs	$2,3 \times 10^6$	420	220	^{243}Am	$4,35 \times 10^3$	120	74
^{137}Cs	30	1460	900	^{242}Cm	0,442	6,1	5,2
^{151}Sm	90	15	4,0	^{244}Cm	18,1	46	8,1

Традиционной характеристикой радиоактивности нуклидов является активность, равная числу распадов в единицу времени. Более информативной, чем активность, характеристикой радиобиологической опасности радионуклидов представляется радиотоксичность. Она учитывает радиационное воздействие излучения конкретных нуклидов на человеческий организм. Для отдельного нуклида i радиотоксичность RT_i по воздуху или по воде определяется из соотношения:

$$RT_i = \frac{A_i}{DA_i},$$

где A_i — активность рассматриваемого количества нуклида i , DA_i — предельно допустимая активность этого нуклида в воздухе или в воде, задаваемая специальным нормативным документом — Нормами радиационной безопасности [2]. Общая радиотоксичность равна сумме радиотоксичностей всех нуклидов, взятых в тех количествах, в каких они содержатся в рассматриваемой смеси нуклидов.

На рисунке 1 представлена общая радиотоксичность младших актинидов по воде при длительном хранении и относительные вклады в нее различных нуклидов, а на рис. 2 — то же для долгоживущих продуктов деления [3, 4]. Широкий диапазон времени хранения T на рис. 1, 2 может в принципе включать в себя также окончательное геологическое захоронение. Данные относятся к нуклидам, извлеченным из 1 т отработавшего топлива энергетического реактора ВВЭР-1000 после промежуточной трехлетней выдержки.

При времени хранения несколько десятков лет общая радиотоксичность по воде определяется продуктами деления, среди которых резко выделяются ^{90}Sr и ^{137}Cs , имеющие периоды полураспада около 30 лет. При

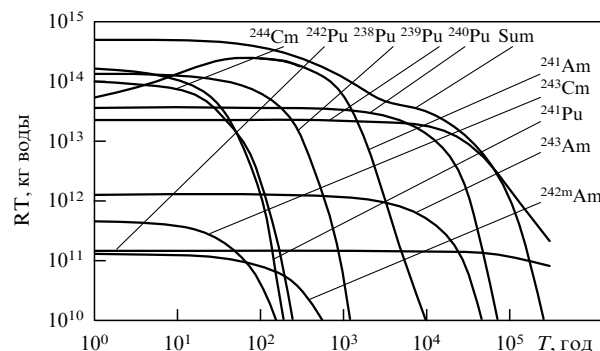


Рис. 1. Радиотоксичность RT младших актинидов, извлеченных из 1 т отработавшего ядерного топлива при длительном хранении.

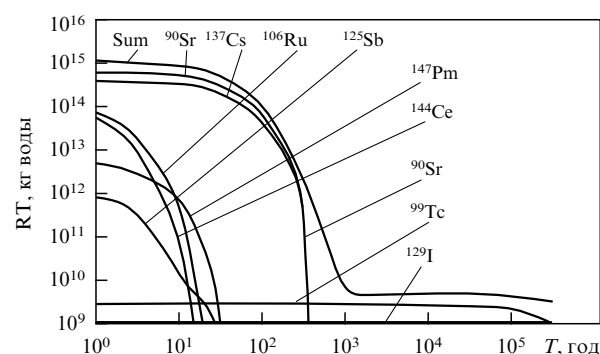


Рис. 2. Радиотоксичность RT долгоживущих продуктов деления, извлеченных из 1 т отработавшего ядерного топлива при длительном хранении.

дальнейшем хранении вклад продуктов деления в радиотоксичность быстро падает, тогда как радиотоксичность актинидов падает медленно. При времени хранения 100 лет продукты деления дают вклад в общую радиотоксичность 20 %, при времени хранения 300 лет — 0,35 %. Заметим, что если рассматривать в качестве критерия радиотоксичность по воздуху (определяемую предельно допустимыми активностями опасных нуклидов в воздухе), то уже с начала хранения радиотоксичность актинидов существенно выше, чем радиотоксичность долгоживущих продуктов деления.

Радиотоксичность актинидов при времени хранения до 10 лет определяется нуклидами ^{244}Cm , ^{241}Pu и ^{238}Pu , при времени хранения 100 лет — ^{241}Am , при 3000 лет — ^{240}Pu , более 30000 лет — ^{239}Pu . Радиотоксичность продуктов деления резко падает после распада ^{90}Sr и ^{137}Cs , через 300 лет хранения она определяется нуклидами ^{99}Tc , ^{129}I .

3. Стратегия развития атомной энергетики России

В мае 2000 г. Правительство России одобрило "Стратегию развития атомной энергетики России в первой половине XXI века", представленную Минатомом России [5]. Развитие атомной энергетики предусматривается в два этапа, с доведением электрической мощности АЭС до 60 ГВт к 2030 г.:

первый этап, который осуществляется в настоящее время, — развитие атомной энергетики на тепловых

реакторах и накопление в них плутония для запуска и параллельного освоения быстрых реакторов;

второй этап — развитие атомной энергетики большого масштаба на основе быстрых реакторов, постепенно замещающей традиционную энергетику на ископаемом органическом топливе.

Однако атомная энергетика России в течение ближайших десятилетий вследствие финансовых затруднений останется практически однокомпонентной, использующей реакторы на тепловых нейтронах, с незначительной долей быстрых реакторов.

В России сегодня эксплуатируются 29 ядерных энергоблоков общей установленной электрической мощностью 21,2 ГВт. В их числе 13 энергоблоков с реакторами ВВЭР, 11 энергоблоков с реакторами РБМК, четыре энергоблока ЭГП Билибинской АТЭС с канальными водографитовыми реакторами и один энергоблок с реактором на быстрых нейтронах БН-600. Продолжается энергетическая эксплуатация промышленных уран-графитовых реакторов в г. Северске (Сибирская АЭС) и г. Железногорске. Кроме этого практически готовы пять энергоблоков с реакторами ВВЭР-1000 и один блок с реактором РБМК.

Из числа реакторов нового типа следует отметить разработку быстрых реакторов БРЕСТ-300 и БРЕСТ-1200 со свинцовым теплоносителем. В "Стратегии" провозглашен принцип: *чем безопаснее, тем дешевле*, а не стереотип: *чем дороже, тем безопаснее*.

Перспективным направлением является переход к замкнутому ядерному топливному циклу, в котором должны более полно использоваться природное ядерное топливо и искусственные делящиеся материалы, образующиеся при работе ядерных реакторов (плутоний и др.). В "Стратегии" указано, что утилизацию оружейного плутония следует рассматривать в качестве первого этапа создания технологии будущего замкнутого ядерного топливного цикла. Технологически и экономически оправданная утилизация оружейного плутония может быть реализована после сооружения быстрых реакторов БН-800, БРЕСТ-1200.

В связи с этим, будет увеличиваться, во-первых, начальная загрузка плутониевого топлива в реакторы, во-вторых, количество образующихся высокоактивных долгоживущих продуктов деления и младших актинидов. Так, например, удельная загрузка делящихся материалов (смеси нитридов урана и плутония) реактора БРЕСТ-300 в 1,9 раза больше, чем загрузка реактора БН-800. Глубина выгорания ядерного топлива в быстрых реакторах составляет примерно 100 тыс МВт сут/т, что в 2–2,5 раза больше, чем в тепловых. Это приведет к соответствующему увеличению накопления ПД и МА как в самой активной зоне реактора, так и в отработавшем топливе. Уже сейчас в России накоплено примерно 14 тыс т ОЯТ суммарной активностью около 5 млрд Ки.

Как указано в "Стратегии", в двухкомпонентной структуре АЭ целесообразен в будущем постепенный перевод тепловых реакторов на ториевый топливный цикл, в котором образование плутония, америция и кюрия значительно ниже, чем в урановом или уран-плутониевом топливе [6–8]. Предполагается сооружение до 2050 г. демонстрационного блока АЭС с тепловым реактором в Th-U цикле и его опытная эксплуатация.

Таблица 2. Радиотоксичность долгоживущих актинидов и продуктов деления, извлекаемых из 1 т отработавшего уранового, уран-плутониевого, торий-уранового ядерного топлива, 10^{14} кг воды

Выдержка, год	Актиниды			Продукты деления
	Урановое топливо	Уран-плутониевое	Торий-урановое	
10	5,0	12	1,4	8,2
100	3,7	9	0,6	1,0
1000	1,2	3	0,005	5×10^{-5}

Сравнительное представление о радиобиологической опасности отработавшего ядерного топлива в простом открытом топливном цикле дает табл. 2, в которой приведены расчетные оценки радиотоксичности по воде для долгоживущих актинидов и продуктов деления, извлекаемых из 1 т отработавшего уранового, уран-плутониевого, торий-уранового ядерного топлива энергетических реакторов ВВЭР [3, 4].

Одно из возможных современных направлений снижения радиобиологической опасности АЭ связано с трансмутацией долгоживущих радиоактивных отходов, которая станет составной частью ядерного топливного цикла [5].

4. Трансмутация радиоактивных отходов

Ядерная трансмутация заключается в преобразовании долгоживущих радионуклидов в короткоживущие или стабильные нуклиды путем облучения нейтронами в ядерных установках (реакторах и др.). Задача трансмутации — значительно снизить количество и радиобиологическую опасность радиоактивных отходов и облегчить их окончательное захоронение.

Прежде всего необходимо ответить на вопрос: зачем вообще нужна трансмутация, почему нельзя ограничиться хранением радиоактивных отходов пусть даже в течение очень долгого времени и окончательным геологическим захоронением? Ответ на этот вопрос неоднозначен, и если отвлечься от политических аспектов, то он определяется в первую очередь уровнем развития технологии.

Всякое хранилище экологически опасного материала представляет в той или иной степени потенциальную опасность для окружающей среды. Долговременное подземное хранилище радиоактивных отходов характеризуется тем, что оно специально оборудовано, в нем поддерживается нормальная температура и давление, безопасность хранения контролируется.

Трансмутация предполагает, что долгоживущие отходы будут находиться в топливном цикле трансмутационных установок в весьма напряженных условиях, при высоких температурах и давлениях, в химически агрессивных средах. Должно быть очень веское основание прибегать к трансмутации, соглашаясь на потенциальное повышение экологической опасности радиоактивных отходов в трансмутационных установках. Этим основанием будет служить существенное снижение экологической опасности отходов на последующий период времени десятков тысяч лет и более.

При функционировании атомной энергетики накопление радиоактивных отходов происходит непрерывно. Уничтожение их может проводиться в разных

режимах в зависимости от поставленных задач. В одном из возможных подходов трансмутация служит средством уничтожения отходов, накопленных за время существования атомной энергетики. При этом трансмутационные установки включаются в работу на завершающем этапе эпохи атомной энергетики и не влияют на процессы накопления и хранения отходов на промежуточных этапах. Согласно другому подходу, трансмутация требуется постоянно, одновременно с функционированием атомной энергетики. В этом случае она необходима для снижения общего уровня постоянно образующихся отходов и для облегчения условий их хранения.

Трансмутационная установка представляет собой ядерный реактор, подкритическую электроядерную установку или установку другого типа, основная цель которой — производить нейтроны и обеспечивать их поглощение в трансмутируемых материалах.

По соображениям эффективности, трансмутацию необходимо проводить при периодических догрузках трансмутируемого материала взамен уничтоженного. В трансмутационных установках на твердом топливе при перегрузках осуществляется замена ядерного топлива и может проводиться переработка и очистка облучаемых материалов от продуктов трансмутации. В установках на жидком топливе с жидкими трансмутируемыми материалами процедуру химической переработки, очистки и добавления можно вести непрерывно путем отбора части жидкой субстанции в специальный контур с последующим возвратом в установку.

Далее мы будем обсуждать трансмутацию наиболее опасных радиоактивных отходов — младших актинидов и долгоживущих продуктов деления из отработавшего ядерного топлива. Трансмутация продуктов деления происходит за счет реакций (n, γ), а трансмутация актинидов — за счет реакции деления. Эти процессы протекают различным образом, каждый имеет свои особенности, поэтому целесообразно рассматривать их отдельно.

5. Трансмутация долгоживущих продуктов деления

Трансмутация продуктов деления сводится, как правило, к превращению исходного радиоактивного долгоживущего ядра в соседнее стабильное или короткоживущее ядро посредством реакции (n, γ) или аналогичной реакции, не связанной с делением.

Основными характеристиками процесса трансмутации продуктов деления являются скорость реакции и производительность трансмутации. Скорость реакции трансмутации равна произведению эффективного сечения реакций (n, γ) на плотность потока нейтронов. Она определяет долю ядер, трансмутированных за заданное время (при постоянной скорости реакции количество оставшихся ядер уменьшается экспоненциально, так что за ограниченное время невозможно трансмутировать данное количество радионуклида полностью).

Так, при трансмутации ^{99}Tc в легководном реакторе при плотности потока нейтронов 10^{14} нейтр/(см²с), характерной для исследовательских реакторов, после одного года облучения остается 61 % исходного количества ^{99}Tc , т.е. трансмутируется 39 %. Аналогичные данные для ^{129}I : через один год облучения остается

87,7 %, а трансмутируется 12,3 %. Для повышения скорости реакции важны как плотность потока нейтронов, так и эффективное сечение реакции трансмутации. Например, переход к высокотоковому тяжеловодному реактору с плотностью потока нейтронов в 10 раз выше — 10^{15} нейтр/(см²с), приводит к повышению скорости реакции трансмутации ^{99}Tc всего лишь в 3,5 раза, поскольку в мягком спектре тяжеловодного реактора эффективное сечение ^{99}Tc в 2,9 раза ниже, чем в спектре легководного реактора, содержащем изрядную долю нейтронов надтепловых энергий.

Достижимая в современных реакторных установках скорость реакции трансмутации наиболее экологически опасных продуктов деления ^{90}Sr и ^{137}Cs , имеющих периоды полураспада примерно 30 лет и очень маленькие сечения захвата нейтронов, оказалась меньше, чем скорость естественного распада. Поэтому специалисты пришли к согласию, что трансмутировать ^{90}Sr и ^{137}Cs имеющимися в настоящее время средствами практически невозможно.

Производительность трансмутационной установки — это масса радионуклидов, уничтожаемая за единицу времени. Она пропорциональна числу свободных нейтронов, и, в конечном счете, мощности установки. Для реакторных установок коэффициент пропорциональности зависит от того, сколько нейтронов можно пустить на трансмутацию в расчете на одно деление ядерного топлива. В хорошо устроенных исследовательских или специализированных реакторах, предназначенных для производства полезных нуклидов, в расчете на одно деление можно примерно один нейтрон пустить на трансмутацию. Если ^{99}Tc и ^{129}I трансмутировать с производительностью, равной средней скорости их образования в энергетических реакторах ВВЭР, то мощность трансмутационных реакторов должна составлять примерно 8 % суммарной мощности реакторов ВВЭР.

Трансмутации продуктов деления сопутствуют следующие осложняющие процессы:

- нейтроны поглощаются как в уничтожаемых нуклидах, так и в других изотопах этого же химического элемента, и в дочерних нуклидах;

- новые долгоживущие продукты деления образуются в ядерном топливе самих трансмутационных реакторов.

Рассмотрим подробнее, к чему приводят эти побочные процессы. При обычном подходе для трансмутации загружается образец, содержащий вредный изотоп вместе с другими изотопами этого химического элемента. Нейтронами облучаются сразу все изотопы, присутствующие в образце. В тех случаях, когда вредный изотоп поглощает львиную долю нейтронов, расход нейтронов на уничтожение одного вредного ядра несущественно больше единицы. Однако, когда количество вредного изотопа или его нейтронное сечение заметно меньше, чем количество или сечения поглощения нейтронов другими изотопами, расход нейтронов значительно возрастает. Например, для уничтожения одного ядра ^{93}Zr при одновременном облучении других стабильных изотопов циркония ^{90}Zr , ^{91}Zr , ^{92}Zr , ^{94}Zr , ^{96}Zr требуется порядка сотни нейтронов. Этот эффект снижает производительность трансмутации. Борьба с ним очень проста в принципиальном плане и довольно сложно в технологическом: проводить предварительное изотопное выделение вредного изотопа.

Новые радиоактивные продукты деления образуются в топливе самих трансмутационных реакторов из-за того, что реактор обязан производить нейтроны для трансмутации, а их можно получить только за счет делений. Если же вместо реактора рассматривать трансмутационную электроядерную установку, в которой нейтроны производятся в нейтронопроизводящей мишени, облучаемой протонами от ускорителя, то в самой установке новые продукты деления не образуются. Однако необходимо учесть, что на питание ускорителя расходуется электрическая энергия. Следовательно бы считать, что трансмутационные электроядерные установки включены в энергетический баланс атомной энергетики. При этом ускоритель питается за счет энергии, вырабатываемой какой-либо атомной электростанцией. Именно в ее ядерном топливе образуются те продукты деления, которые сопутствуют трансмутации в рассматриваемой нами электроядерной установке. Детальный баланс радиоактивности уничтоженных и вновь образующихся нуклидов подведен в [9]. Вторичная радиоактивность образующихся нуклидов существенно выше радиоактивности уничтоженных. Однако для корректной интерпретации полученных результатов необходимо иметь в виду, что вторичная радиоактивность определяется в основном ^{90}Sr и ^{137}Cs , тогда как уничтожаются нуклиды с периодами полураспада в сотни тысяч и миллионы лет. Если ограничиться трансмутацией наиболее значимых особо долгоживущих ^{99}Tc и ^{129}I , то вторичная радиоактивность вновь образованных продуктов деления, в основном ^{90}Sr и ^{137}Cs , составляет 10–12 % радиоактивности ^{90}Sr и ^{137}Cs , уже содержащихся в отработавшем ядерном топливе. При трансмутации ^{151}Sm , ^{93}Zr , ^{126}Sn , требующей слишком больших затрат нейтронов, вторичная радиоактивность весьма значительна.

При длительной непрерывной трансмутации происходит захват нейтронов дочерними продуктами трансмутации и последовательное образование новых нуклидов, и некоторые из них могут быть радиоактивными. Так, при глубокой трансмутации ^{99}Tc (до снижения в 100 раз) при восьмикратном захвате нейтрона образуется долгоживущий ^{107}Pd , а при трансмутации ^{129}I при семикратном захвате нейтрона — ^{135}Cs (правда, оба в едва различимых количествах). Этого можно избежать, если проводить периодическую очистку от продуктов трансмутации.

Можно ли трансмутировать продукты деления в энергетическом реакторе? Размещение мишеней с поглощающими нуклидами в энергетическом реакторе приводит к снижению реактивности и продолжительности кампании. Так, если трансмутировать ^{99}Tc и ^{129}I в реакторе ВВЭР со скоростью, равной скорости их наработки, то продолжительность кампании и энерговыработка снижаются на 12 % [10]. Эти результаты свидетельствуют о том, что попытки трансмутировать продукты деления в энергетических реакторах приведут к неоправданно большим потерям энерговыработки. Для трансмутации следует применять специализированные трансмутационные установки.

Можно ли трансмутировать все опасные долгоживущие продукты деления? В настоящее время международное научное сообщество склоняется скорее к пессимистичной позиции. Из-за большого числа нейтронов, требуемого для уничтожения ^{93}Zr , ^{107}Pd , ^{126}Sn , ^{151}Sm , их

трансмутация в реакторных установках вряд ли возможна. Прорыв в этом направлении может быть достигнут с использованием установок нового типа, базирующихся на других способах производства нейтронов, отличных от реакции деления [11].

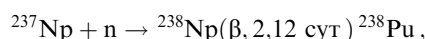
6. Трансмутация актинидов

Трансмутация актинидов осуществляется посредством реакции деления. Она весьма отличается от трансмутации продуктов деления. Основное отличие состоит в том, что продукты деления трансформируются в стабильные нуклиды, а актиниды превращаются в другие актиниды и, в конечном счете, в продукты деления. Процесс трансмутации актинидов имеет две важные особенности.

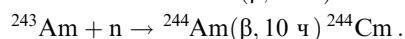
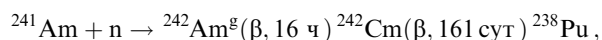
Во-первых, деление актинидов происходит по-разному в тепловом и быстром спектре. В тепловом спектре делятся ^{239}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Am (короткоживущий), ^{243}Cm , ^{245}Cm . В быстром спектре делятся все актиниды, но сечения реакций (n , γ) того же порядка, что сечения деления.

Во-вторых, как в тепловом, так и в быстром спектре при облучении образуются высокорadioтоксичные ^{238}Pu и ^{244}Cm по следующим реакциям:

при трансмутации нептуния



при трансмутации америция



За счет этих процессов при трансмутации младших актинидов без добавления новых актинидов происходит возрастание радиотоксичности в течение некоторого времени, затем уменьшение до первоначальных значений и дальнейшее ее снижение. Период возрастания и возврата до первоначальных значений радиотоксичности составляет около 10 лет для тепловых реакторов и 20 лет для быстрых реакторов [12, 13].

Предполагается, что реально трансмутация будет проводиться с периодическими остановками для добавления новых актинидов, удаления накопившихся продуктов деления, догрузки ядерного топлива, а оставшиеся актиниды будут возвращаться для дальнейшей трансмутации. При этом в трансмутационном реакторе радиотоксичность актинидов будет возрастать до некоторого асимптотического уровня. Этот уровень определяется скоростями реакций превращения нуклидов.

7. Спектр нейтронов для трансмутации актинидов

Основным вопросом является выбор условий облучения, наиболее подходящих для трансмутации актинидов. В настоящее время значительная часть специалистов по реакторным проблемам считает, что быстрый спектр предпочтителен из-за того, что в нем делятся все актиниды [14]. Он хорош с точки зрения нейтронного баланса в трансмутационном реакторе, где для создания нейтронов не потребуется расходовать большого количества ядерного топлива.

Однако трансмутацию можно эффективно проводить в установках с тепловым спектром и высоким потоком нейтронов, обеспечивающим высокие скорости реакций превращения нуклидов.

За счет накопления ^{238}Pu и ^{244}Cm и других опасных актинидов ядерные трансмутационные установки фактически превращаются в своеобразные хранилища источников долгоживущей радиотоксичности. В этой ситуации целесообразно сравнивать установки различных типов не только по нейтронному балансу, но и по характеристикам, связанным с радиотоксичностью трансмутируемых актинидов.

Такие расчетные сравнения проводились в работах [15–18, 13] для различных типов трансмутационных установок и существовавших в разные годы норм радиационной безопасности. Приведем лишь последние результаты [13]. В качестве трансмутационных реакторов рассматривались существующие энергетические реакторы: ВВЭР-1000, канадский тяжеловодный реактор CANDU, французский быстрый реактор "Суперфеникс" и разрабатываемый быстрый реактор БРЕСТ-1000 [19]. Кроме того, была рассмотрена также подкритическая высокопоточная электроядерная установка на тепловых нейтронах ЭЛЯУ-800, расчетные характеристики которой представлены в [20]. Для описания процесса трансмутации использовалась модель непрерывного облучения в потоках и спектрах нейтронов, которые имелись в топливе трансмутационных реакторов, при непрерывной подпитке новыми актинидами для трансмутации. Такая упрощенная модель позволяет простым и наглядным способом провести количественное сравнение эффективности трансмутации в различных установках, работающих в условиях замкнутого топливного цикла. Модель непрерывного облучения фактически близка к режиму длительной, многократной трансмутации, когда младшие актиниды вместе с ядерным топливом возвращаются после очередного цикла обратно в реактор. Непрерывная подпитка трансмутационных реакторов младшими актинидами соответствовала средней скорости накопления актинидов в одном энергетическом реакторе ВВЭР-1000 или "Суперфеникс". Заметим, что отработавшее топливо реактора ВВЭР-1000 содержит существенно больше ^{237}Np , чем отработавшее топливо реактора "Суперфеникс". Нуклидный состав подпитки от ВВЭР: 59 % ^{237}Np , 25 % ^{241}Am , 12 % ^{243}Am , нуклидный состав подпитки от "Суперфеникса": 9 % ^{237}Np , 75 % ^{241}Am , 13 % ^{243}Am .

Результаты расчетов радиотоксичности накапливающихся актинидов в трансмутационных реакторах в процессе непрерывной трансмутации, представлены на рис. 3, 4. Там же приведены данные, описывающие радиотоксичность актинидов, накапливающихся в долгосрочном хранилище без трансмутации.

В начале процесса трансмутации происходит возрастание радиотоксичности в трансмутационном реакторе за счет превращения долгоживущих нуклидов ^{237}Np , ^{241}Am , ^{243}Am в сравнительно короткоживущие и более опасные ^{238}Pu , ^{244}Cm . В первые 10–20 лет скорость возрастания радиотоксичности во всех реакторах оказывается существенно больше, чем в долгосрочном хранилище без трансмутации. Равновесная радиотоксичность достигается за 20–50 лет. Ее уровень показывает радиологическую опасность того или другого трансмутационного реактора. Наибольшая радиотоксич-

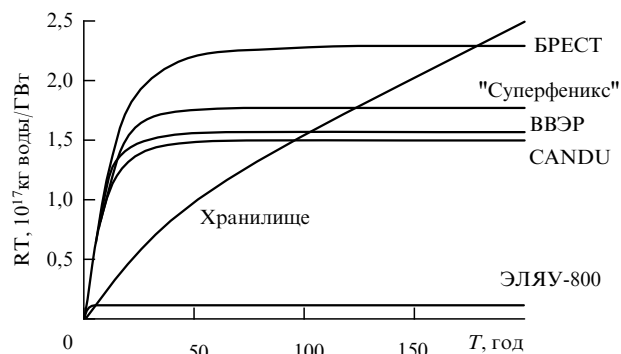


Рис. 3. Радиотоксичность RT при непрерывной трансмутации, подпитка актинидами от одного реактора ВВЭР.

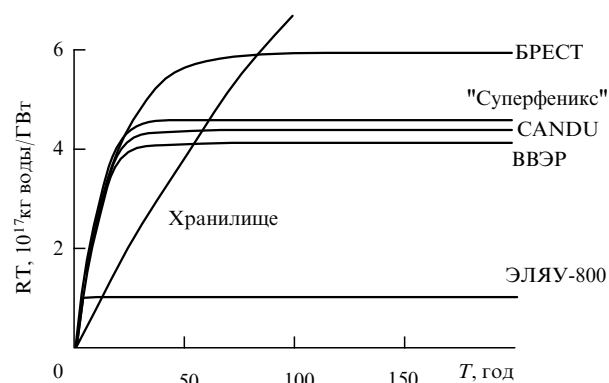


Рис. 4. Радиотоксичность RT при непрерывной трансмутации, подпитка актинидами от одного реактора "Суперфеникс".

ность соответствует трансмутации в быстрых реакторах. Хотя она всего лишь в полтора раза больше, чем при трансмутации в тяжеловодном реакторе CANDU, имеющем сравнительно высокий поток нейтронов.

Процесс трансмутации наиболее эффективен в подкритической высокопоточной установке ЭЛЯУ-800. Благодаря использованию жидкого топлива, высокому потоку тепловых нейтронов и непрерывному удалению продуктов деления подобная установка может длительное время работать в равновесном режиме с относительно небольшим уровнем долгоживущей радиотоксичности в бланкете.

Дополнительным критерием эффективности трансмутации может служить время, по прошествии которого радиотоксичность актинидов, накапливаемых в трансмутационных реакторах, становится меньше радиотоксичности актинидов, накапливаемых в долгосрочном хранилище без трансмутации. Для трансмутации в энергетических реакторах оно порядка 100 лет. Это означает, что в течение первых 60–120 лет простое накопление актинидов в специализированном хранилище, откуда их выход во внешнюю среду практически исключается, может считаться более безопасным, чем трансмутация. Для высокопоточной электроядерной установки ЭЛЯУ-800 это время составляет 10 лет.

Представленные соображения свидетельствуют, что если проектировать трансмутационные установки на базе обычных реакторов, то вряд ли один тип реактора будет иметь решающее преимущество перед другими.

Эффективным типом трансмутационных установок могут быть высокопоточные подкритические электро-ядерные установки (ЭЛЯУ) на жидком топливе.

8. Применение электроядерных установок для трансмутации актинидов

Трансмутация актинидов сопряжена со специфическим нуклидным составом активной зоны для установок как с тепловым, так и с быстрым спектром, когда значительную долю составляют плутоний, америций и кюрий. Это приводит к двум эффектам, влияющим на ядерную безопасность: малая доля запаздывающих нейтронов и положительные эффекты реактивности. В такой ситуации обеспечить достаточную ядерную безопасность критических реакторов крайне затруднительно или не представляется возможным. Поэтому для трансмутации актинидов необходимо применение подкритических систем — электроядерных установок с источником нейтронов на основе ускорителей.

Электроядерные установки включают в себя подкритический размножающий blanket (аналог активной зоны ядерного реактора, но с коэффициентом размножения меньше единицы), нейтронопроизводящую мишень, облучаемую протонным пучком, и ускоритель протонов. Благодаря подкритичности blanket, ЭЛЯУ обладают повышенной ядерной безопасностью по сравнению с критическими реакторами: в грамотно спроектированных ЭЛЯУ невозможны реактивные аварии, связанные с разгоном на мгновенных нейтронах. Это позволяет избежать наиболее тяжелых аварий. Следует заметить, однако, что остаются возможными остальные типы аварий, такие же, как для обычных реакторов, например, связанные с тепловым взрывом, которые могут привести к довольно тяжелым экологическим последствиям.

Исследования в области ЭЛЯУ проводятся в ведущих атомных центрах всего мира. Один из известных проектов ЭЛЯУ разрабатывался научным коллективом под руководством лауреата Нобелевской премии Карло Руббиа [21].

В России широкомасштабные работы в области ЭЛЯУ ведутся с начала 90-х годов. В ИТЭФ уже в первых исследованиях ЭЛЯУ разрабатывались blanket как на твердом топливе [22, 23], так и на жидком топливе с раствором или расплавом солей [24, 25, 20]. Более подробный обзор работ по ЭЛЯУ за этот период можно найти в [26].

Интерес, проявляемый к установкам на жидком топливе не случаен: они наилучшим образом приспособлены для целей трансмутации. В установках на твердом топливе трансмутация сопровождается многократными перегрузками и химическими переработками отработавшего ядерного топлива и трансмутируемых актинидов, что увеличивает реальное время трансмутации и повышает риск загрязнения окружающей среды. Кроме того, в них трудно достигнуть высокого потока нейтронов.

Установки на жидком топливе позволяют проводить непрерывную переработку топлива и трансмутируемых актинидов, удаление продуктов деления и подпитку новыми актинидами, а также поддерживать высокий поток тепловых нейтронов в blanket, а значит, и оптимальные условия для трансмутации актинидов. Расчетные исследования и конструкторские проработки

[20] продемонстрировали принципиальную возможность создания подкритической установки со следующими параметрами: полезная электрическая мощность 868 МВт, средний поток тепловых нейтронов в blanket 2×10^{15} нейтр/(см² с), скорость сжигания младших актинидов 873 кг/год, мощность, потребляемая ускорителем, 221 МВт. Одна установка может трансмутировать младшие актиниды от 20 энергетических реакторов ВВЭР-1000.

9. Заключение

Радиационная безопасность атомной энергетики тесно связана с решением проблемы радиоактивных отходов. Поскольку атомная энергетика в будущем должна обеспечить значительную долю поступления энергии, необходимо разработать и обосновать эффективный метод уничтожения вредных отходов. Возможно, трансмутация потребуется лишь в отдаленном будущем, в период прекращения эксплуатации атомных электростанций. Но уже сейчас необходимо проведение исследований, которые позволят продемонстрировать реальную возможность уничтожения долгоживущих радионуклидов. В противном случае гражданское общество не примет атомной энергетики без практической демонстрации способности решить проблему своих радиоактивных отходов.

Проводимые исследования показывают, что имеется принципиальная возможность уменьшения количества и радиобиологической опасности долгоживущих радиоактивных отходов с помощью трансмутации в ядерных установках.

Концептуальное изучение различных типов трансмутационных установок не закончено и должно быть продолжено. Возможно появление установок, основанных на других принципах производства нейтронов, отличных от реакций деления. Имеется ряд нерешенных научно-технических задач в обоснование важнейших параметров и конструктивных схем ЭЛЯУ, что требует продолжения исследований.

Список литературы

1. Колобашкин В М и др. *Радиационные характеристики облученного ядерного топлива*. Справочник (М.: Энергоатомиздат, 1983)
2. *Нормы радиационной безопасности (НРБ-99)* (М.: Минздрав России, Департамент госсанэпиднадзора России, 1999)
3. Бергельсон Б Р и др. *Атомная энергия* **89** 215 (2000)
4. Бергельсон Б Р и др. *Атомная энергия* **90** 31 (2001)
5. *Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине XXI века. Основные положения* (М.: Минатом России, 2000)
6. Мурогов В М, Троянов М Ф, Шмелев А Н *Использование тория в ядерных реакторах* (Физика ядерных реакторов, Вып. 22) (М.: Энергоатомиздат, 1983)
7. Salvatores M et al., in *Proc. of the Intern. Conf. on Evaluation of Emerging Nuclear Fuel Cycle Systems: Global'95, Versailles, France, Sept. 11–14, 1995* Vol. 1, p. 686
8. Трутнев Ю А, Маршалкин В Е, Повышев В М *Вопросы атомной науки и техники. Сер. Теоретическая и прикладная физика* (3) 31 (1996)
9. Gerasimov A S et al., in *Proc. of the Intern. Conf. and Technology Exposition on Future Nuclear Systems: Emerging Fuel Cycles and Waste Disposal Options. Global'93, Sept. 12–17, 1993, Seattle, Washington* Vol. 1 (La Grande Park, IL: American Nuclear Soc., 1993) p. 301

10. Gerasimov A S et al., in *Proc. of the 9th Intern. Conf. on Nuclear Engineering: ICONE-9, April 8–12, 2001, Nice, France, CD-ROM* (2001)
11. Baetsle L, Wakabayashi T, Sakurai S, in *Proc. of the Intern. Conf. on Future Nuclear Systems: Nuclear Technology — Bridging the Millennia, Global'99, Jackson Hole, WY, USA, Aug. 29–Sept. 3, 1999*, p. 354
12. Герасимов А С и др. *Атомная энергия* **89** 150 (2000)
13. Бергельсон Б Р и др. *Атомная энергия* **93** 271 (2002)
14. Rubbia C, in *Technical Committee Meeting on Feasibility and Motivation for Hybrid Concepts for Nuclear Energy Generation and Transmutation, Madrid, Spain, Sept. 17–19, 1997, IAEA-TC-903.3*, p. 33; http://www.iaea.or.at/inis/aw/fnss/fulltext/iaeatc903_3_1.pdf
15. Герасимов А С и др., Препринт № 14 (М.: ИТЭФ, 1994)
16. Бергельсон Б Р, Балюк С А *Атомная энергия* **81** 66 (1996)
17. Бергельсон Б Р и др., в сб. Докл. конф. "Усовершенствованные тяжёловодные реакторы" (М.: ИТЭФ, 1988)
18. Bergelson B R et al. *Nucl. Eng. Int.* **47** (572) 42 (2002)
19. Лопаткин А В и др. *Атомная энергия* **89** 308 (2000)
20. Bergelson B R et al., in *Proc. of the 2nd Intern. Conf. on Accelerator-Driven Transmutation Technologies and Applications, June 3–7, 1996, Kalmar, Sweden* Vol. 1 (Ed. H Condé) (Stockholm: Uppsala Univ., 1997) p. 228
21. Риволь Ж-П *УФН* **173** 747 (2003)
22. Ажнин Е И и др., в сб. Докл. II Международного семинара по трансмутации долгоживущих радиоактивных отходов и утилизации оружейного плутония на основе ускорителей протонов Ч. 1 (М.: ИТЭФ, 1994) с. 109
23. Bergelson B R et al., in *Proc. of the 2nd Intern. Conf. on Accelerator-Driven Transmutation Technologies and Applications, June 3–7, 1996, Kalmar, Sweden* Vol. 1 (Ed. H Condé) (Stockholm: Uppsala Univ., 1997) p. 263
24. Благоволин П П, Казарицкий В Д, Селиверстов В В, Отчет по проекту 17 МНТЦ (М.: Международный научно-технический центр, 1995)
25. Кочуров Б П, Конев В Н, в сб. Докл. II Международного семинара по трансмутации долгоживущих радиоактивных отходов и утилизации оружейного плутония на основе ускорителей протонов Ч. 2. (М.: ИТЭФ, 1994) с. 56
26. Герасимов А С, Киселев Г В *ЭЧАЯ* **32** 143 (2001)

Radiation safety in the Russian atomic power industry

A.S. Gerasimov, G.V. Kiselev

*Institute of Theoretical and Experimental Physics,
B. Cheremushkinskaya ul. 25, 117259 Moscow, Russian Federation
Tel./Fax (7-095) 129-97 03, 127-05 43
E-mail: geras@vitepl.itep.ru; kiselev_g@vitepl.itep.ru*

Of all the radioactive wastes known in nuclear power industry and engineering, long-lived actinides, and fission products from waste nuclear fuel are the most hazardous. One way to reduce their radiation hazard is through nuclear transmutation, which can be performed either in reactors of various types or in subcritical accelerator-driven systems, whose nuclear safety is superior to that of conventional reactors. The development of destruction principles for long-lived radioactive wastes is likely to stimulate progress in the development of nuclear power industry.

PACS numbers: 28.41.Bm, **28.50. – k**, 89.30.Gg

Bibliography — 26 references

Received 3 April 2003