

## УТИЛИЗАЦИЯ ВЫДЕЛЕННОГО ПЛУТОНИЯ

Франс Беркхоут, Анатолий Дьяков, Харольд Фейвесон, Элен Хант,  
Эдвин Лайман, Марвин Миллер, Фрэнк фон Хиппель

В настоящее время плутоний, высвобождающийся при демонтаже ядерных боеголовок, или при переработке ядерного горючего на невоенных заводах, должен храниться на специальных складах под охраной, и, при возможности, под международным контролем. Основные методы утилизации такого плутония в ближайшем будущем могут быть таковы:

- облучение в тепловыделяющих элементах со смешанными окислами (урана и плутония) в неизменных коммерческих водо-водяных реакторах;
- облучение в специальных водо-водяных реакторах, в которых устанавливаются только тепловыделяющие элементы со смешанными окислами;
- смешивание плутония с радиоактивными отходами высокой активности.

Наиболее перспективным из этих методов является последний метод, предусматривающий смешивание плутония с высокоактивными отходами и их последующее остекловывание. Этот метод должен быть наиболее дешев и наиболее прост с точки зрения контроля.

Франс Беркхоут, Харольд Фейвесон, Эдвин Лайман и Фрэнк фон Хиппель работают в Центре энергетических и экологических исследований Принстонского университета (Принстон, Нью-Джерси, США). Анатолий Дьяков работает в Центре исследований по контролю над вооружениями, энергетике и экологии Московского физико-технического института. Марвин Миллер работает на факультете ядерной техники Массачусетского технологического института (Кембридж, Массачусетс, США), а Элен Хант, независимый консультант, проживает в Принстоне (Нью-Джерси, США).

### ВВЕДЕНИЕ

Сейчас во всем мире непрерывно растут запасы выделенного плутония. Дисбаланс между его производством и потребностями коммерческого сектора еще более усилится в результате глубоких сокращений ядерных арсеналов СНГ и США, при котором должны будут высвободиться большие количества оружейного плутония. В этой статье анализируются альтернативные методы утилизации выделенного плутония, причем основное внимание будет уделено экономическим аспектам и соображениям безопасности.

При демонтаже не подлежащих модернизации ядерных боеголовок может высвободиться около 150 - 200 тонн плутония. Процесс демонтажа уже начат и будет продолжаться в течение по крайней мере десяти лет. В то же время производство нового оружейного плутония в СНГ и США практически прекращено, а уровень производства в других странах весьма низок.

Напротив, коммерческое выделение плутония, образующегося при работе гражданских ядерных энергетических установок, развивается очень быстро. В течение 90-х годов из переработанного ядерного горючего из невоенных реакторов 14 стран может

быть выделено около 200 тонн плутония. Большая часть этих работ по выделению плутония будет проведена в трех странах, обладающих ядерным оружием (Великобритании, Франции и России). Если весь выделенный плутоний будет возвращен в страны-производители отработанного ядерного горючего (половина из которого будет передана в страны, не обладающие ядерным оружием), то объемы работ по транспортировке и обращению с выделенным плутонием, который в принципе может быть использован для производства ядерного оружия, резко возрастут.

Возрастающие запасы плутония от демонтажа ядерного оружия и от переработки ядерного горючего с гражданских энергетических реакторов представляют глобальную угрозу международной безопасности. Любой плутоний (за исключением чистого плутония-238) может быть использован для производства ядерного оружия.<sup>1</sup> В кризисной ситуации запасы плутония в странах, не обладавших ядерным оружием, могут значительно понизить порог распространения ядерного оружия. В странах, уже обладающих ядерным оружием, запасы плутония могут понизить порог "внезапного" нарушения соглашений об ограничении ядерных

вооружений. В любой ситуации накопление запасов плутония создает серьезный вызов проблемам физической безопасности. Захват нескольких килограммов плутония группой террористов может вызвать серьезный международный кризис.

В этой статье мы проведем исследование трех возможных альтернативных методов обращения с запасами плутония от демонтажа ядерного оружия и от переработки ядерного горючего от гражданских энергетических установок:

- длительное хранение под охраной;
- облучение в тепловыделяющих элементах ядерных реакторов;
- смешивание с радиоактивными отходами высокой активности с последующим остекловыванием для длительного (геологического) захоронения.

Мы начнем наше обсуждение с описания источников пополнения запасов плутония и текущих планов по его хранению.

#### ИСТОЧНИКИ ВЫДЕЛЕННОГО ПЛУТОНИЯ

В табл. 1 приведена сводка распределения мировых запасов плутония. Основными источниками выделенного плутония являются:

- демонтаж ядерных боеголовок СНГ и США, и
- крупномасштабная химическая переработка отработанного ядерного горючего невоенных ядерных энергетических реакторов.

**Демонтированные боеголовки.** В соответствии с односторонними сокращениями, объявленными президентами Бушем, Горбачевым и Ельциным, в России и США останется не больше, чем по 1000 - 2000 тактических ядерных боеголовок у каждой. Кроме того, основы будущего сокращения, заложенные соглашением Буша и Ельцина в июне 1992 года, должны к 2000 году ограничить количество боеголовок у каждой стороны величиной в 3000 - 3500 единиц.<sup>2</sup> Если у США и России останется примерно по 5000 боеголовок, то в следующем десятилетии США придется демонтировать около 15 тысяч боеголовок, а России - примерно в два раза больше.

В современных термоядерных боеголовках содержится "первичный" компонент, в котором происходят реакции деления, и один или несколько вторичных компонентов, в которые могут входить как материалы для термоядерного синтеза, так и расщепляющиеся материалы. Плутоний входит в состав "первичного" компонента. В атомной бомбе, сброшенной на Нагасаки, находилось шесть килограммов плутония.<sup>3</sup> В современных тер-

моядерных боеприпасах содержание плутония меньше; в качестве среднего значения мы можем принять три килограмма.<sup>4</sup> Кроме того, в "первичных" и "вторичных" компонентах этих устройств может находиться большое количество высокообогащенного урана (по 15 килограммов в среднем<sup>5</sup>).

Таким образом, ожидаемые сокращения ядерных арсеналов могут привести к освобождению 45 тонн плутония из американского ядерного оружия и примерно 90 тонн плутония из ядерного арсенала СНГ. Учет плутония из уже демонтированных ядерных боеголовок и из необработанных отходов производства может довести эти величины до 70 и 120 тонн соответственно.

Демонтаж ядерных боеголовок включает в себя удаление блоков электронных устройств, разделение "первичного" и "вторичных" компонентов и извлечение блоков взрывчатого вещества имплозионной системы, окружающей плутониевые детали "первичного" компонента. В настоящее время американские ядерные боеголовки демонтируются на заводе "Пентекс" вблизи города Амарильо в штате Техас в количестве около 2000 единиц в год.<sup>6</sup> Дополнительная переработка извлеченных из демонтируемых ядерных боеголовок плутониевых компонентов не производится. Завод в Роки Флэтс, штат Колорадо, на который плутониевые компоненты отправлялись в прошлом для извлечения плутония, его хранения и возможного изготовления новых деталей ядерных устройств, был закрыт в ноябре 1989 года по соображениям безопасности и защиты окружающей среды. Из-за отсутствия альтернативы извлеченные из демонтированных боеголовок плутониевые компоненты хранятся на заводе "Пентекс" в сильно защищенных укрытиях ("иглу"). Таких укрытий на заводе "Пентекс" 60, но только на 18 из них разрешено хранение плутониевых деталей. В каждом из укрытий в настоящее время может размещаться до 240 плутониевых компонентов, но в настоящее время изучается возможность увеличения их вместимости до 400 единиц. Кроме того, исследуется возможность использования хранилищ в Лос-Аламосской национальной лаборатории и на действовавших в прошлом заводах по производству плутония в Хэнфорде, штат Вашингтон, и в Эйкене, штат Южная Каролина.<sup>7</sup>

Условия демонтажа и хранения ядерных боеголовок СНГ менее ясны. По-видимому, демонтаж боеголовок может производиться на четырех заводах с общей производительностью в 5500 - 6000 единиц в год.<sup>8</sup> Однако, по имеющимся сведениям, в 1992 году объем работ по демонтажу был при-

Таблица 1

Сводка мировых запасов плутония  
(в тоннах, по состоянию на конец 1990 года<sup>1</sup>)

	Ядерные державы	Неядерные страны	Неприсоеди- нившиеся страны	Всего
<b>В ядерных арсеналах<sup>2</sup></b>	260	0	< 1 <sup>3</sup>	260
<b>В гражданском секторе</b>				
В облученном горючем	296 <sup>4</sup> 366 <sup>6</sup>	218 148 <sup>6</sup>	17 <sup>5</sup>	531
В новых ТВЭЛах	31 <sup>7</sup>	18 <sup>8</sup>	0	49
В окислах	64 <sup>9</sup>	8 <sup>10</sup>	< 0,5	72
Всего		244	18	913
<b>Всего (по расположению)</b>	721 <sup>6</sup>	174 <sup>6</sup>	18	913

<sup>1</sup> D. Albright, F. Berkhout, W. Walker, "World Inventory of Plutonium and Highly Enriched Uranium", Oxford, Oxford University Press, 1993, table 12.3.

<sup>2</sup> Включая запасы для нового производства. Точность этих цифр (около 20 процентов) примерно вдвое хуже, чем для оценок в гражданском секторе (около 10 процентов).

<sup>3</sup> Эта оценка включает Израиль и Индию.

<sup>4</sup> Эта оценка включает примерно пять тонн плутония в тепловыделяющих элементах в финских и восточноевропейских реакторах, которые, согласно соглашениям, должны быть возвращены на комбинат в Челябинске (эти пять тонн не включены в цифру в следующем столбце).

<sup>5</sup> Эта оценка включает Индию, Пакистан, Бразилию, Аргентину и Тайвань.

<sup>6</sup> Цифры этой строки учитывают количество плутония в ТВЭЛах и выделенный плутоний, хранящиеся в Великобритании и Франции, но принадлежащие организациям в неядерных странах.

<sup>7</sup> Эта оценка включает 25,3 тонны плутония, переработанного в невоенных реакторах на быстрых нейтронах (5 тонн в Великобритании, 12,5 тонн во Франции, 0,5 тонны в СНГ и 6,7 тонны в США), и 5,8 тонны плутония, переработанных в реакторах на тепловых нейтронах во Франции. В нее не включены 4,5 тонны в установке "Суперфеникс", которые помещены в оценку в следующем столбце.

<sup>8</sup> В эту оценку входят 4,5 и 2,5 тонны плутония, переработанные в реакторах на быстрых реакторах в Германии и Японии соответственно, 4,5 тонны плутония, загруженные в установку "Суперфеникс", и принадлежащие итальянским, немецким и голландским организациям, и 6,5 тонны плутония, переработанные в немецких, швейцарских и бельгийских реакторах на тепловых нейтронах.

<sup>9</sup> В эту оценку включены 2 тонны плутония, выделенные на установках в Селлафилд и Ла Хэйг, но пока не возвращенные владельцам в неядерных странах.

<sup>10</sup> Эта оценка складывается из 27,8 тонн плутония, выделенного из ТВЭЛов неядерных стран, из которых вычтены 18 тонн переработанного плутония (см. ссылку 8) и 2 тонны, хранящиеся на складах.

мерно таким же, как в США, т.е. около 2000 ядерных боеголовок в год. Компоненты ядерных боеголовок временно хранятся на заводах, где производился их демонтаж. По требованию стран СНГ, компоненты ядерных боеголовок, вывезенных с Украины и хранящихся в России, находятся под наблюдением обеих сторон, согласно договору, подписанному в апреле 1992 года. По сообщениям российского правительства, рассматриваются аналогичные соглашения с Беларусью и Казахстаном.<sup>9</sup> Было также выражено желание согласиться с требованием Конгресса США о том, что американской стороне должна быть предоставлена возможность проверки дальнейшего мирного использования любых компонентов ядерного оружия, хранящихся на складах, построенных при содействии США.<sup>10</sup> Тем не менее, до сих пор США не дало согласия на аналогичные меры контроля над использованием высвобождающихся при демонтаже американского ядерного оружия материалов.<sup>11</sup>

Россия предложила, чтобы на конечной стадии все извлеченные из демонтируемых ядерных боеголовок СНГ расщепляющиеся материалы хранились в одном безопасном подземном хранилище (по-видимому, с предполагаемым размещением вблизи комплекса по производству оружейного плутония Томск-7), и запросила финансовой поддержки США для строительства этого комплекса. По состоянию на июнь 1992 года планы строительства предусматривали начальную вместимость хранилища, достаточную для размещения 45 тысяч контейнеров. В каждом из контейнеров могут размещаться либо извлеченные из боеголовок компоненты из расщепляющихся материалов, либо полученные после переплавки цилиндры докритической массы, содержащие либо 4-5 килограммов плутония, либо 10 килограммов высокообогащенного урана.<sup>12</sup> Второй этап строительства позволит довести вместимость хранилища до 100 тысяч контейнеров. Такое увеличение вместимости, может, однако, оказаться ненужным, если согласно последней принципиальной договоренности, высвободившийся при демонтаже ядерных боеголовок высокообогащенный уран будет продаваться в США для разбавления до низкой степени обогащения для последующего использования как ядерного горючего энергетических реакторов.<sup>13</sup>

Демонтаж ядерных боеголовок США и СНГ сопровождается практически полным прекращением производства оружейных расщепляющихся материалов. Производство высокообогащенного урана для ядерного оружия в США прекратилось в 1964 году. Производство оружейного плутония в США

закончилось в 1988 году, когда из-за проблем обеспечения безопасности были выключены последние четыре промышленных реактора (максимальное число действующих промышленных реакторов в США равнялось 14). В июле 1992 года президент Буш объявил, что США не будут возобновлять производства плутония и высокообогащенного урана для изготовления ядерного оружия.<sup>14</sup>

Производство высокообогащенного урана для ядерного оружия в России прекратилось в 1989 году. Производство оружейного плутония продолжается, но на сравнительно низком уровне (все заводы по производству расщепляющихся материалов для ядерного оружия находятся в России). В настоящее время выключены 10 из 13 промышленных ядерных реакторов.<sup>15</sup> Три оставшихся реактора не только вырабатывают оружейный плутоний, но и служат источником тепла и электроэнергии для расположенных вблизи них городов Томской области и Красноярского края.<sup>16</sup> Президент Ельцин недавно подтвердил сделанное в 1989 году президентом Горбачевым обещание прекратить к 2000 году производство плутония для военных целей.<sup>17</sup>

Переработка ядерного горючего из энергетических реакторов. По состоянию на конец 1990 года, во всем мире из отработанного ядерного горючего невоенных энергетических реакторов было выделено около 120 тонн плутония. Из них около 50 тонн были переработаны в новое ядерное горючее, в основном предназначенное для демонстрационных плутониевых реакторов-размножителей на быстрых нейтронах. Остальные 70 тонн находятся на хранении, в основном на четырех крупнейших заводах по переработке плутония: в Селлафилде (Великобритания), Челябинске-65 (Россия), в Маркуле и Ла Хаге (Франция). Большая часть этого плутония хранится в виде порошка окиси плутония в контейнерах с докритической массой.

После того, как в Великобритании и Франции вступят в строй новые производственные мощности по переработке плутония, можно полагать, что к 2000 году на коммерческих предприятиях по переработке плутония будет выделено около 190 тонн плутония (в табл. 2 приведен перечень коммерческих производств по переработке плутония).

Часть плутония, перерабатываемого на этих предприятиях, предназначена для использования в реакторах на быстрых нейтронах, но большая часть продукта переработки должна быть использована для изготовления тепловыделяющих элементов со смешанными окислами урана и плутония для

Таблица 2

Перечень гражданских предприятий по переработке плутония<sup>1</sup>

Расположение	Владелец	Установка	Топливо	Мощность	Сроки
Бельгия					
Mol	Eurochemic	Mol	O	30	1966-1974
Франция					
Marcoule	Cogema	UP1	M	400	1958-2000?
La Hague	Cogema	UP2	M + O	400	1966-1987
La Hague	Cogema	UP3	O	800	1990-
La Hague	Cogema	UP2-800	O	800	1993-
Германия					
Karlsruhe	KfK/DWK	WAK	O	35	1971-1990
Индия					
Tarapur	DAE	PFEFRE	O	30 - 150	1982-
Kalpakkam	DAE		O	100 - 200	1993/4? -
Япония					
Tokai-mura	PNC	Tokai	O	90	1981-
Rokkasho-mura	JNFS	Rokkasho	O	800	2002? -
Россия <sup>2</sup>					
Челябинск-65	Минатом	Маяк	O	600	1978-
Великобритания					
Sellafield	BNF plc	B205	M	1500	1964-2010?
		B204/205	O	300	1969-1973
		THORP	O	700	1993-
Thurso	UKAEA	DNPDE	O (MTR)	< 1	1959-
			O (FBR)	7	1980-1997?
США					
West Valley	NFS	West Valley	O	300	1966-1972

<sup>1</sup> Используемые сокращения: MTR = реактор для испытания материалов; FBR = реактор на быстрых нейтронах; UP = Usine de Plutonium; KfK = Kernforschungszentrum Karlsruhe; WAK = Wiederanarbeitungsanlage Karlsruhe; DAE = Department of Atomic Energy; PFEFRE = Power Reactor Fuel Reprocessing; PNC = Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation; JNFS = Japan Nuclear Fuel Service Company; BNF = British Nuclear Fuel plc; THORP = Thermal Oxide Reprocessing Plant; UKAEA = UK Atomic Energy Authority; DNPDE = Dounreay Nuclear Power Development Establishment; NFS = Nuclear Fuel Services; DWK = Deutsche Gesellschaft fuer Wiederanarbeitung von Kernbrennstoffe; M = металл; O = окислы.

<sup>2</sup> Было начато строительство другого завода вблизи Красноярска (Додоново-27), но оно было прекращено на уровне около 30 процентов полного объема работ.

<sup>3</sup> Мощность установок измеряется в тоннах тяжелых металлов (урана и плутония) в год.

легководных(водо-водяных)энергетических реакторов. Учитывая возможные задержки в строительстве и эксплуатации установок для производства тепловыделяющих элементов со смешанными окислами и в лицензировании энергетических реакторов для применения этого вида ядерного горючего, трудно ожидать, что до 2000 года для этой цели будет использовано больше, чем 60 - 70 тонн выделенного плутония. Поэтому, если процесс переработки плутония с гражданских объектов не замедлится, то запасы выделенного плутония к 2000 году могут увеличиться примерно до 200 тонн. Детальное обсуждение мирового баланса плутония невоенного происхождения в 1990 году и оценки состояния к 2000 году можно найти в Приложении А.

Как отмечается в Приложении А, около половины выделенного в 90-х годах плутония невоенного происхождения будет принадлежать странам, не обладающим ядерным оружием (в основном, Германии и Японии), которые будут посылать отработанное ядерное топливо для переработки во Францию или Великобританию. Большинство этих неядерных стран придерживаются явно высказанной политики отказа от накопления плутония, согласующейся с позицией МАГАТЭ о недопустимости создания национальных запасов излишних расщепляемых материалов, которые могут быть использованы для производства ядерного оружия.<sup>18</sup> Несмотря на такую политику, Япония недавно объявила о том, что она намерена хранить по крайней мере в течение трех лет плутоний, возвращенный в текущем году из Франции. Вообще говоря, неядерные страны могут поэтому не иметь никакой альтернативы тому, чтобы оставлять избыточный плутоний в Великобритании или Франции до тех пор, пока они не смогут обеспечить его должного использования.

Как отмечается в Приложении Б, в настоящее время не имеется никаких экономических оснований для переработки плутония, и основным мотивом для продолжения этой деятельности является стремление некоторых компаний по производству электроэнергии в нескольких развитых промышленных странах освободиться от накопившихся и от ожидаемых запасов выделенного плутония. Ввиду усиливающейся потери коммерческого интереса и появления оппозиции к переработке плутония, можно ожидать, что в течение следующего десятилетия коммерческая переработка плутония прекратится. В таком случае мир станет перед отдаленной, но неизбежной проблемой безопасного использования нескольких сотен тонн плутония, выделенного при об-

работке отработанного ядерного топлива гражданских энергетических реакторов и при демонтаже ядерного оружия.

### БЕЗОПАСНОЕ ХРАНЕНИЕ ВЫДЕЛЕННОГО ПЛУТОНИЯ

Если плутоний не прошел полностью через реакции деления ядер, или если он не был выброшен на Солнце, то значительная его часть должна сохраняться в течение длительного времени в той или иной форме, будь то выделенный плутоний, отработанное ядерное топливо или какая-либо другая матрица (например, стеклообразная масса из радиоактивных отходов высокой активности). Хранение в форме отработанного ядерного топлива или в стекле с отходами высокой активности обеспечивает дополнительную самозащиту, поскольку гамма-излучение осколков деления будет сохранять высокую активность в течение сотен лет.<sup>19</sup>

Хранение металлического плутония (в виде отливок или готовых компонентов) или его окислов потребует гораздо более серьезных организационных мер по его охране, поскольку собственное излучение чистого плутония относительно слабо.<sup>20</sup> В ближайшем будущем весь выделенный плутоний будет храниться в одной из этих форм. В этом разделе мы рассмотрим экономические вопросы и проблемы безопасности хранения плутония в металлической форме или в форме окислов. После этого в следующем разделе мы рассмотрим возможные методы фиксации выделенного плутония в форме, более способствующей нераспространению ядерного оружия.

**Международный контроль.** Как отмечалось выше, Россия выразила согласие организовать международный контроль за хранением извлеченных из демонтированных ядерных боеголовок расщепляющихся материалов на основе двусторонних соглашений по верификации. Для дальнейшего ускорения процесса сокращения ядерных вооружений США и Россия (а также и другие страны, обладающие ядерным оружием), могли бы пойти дальше двусторонних соглашений гарантирования мирного использования расщепляющихся материалов из демонтированных ядерных боеголовок и принять международные меры контроля (например, контроль МАГАТЭ).

Для того, чтобы обеспечить нужную степень доверия к такому режиму, меры контроля должны распространяться, по-видимому, на все расщепляющиеся материалы, включая материалы гражданского назначения. Обеспечение мер контроля и безопасности может осуществляться двумя спосо-

бами. Во-первых, в соответствии со статьей XII.A.5 устава МАГАТЭ, страны-участницы соглашений могут передать запасы расщепляющихся материалов под полный контроль МАГАТЭ, которое примет на себя ответственность за их хранение и защиту.<sup>21</sup> С другой стороны, международные меры контроля могут быть распространены на все хранилища плутония в странах, как обладающих, так и не обладающих ядерным оружием, как часть универсального запрещения производства расщепляющихся материалов для мирных целей, не поставленных под режим контроля. При этих обстоятельствах любой расщепляющийся материал, объявленный как используемый в мирных целях, должен автоматически подпадать под международный контроль. Однако, такое расширение режима контроля МАГАТЭ может быть осуществлено только в том случае, если входящие в него страны обеспечат выделение необходимых ресурсов для выполнения новых задач.

В настоящее время хранилища плутония гражданского назначения в Великобритании и Франции не полностью подпадают под контроль МАГАТЭ, но находятся под контролем Евратома.<sup>22</sup> Запасы плутония гражданского назначения в России полностью исключены из системы международного контроля.

Кроме того, очевидно, что на складах плутония должны быть обеспечены надлежащие меры защиты от нападений и тайных операций поднациональных групп. Строгий физический и административный контроль должен обеспечиваться сильной охраной, ограничением доступа к складу и проверкой посетителей склада на детекторах испускаемых плутоном нейтронов, установленных на контрольно-пропускных пунктах.<sup>23</sup> Контейнеры с плутоном должны быть помечены и запечатаны после того, как их содержимое будет проверено и учтено, а гамма-излучение содержимого будет измерено. Эти меры позволят обеспечить уверенность в том, что плутоний находится на складе, и, следовательно, понизить вероятность кражи поднациональными группами и, при достаточном уровне международного контроля, смогут убедить международное сообщество в том, что данная страна не скрывает своих запасов плутония.<sup>24</sup>

**Стоимость хранения.** Хранение плутония будет стоить дорого. Само хранилище должно быть устойчивым к подрыву взрывчатых веществами, снабжено системами пожаротушения и охлаждения (в особенности при хранении плутония в металлической форме), и в нем должны быть установлены различные системы слежения. Кроме того,

большие затраты будут связаны с оплатой многочисленной охраны. Тем не менее, данные о реальной стоимости хранения плутония на больших складах (таких, как склады в Селлафилде или в Ла Хаг) весьма ограничены. В работе<sup>25</sup> была опубликована (без дальнейших комментариев) оценка стоимости в 1 - 2 долларов за грамм плутония в год. Однако, имеются сведения от заказчиков заводов по переработке плутония, что на практике за хранение плутония запрашивается большая цена, достигающая 4 долларов за грамм плутония в год.

Исследование, проведенное в США в 1990 году,<sup>26</sup> показало, что капитальные затраты на строительство хранилища для 50 тонн окиси плутония (в 12 500 контейнерах по 4 килограмма окиси плутония в каждом) составят около 240 миллионов долларов в ценах 1987 года. Если учесть затраты на эксплуатацию, то себестоимость хранения плутония в полностью загруженном хранилище составит 0,84 доллара на грамм плутония в год.<sup>27</sup> Результаты другого исследования показали, что стоимость хранилища емкостью в 90 тонн будет несколько больше (капитальные затраты в 1,5 миллиарда долларов, а себестоимость хранения - около 1 - 2 долларов за грамм плутония в год).<sup>28</sup>

Еще одна проблема, связанная с хранением плутония реакторного качества, заключается в увеличении интенсивности его радиоактивного излучения с течением времени. Около девяти процентов плутония в отработанном ядерном топливе водо-водяных реакторов со сроком хранения в 10 лет находится в виде изотопа плутоний-241, который распадается в америций-241 с периодом полураспада в 14,4 года (см. табл. 3). Интенсивность рентгеновского и гамма-излучения америция-241 весьма велика, и его накопление приводит к удвоению общей интенсивности излучения плутония реакторного качества примерно за два года. Изготовители тепловыделяющих элементов из смешанных окислов урана и плутония в настоящее время не принимают плутоний с содержанием америция-241, превышающим 1,5 - 2,5 процента (что соответствует сроку хранения плутония из водо-водяных реакторов в 4 - 8 лет). Расходы по химическому извлечению америция из плутония в настоящее время оцениваются примерно в 20 долларов на грамм плутония.<sup>29</sup>

Стоимость хранения плутония мала по сравнению со стоимостью вырабатываемой при его производстве электроэнергии. При стоимости хранения в 1,5 доллара за грамм в год каждый дополнительный год хранения увеличивает себестоимость произведенной электроэнергии всего на 0,1 процента.<sup>30</sup>

Таблица 3  
Изотопический состав и физические характеристики плутония

Изотоп	Период полу-распада	Тепловы-деление	Испуска-ние нейтронов (1)	Запазды-вающие нейтроны (2)	Оружейное качество (3)	Реакторное качество (4)	
						Уран (5)	Смесь (6)
Pu-238	87,7	560	2 600 000		0,012	1,3	2,3
Pu-239	24 100	1,9	22	0,0021	93,8	60,3	38,1
Pu-240	6 560	6,8	910 000		5,8	24,3	32,7
Pu-241	14,4	4,2	49	0,0049	0,23	8,3	16,9
Pu-242	376 000	0,1	1 700 000		0,022	5,0	8,3
Am-241	430	114	1 200		0,13	0,8	1,7
Радиационная опасность (в сравнении с Pu-239)					34	190	290
Максимальная длительность хранения (7)					-	7	3
Скорость испускания нейтронов					53 000	330 000	500 000
Тепловыделение после десяти лет хранения (8)					2,4	14,3	24,4
<p><sup>1</sup> Скорость испускания нейтронов измеряется в нейтронах в секунду на килограмм плутония; см. "Reversing the Arms Race", F. von Hippel, R. Sagdeev, editors, New York, Gordon and Breach Science Publishers, 1990, p. 315.</p> <p><sup>2</sup> Эта величина представляет собой долю запаздывающих нейтронов среди всех нейтронов деления, вызванного тепловыми нейтронами. См. G.R. Keepin, Physics of Nuclear Kinetics, Reading, Addison-Wesley, 1965, p. 102.</p> <p><sup>3</sup> Срок хранения плутония предполагается равным 10 годам. См. N.J. Nicholas, K.L. Coop, R.J. Estep, "Capability and Limitation Study of DDT Passive-Active Neutron Waste Assay Management, Los Alamos National Laboratory, LA-12237-MS, 1992.</p> <p><sup>4</sup> Срок хранения плутония - два года после его выделения. См. "Plutonium Fuel: An Assessment", Paris, OECD/NEA, 1989, Table 12A.</p> <p><sup>5</sup> Выдержка в реакторе равна 33 МВт-сутки/кг, срок хранения перед выделением плутония - десять лет. См. "Plutonium Fuel: An Assessment", Paris, OECD/NEA, 1989, Table 9.</p> <p><sup>6</sup> Выдержка в реакторе равна 43 МВт-сутки/кг, срок хранения перед выделением плутония - десять лет. См. "Plutonium Fuel: An Assessment", Paris, OECD/NEA, 1989, Table 12B.</p> <p><sup>7</sup> Эта величина определяется из условия максимально допустимой для изготовителей новых тепловыделяющих элементов концентрации америция-241 в 2,5 процента. Срок хранения топлива до выделения плутония считается равным 10 годам.</p> <p><sup>8</sup> Скорость тепловыделения при радиоактивном распаде измеряется в киловаттах на тонну плутония.</p>							

Более того, стоимость хранения плутония весьма мала по сравнению с затратами промышленно развитых стран на национальную безопасность. При стоимости хранения в 1,5 доллара за грамм в год общая стоимость хранения 50 тонн плутония составит всего 75 миллионов долларов в год.

Однако, производители электроэнергии будут принимать решения на основе небольших общих изменений стоимости. Даже если экономические потери от повторного использования плутония в водо-водяных реакторах будут заметными, рано или поздно затраты на хранение плутония сравняются с ними.<sup>31</sup> До тех пор, пока производители

электроэнергии будут считать, что единственным способом уничтожения выделенного плутония будет его включение в тепловыделяющие элементы со смешанными окислами, затраты на хранение плутония будут заставлять их повторно использовать плутоний. Если это направление будет считаться нежелательным, то правительства должны будут выработать и предложить для использования новые методы хранения и утилизации плутония. Кроме того, они должны будут либо компенсировать затраты на хранение "лишнего" плутония в переходном периоде, либо регулировать этот процесс законодательным образом.



## АЛЬТЕРНАТИВНЫЕ ВАРИАНТЫ УТИЛИЗАЦИИ ВЫДЕЛЕННОГО ПЛУТОНИЯ

Хранение плутония в хранилищах с возможным извлечением может по первому требованию обеспечить национальную программу ядерных вооружений как в ядерных, так и в неядерных странах. Кроме того, выше было показано, что стоимость длительного хранения плутония велика. Поэтому необходимо рассмотреть альтернативные методы утилизации выделенного плутония, которые сделают его менее доступным для использования в ядерном оружии. Мы рассмотрим здесь следующие основные альтернативы:

- облучение плутония в тепловыделяющих элементах со смесью окислов в обычных (немодифицированных) коммерческих водо-водяных реакторах;
- облучение плутония в специализированных реакторах;
- заключение плутония в матрицу вместе с высокоактивными отходами.

Кроме того, мы рассмотрим вкратце и другие методы: фиксацию плутония в матрицах без смешивания с высокоактивными отходами, остекловывание в скальных породах при подземных ядерных взрывах, вывод в космос и расщепление плутония в подкритических сборках при помощи ускорителей частиц высоких энергий.

При анализе альтернативных методов мы не должны преувеличивать их влияние на ядерную энергетику в целом. Повторная переработка 400 тонн плутония в водо-водяных реакторах способна обеспечить ядерным топливом их существующие мощности (около 280 электрических гигаватт) в течение примерно полутора лет.<sup>32</sup> С другой стороны, разведанные запасы дешевого урана (со стоимостью, меньшей 130 долларов за килограмм урана) могут обеспечить работу водо-водяных реакторов общей мощностью 400 электрических гигаватт в течение 100 лет.<sup>33</sup> Если привлечь для этой цели предполагаемые запасы дешевого урана, то в течение того же самого времени можно будет обеспечить работу реакторов в четыре раза большей мощности.<sup>34</sup> Уран не является редким ресурсом.

Преобразование выделенного плутония в менее доступную форму не помешает также будущему потенциальному развитию реакторов-размножителей плутония. Если суммарная мощность атомных электростанций возрастет настолько, что понадобятся реакторы-размножители, то плутоний, необходимый для первоначальной загрузки этих реакторов, может быть извлечен из

отработанного ядерного топлива обычных водо-водяных энергетических реакторов. Например, если суммарная электрическая мощность реакторов возрастет до 2000 гигаватт (это минимальное значение суммарной мощности, при котором можно рассматривать переход к реакторам-размножителям), то на обычных водо-водяных реакторах будет производиться около 240 тонн плутония в год.<sup>35</sup> При таких масштабах производства рассматриваемые в нашей статье запасы плутония в 300 - 400 тонн не кажутся слишком большими.

### Смешанные окислы в неизмененных водо-водяных реакторах

До середины семидесятых годов основным аргументом в пользу выделения плутония из отработанного топлива гражданских энергетических реакторов была возможность его использования в реакторах-размножителях на быстрых нейтронах. С тех пор стало ясно, что строительство таких реакторов весьма дорого, а трудности их эксплуатации очень велики. В настоящее время единственная возможность крупномасштабного использования плутония связывается с изготовлением тепловыделяющих элементов со смесью окислов плутония и урана для водо-водяных реакторов. Как показано в табл. 4 и в Приложении А, программы повторного использования плутония проводятся в шести странах: Бельгии, Франции, Германии, России, Швейцарии и Японии. В ближайшем будущем этот метод останется единственно возможным для преобразования плутония в менее доступную форму с общей производительностью в несколько десятков тонн в год. или даже больше.

Без сомнения, переработка плутония в водо-водяных реакторах позволит перевести его в форму, более способствующую режиму нераспространения ядерного оружия. Она позволит сократить содержание делящегося плутония в ядерном топливе на 40 процентов<sup>36</sup> и перемешать плутоний с высокоактивными осколками деления в отработанном топливе. Кроме того, облучение в реакторах позволяет преобразовать плутоний оружейного качества с содержанием плутония-240 менее шести процентов в плутоний реакторного качества с содержанием плутония-240 более 19 процентов. Реакторный плутоний менее приспособлен для производства ядерного оружия из-за большего выхода нейтронов спонтанного деления и большего энерговыделения в результате радиоактивного распада (см. табл. 3).

Тем не менее, при коммерческом пов-

Таблица 4

Программы повторного использования плутония и урана в Европе и Японии.

Страна	Плутоний	Уран	Описание программы
Бельгия	Да?	?	В середине 90-х г.г. планируется загрузить ТВЭЛами со смесью окислов два реактора. Производство ТВЭЛов со смесью окислов. На первом этапе в 1993 г. ТВЭЛами со смесью окислов должно быть загружено 8 реакторов. Еще столько же реакторов должно быть включено в программу в конце 90-х г.г. Производство ТВЭЛов со смесью окислов. Лидирует в технологии ТВЭЛов со смесью окислов. Ими загружено 18 реакторов. <sup>2</sup> Производство ТВЭЛов со смесью окислов. Работающих реакторов в программе нет. На 1994 - 1997 г.г. планируется демонстрационная программа с двумя реакторами. Коммерческая программа начнется в 1995 году и в 2003 году в нее будет включено 12 водо-водяных реакторов. Производство ТВЭЛов со смесью окислов. Исследовательские работы в Додеваарде приостановлены. Уран, выделенный из отработанного топлива водо-водяных реакторов, повторно используется в реакторах с графитовым замедлителем. Два реактора загружены ТВЭЛами со смесями окислов. Планируется производство ТВЭЛов со смесями окислов.
Франция	Да	Да <sup>1</sup>	
Германия	Да	Испытания	
Италия	Нет <sup>3</sup>	Нет	
Япония	Да	?	
Голландия	Да <sup>4</sup>	Нет	
Россия	Ожидается	Да	
Испания	Нет	Нет	
Швейцария	Да	?	
Великобритания	Нет	Да	

<sup>1</sup> Официальная политика Франции состоит в повторном использовании урана, извлеченного из отработанного топлива, либо в процессе обогащения, либо в качестве матрицы для ТВЭЛов со смесями окислов. Однако, из-за низкой стоимости природного урана компания Electricite de France не очень заинтересована в повторном использовании урана.

<sup>2</sup> В настоящее время для загрузки ТВЭЛов со смесями окислов лицензировано 10 реакторов, но реальная загрузка проведена только в семь из них.

<sup>3</sup> Небольшая испытательная программа ТВЭЛов со смесями окислов была проведена в семидесятых годах в Гарильяно. Большая часть выделенного в Италии плутония была использована в совместной установке "Суперфеникс".

<sup>4</sup> Небольшая испытательная программа ТВЭЛов со смесями окислов была проведена в семидесятых-восьмидесятых годах в Додеваарде. Выделенный в Голландии плутоний был использован в реакторах-размножителях "Суперфеникс" и "Калкар".

торном использовании плутония возникают как экономические проблемы, так и проблемы безопасности. Как показано на рис. 1, даже в том случае, когда плутоний можно считать "бесплатным" (в этом случае расходы по переработке плутония не включаются в стоимость изготовления тепловыделяющих элементов со смесями окислов), на установке с использованием таких элементов будет теряться от 200 до 500 долларов на килограмм смеси окислов плутония и урана (при стоимости урана в 40 долларов на килограмм). Эти потери обуславливаются разностью в стоимости тепловыделяющих элементов из слабообогатенного урана (1100 долларов за килограмм) и из смеси окислов урана и плутония (1300 - 1500 долларов за килограмм; см. подробнее в Приложении Б). Таким образом, стоимость пе-

реработки 100 тонн оружейного плутония в тепловыделяющие элементы на основе смеси окислов составит от 500 миллионов до миллиарда долларов.

Однако, более важным является то обстоятельство, что переработка плутония потребует существенного увеличения мер физической безопасности и контроля для защиты от попыток украсть плутоний. Директор управления безопасности Евратома отмечал, что инспекция крупномасштабной переработки плутония и изготовления тепловыделяющих элементов со смесями окислов потребует "квантового скачка" в уровне усилий по контролю.<sup>38</sup> Считается, что обеспечение инспекции на большом заводе по переработке плутония потребует до 2000 человеко-дней инспекции (т.е., постоянного пребывания 2 - 3 инспекторов), что состав-

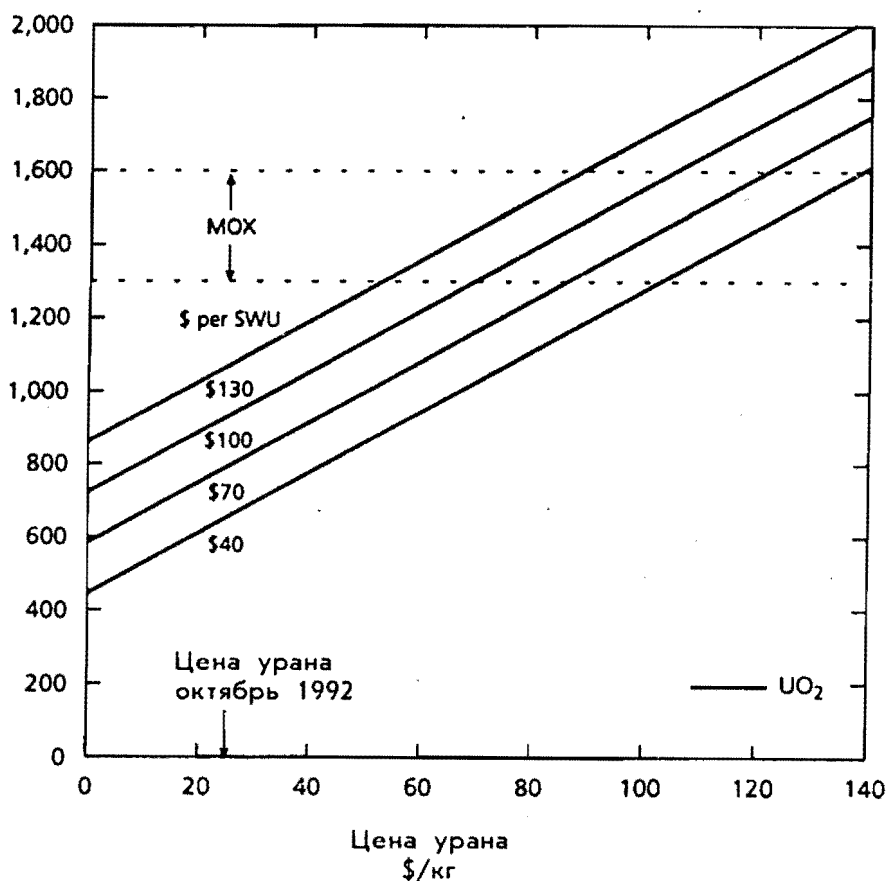


Рисунок 1

Зависимость стоимости ядерного топлива от цены урана и от стоимости обогащения (при бесплатном получении плутония; стоимость в долларах за килограмм).

Предполагается, что выдержка топлива в реакторе равна 43 мегаватт-суток на килограмм, стоимость изготовления топлива из двуоксида урана равна 200 долларам за килограмм, стоимость преобразования  $UF_6$  равна 7 долларам за килограмм и степень обеднения отходов равна 0,3 процента.<sup>37</sup>

ляет около четверти текущих общих трудозатрат по инспекции в МАГАТЭ. Дополнительные усилия по инспекции и обеспечению физической безопасности потребуются и на реакторах, на которых будет использоваться ядерное топливо с плутонием. Остается неясным, кому следует выделять дополнительные ресурсы для проведения новых работ (Евратому, МАГАТЭ, или национальным ведомствам), не ставя под угрозу выполнение других важных задач по инспекции.

Даже при улучшении мер безопасности в огромном потоке расщепляющихся материалов и при неустранимой неточности измерений количества материалов при переработке плутония и изготовлении тепловыделяющих элементов будет невозможно обнаружить ежегодную утечку плутония на одном заводе, эквивалентную его содержанию в одном или двух ядерных устройствах.<sup>39</sup> И даже в том случае, если можно будет обеспечить безопасное производство, изготовление и перевозку тысяч килограмм плутония в год, коммерческое использование плутония в Европе и Японии осложнит введение ограничений на выделение и использование плутония в других регионах, которые вызывают большие опасения с точки зрения распространения ядерного оружия.

Кроме того, даже если отвлечься от проблем экономической эффективности и безопасности, коммерческая переработка плутония, по-видимому, не сможет поглотить плутоний с той скоростью, с которой он будет производиться и выделяться. В немодифицированных водо-водяных реакторах тепловыделяющие элементы со смесью окислов могут быть установлены только примерно в одной трети активной зоны реактора (из-за различия в ядерно-физических свойствах урана и плутония). Поглощение нейтронов в плутонии больше, чем в уране, и поэтому эффективность стержней управления при введении плутония в активную зону реактора уменьшается.

Ежегодная загрузка расщепляющегося плутония в водо-водяной реактор с электрической мощностью в 1 гигаватт при доле теплоделяющих элементов со смесью окислов составит примерно 0,26 тонны.<sup>40</sup> Эта величина соответствует 0,38 тонны реакторного плутония или 0,28 тонны плутония оружейного качества в год. Если подобный цикл будет использоваться для переработки 100 тонн плутония оружейного качества, которое высвободится после демонтажа ядерных боеголовок СНГ и США, то понадобятся суммарные электрические мощности в 360 гигаватт-год. Если эту операцию

проводить в течение 10 лет, то понадобится задействовать около 10 процентов суммарной мощности всех водо-водяных реакторов мира (не считая тех мощностей, которые понадобятся для переработки плутония, выделенного из отработанного топлива гражданских реакторов). На практике задача утилизации плутония с гражданских реакторов будет обладать приоритетом, и даже в этом случае темпы выделения плутония, скорее всего, будут выше темпов его утилизации.<sup>41</sup> Как показано в Приложении А, ожидаемые в ближайшем десятилетии мощности повторного использования плутония в тепловыделяющих элементах со смесью окислов будут способны переработать только половину плутония с гражданских реакторов. Поэтому страны, вынужденные повторно использовать плутоний из-за увеличения собственных запасов гражданского происхождения вряд ли смогут принять для переработки плутоний, высвобожденный при демонтаже ядерных боеголовок СНГ и США.

#### Облучение в специализированных реакторах

*Водо-водяные реакторы с активными зонами из смешанных окислов.* Одним из способов ускорения использования в ядерном топливе для реакторов без увеличения числа реакторов и площадок может стать модификация некоторого количества реакторов для того, чтобы в них могли устанавливаться одни тепловыделяющие элементы со смесью окислов урана и плутония. Для того, чтобы решить проблему меньшей длины пробега нейтронов в плутонии, количество стержней управления в активной зоне реактора должно быть увеличено. В некоторых конструкциях активной зоны место для размещения дополнительных стержней управления нет. В других конструкциях для размещения новых стержней управления придется убирать сборки тепловыделяющих элементов.

Другая возможная проблема в управлении, которая может появиться при использовании плутония оружейного качества, связана с тем, что доля запаздывающих нейтронов среди нейтронов деления плутония-239 в три раза меньше, чем у урана-235. Запаздывающие нейтроны испускаются в среднем через 10 секунд после деления ядер; при делении ядер урана-235 запаздывают около 0,64 процента образующихся нейтронов. Если коэффициент размножения нейтронов превышает единицу на величину, меньшую доли запаздывающих нейтронов, то постоянная времени для изменения мощности реактора будет определяться запазды-

вающими нейтронами и будет достаточно велика для того, чтобы стержни механического управления успели справиться со своей задачей. Поскольку доля запаздывающих нейтронов при делении плутония-239 меньше, чем при делении урана, то обеспечение безопасного управления реактора с плутонием будет уже, чем в случае реактора с ураном-235, и система управления для поддержания коэффициента размножения нейтронов в заданных пределах должна будет работать быстрее.<sup>42</sup>

Если будут созданы специализированные водо-водяные реакторы с полной загрузкой тепловыделяющими элементами на смеси окислов урана и плутония, то на один выработанный гигаваатт-год электроэнергии сможет быть облучено 0,78 тонны плутония оружейного качества. Для облучения 100 тонн плутония оружейного качества потребуются выработать 120 гигаваатт-лет электроэнергии. Это потребует эксплуатации 12 больших водо-водяных реакторов в течение десяти лет. Такой же подход может быть использован для утилизации плутония гражданского происхождения. Скорость преобразования плутония в водо-водяных реакторах может быть увеличена, если эти реакторы будут работать при выдержке топлива, меньшей оптимальной экономической точки зрения. Например, при уменьшении выдержки с 43 мегаватт-суток на килограмм до 20 количество плутония, облученного на водо-водяном реакторе с электрической мощностью в 1 гигаваатт в течение одного года, может достигнуть 1,5 тонны. Даже при столь низкой выдержке топлива в реакторах содержание плутония-240 в отработанном топливе будет выше 24 процентов.

*Реакторы на быстрых нейтронах.* Топливный цикл на смеси окислов урана и плутония в реакторе на быстрых нейтронах может обеспечить переработку еще большего количества плутония по сравнению с водо-водяным реактором равной мощности, поскольку содержание делящегося плутония в его топливе при равной выдержке примерно в четыре раза больше. Например, реактор на быстрых нейтронах с электрической мощностью в 1 гигаваатт (при коэффициенте полезного действия в 40 процентов, загрузке по мощности в 70 процентов, выдержке топлива в 50 мегаватт-сутки на килограмм и содержании плутония в топливе в 20 процентов) способен переработать 2,4 тонны плутония в год.

Однако, изменение изотопного состава плутония в реакторе на быстрых нейтронах не так сильно выражено, как в водо-водяном реакторе. Это связано с тем, что отношение сечений захвата и деления в плутонии-239

на быстрых нейтронах много меньше, чем на медленных, а также потому, что доля делящегося плутония в топливе реакторов на быстрых нейтронах меньше, чем для водо-водяных реакторов (при той же выдержке топлива в реакторе). В результате этого при использовании тепловыделяющих элементов плутония оружейного качества содержание плутония-240 в отработанном топливе реактора на быстрых нейтронах при выдержке в 50 мегаватт-суток на килограмм будет равно 12 процентам, в то время как содержание плутония-240 в отработанном топливе водо-водяного реактора при выдержке в 53 мегаватт-суток на килограмм будет равно 25 процентам.<sup>43</sup> Это обстоятельство, наряду с повышенным содержанием плутония в тепловыделяющих элементах для реакторов на быстрых нейтронах (15 - 20 процентов по сравнению с 5 - 7 процентами в смешанном ядерном топливе для водо-водяных реакторов), делает такие реакторы более привлекательными для утилизации плутония.

Тем не менее, общая мощность всех реакторов на быстрых нейтронах в мире сравнительно мала.<sup>44</sup> В конце июля 1992 года, после решения французского правительства не продлевать лицензию реактору "Суперфеникс", общая электрическая мощность таких реакторов осталась на уровне 1,8 гигаваатта. Будущее реакторов на быстрых нейтронах в СНГ остается неопределенным,<sup>45</sup> а английский прототип реактора на быстрых нейтронах в Даунри должен быть закрыт в 1994 году. После этого во всем мире останутся только два реактора на быстрых нейтронах сравнительно большой мощности, "Феникс" во Франции и "Монджу" в Японии, общая электрическая мощность которых составит всего 0,5 гигаваатта.

Для облучения плутония надо будет создавать новые реакторы на быстрых нейтронах, причем их конструкция должна быть существенно изменена: они должны быть не реакторами-размножителями, а реакторами-сжигателями плутония. В этом случае уран в оболочке реактора и в активной зоне должен быть заменен на какие-либо нейтральные материалы (например, на нержавеющую сталь в оболочке и на бериллий в некоторых перспективных конструкциях активной зоны).

Даже в случае использования старых конструкций сжигание плутония в реакторах на быстрых нейтронах будет обходиться очень дорого. Например, научно-техническое агентство Японии предложило построить в России реактор-размножитель на быстрых нейтронах с электрической мощностью в 0,8 гигаваатта стоимостью в 4 мил-

лиардадолларов, способный перерабатывать две тонны плутония в год.<sup>46</sup> Если его стоимость (вместе со стоимостью демонтажа реактора после 30 лет работы) зачесть в стоимость переработки 60 тонн плутония за 30 лет, то она превысит 7 миллиардов долларов.<sup>47</sup>

Если на этом реакторе будет производиться электроэнергия, то половину затрат можно будет возместить, но все равно общая стоимость переработки плутония останется много большей, чем у всех рассматриваемых в данной статье альтернативных методов.<sup>48,49</sup>

Из-за больших задержек для разработки и строительства новых реакторов и из-за их высокой стоимости облучение плутония в реакторах на быстрых нейтронах вряд ли можно рассматривать в качестве возможной альтернативы для крупномасштабной утилизации плутония.

**Выводы.** Если выделенный плутоний будет перерабатываться в отработанное ядерное топливо при облучении в реакторах в ближайшие двадцать лет, то единственным практичным методом следует считать использование обычных водо-водяных реакторов. Этот метод был выбран атомной промышленностью для утилизации плутония гражданского происхождения. Однако, подход промышленности ограничен использованием неизмененных реакторов, в которые можно загружать всего лишь до одной трети ядерного топлива со смесью окислов урана и плутония. Если такой метод будет применяться в течение длительного времени, то, по нашему мнению, контроль за вновь приготовленным ядерным горючим с плутонием может быть обеспечен при утилизации плутония на нескольких специализированных водо-водяных реакторах, система управления которых позволяет загружать в них исключительно тепловыделяющие элементы на смеси окислов урана и плутония. Тем не менее, далее мы рассмотрим еще один альтернативный метод утилизации плутония, который может быть еще дешевле и более доступен контролю.

#### Отказ от повторного использования

**Остекловывание отходов высокой активности.** Плутоний в отработанном ядерном топливе находится в форме, весьма подходящей для предотвращения распространения ядерного оружия из-за того, что он перемешан с радиоактивными отходами высокой активности. Но той же самой цели можно достичь и без облучения плутония в реакторах, а простым перемешиванием плутония с огромным количеством продуктов

деления, накопленных ранее при переработке ядерного топлива. Этот метод прямо противоположен тому, который рассматривался ранее, и поэтому его можно назвать "отказом от повторного использования".

Наиболее удобным этапом для смешивания плутония с отходами высокой активности следует считать преобразование отходов в твердое состояние для конечной стадии хранения. В настоящее время наиболее удобной матрицей для включения отходов считается стекло. Остекловывание высокоактивных отходов в больших масштабах производится на заводах в Ла Хаг и Маркуле во Франции, в Челябинске-65 в России и в Селлафилдже в Великобритании. В девяностых годах должны быть созданы еще несколько таких заводов: в Токаи в Японии, и в Саванна-Ривер, Уэст Вэлли и Хэнфорде в США (см. табл. 5). В качестве допустимых пределов для концентрации плутония в стекле можно принять границы интервала концентраций в отработанном ядерном топливе - от одного процента для обычных водо-водяных реакторов до пяти процентов для реакторов с тепловыделяющими элементами со смесью окислов урана и плутония.<sup>50</sup>

Преимущества остекловывания плутония вместе с радиоактивными отходами высокой активности таковы:

- плутоний может быть сделан относительно недоступным и заключенным в радиоактивную матрицу, недопускающую утечки;

- дополнительная стоимость утилизации плутония невелика;

- перевод плутония в твердое состояние относительно прост и может проводиться на ограниченном количестве заводов, что упростит проблему контроля.

В процессе остекловывания жидкие высокоактивные отходы превращаются в стекло в течение нескольких этапов:

- жидкость (раствор в азотной кислоте) выпаривается;

- нитраты в смеси отходов кальцинируются до окислов;

- окислы отходов сплавляются в стекло с нерадиоактивными окислами;

- стекло разливается в контейнеры для последующего хранения.

Некоторые из этих этапов могут быть объединены. На всех заводах, кроме российских заводов в Челябинске-65, используется боросиликатное стекло.<sup>51</sup> Бор является поглотителем нейтронов и поэтому его наличие в стекле предотвращает возможность нарушений докритичности.

**Технические соображения.** Предварительные исследования не выявили никаких

Таблица 5  
Перечень установок по остекловыванию высокоактивных отходов.<sup>1</sup>

Место	Завод	Работа	Мощность, кг/час	Стоимость, млн.долл.	Объем (2), Мкюри	Нагрузка, кюри/г
Бельгия						
Моль	PAMELA	1985-1991	12 - 30 (3)			
Китай						
Пекин		1994-	27			
Франция						
Маркуль	Piver	1969-1973	13			
Маркуль	AVM	1978-	15		100	
Ла Хаг	R7	1989- (4)	330			
Ла Хаг	T7	1992-	330	180	550 (5)	
Индия						
Тарапур		1980-	2,2			
Тромбей		1993-	2,2			
Калпаккам		1997?-	2,2			
Япония						
Токаи		1992/3-	30 (6)	290		
Россия						
Челябинск-65		1987- (7)	2,45		300	0,1
Челябинск-65		1995?-	25-35			
Великобритания						
Селлафилд	WVP	1991-	2,25	410	330	0,4
США						
Хэнфорд	DWVP	1997?-	100	1400	190	0,018
Саванна-Ривер	DWPF	1993-	103	2100 (8)	260	0,05
Уэст Вэллс		1996-	45			

<sup>1</sup> На всех заводах, кроме российских, конечным продуктом является боросиликатное стекло, а на российских - фосфатное.

<sup>2</sup> Стронций-90 и цезий-137 на уровне 1990 года.

<sup>3</sup> В течение первых двух лет работы завод PAMELA произвел 86,4 тонны стекла. В течение шести лет работы этот завод произвел 500 тонн стекла с общей  $\alpha$ - и  $\beta$ -активностью в 12 мекюри. См. M. Odell, "Vitrification - A World Review", Nuclear Engineering International, June 1992, p. 51; J.A.C. Marples, "The Preparation, Properties, and Disposal of Vitrified High Level Waste from Nuclear Fuel Reprocessing", Glass Technology, vol. 29, No. 6, December 1988, p. 231.

<sup>4</sup> См. работу M. Odell в предыдущем примечании.

<sup>5</sup> В целом по площадке Ла Хаг.

<sup>6</sup> Проектная производительность 700 килограммов в сутки. При круглосуточной работе это соответствует 29 килограммам в час.

<sup>7</sup> Завод работал нормально в течение первых 13 месяцев до 1988 года, а после происшедшей аварии начал работу в 1991 году. См. T.B. Cochran, R.S. Norris, "Russian/Soviet Nuclear Warheads Production, Nuclear Weapons Databook", Washington, DC, NRDC, NWD 92-1, 1992, pp. 40-41.

<sup>8</sup> Вспомогательные установки, без которых невозможна надежная работа завода DWPF, будут стоить еще 1,8 миллиарда долларов, что доведет полную стоимость проекта до 3,9 миллиарда долларов. См. US General Accounting Office, "Nuclear Waste - Defense Waste Processing Facility - Cost, Schedule, and Technical Issues", Washington, DC, GAO/RCED-92-183, June 1982.

физических и технических препятствий для включения плутония в стекло с высокоактивными отходами при концентрациях плутония до нескольких процентов, связанных с растворимостью плутония в стекле, влиянием радиации и тепловыделения на долгосрочную целостность стекла, или критичностью блока с плутонием.

Первые оценки применимости этого метода были проведены исследовательской группой Тихоокеанской северо-западной лаборатории (PNL).<sup>52</sup> Группа PNL считает, что не должно быть особых трудностей при растворении плутония в боросиликатных стеклах при весовых концентрациях вплоть до 2 процентов.<sup>53</sup> Эксперимент в Германии показал, что плутоний может растворяться при концентрации в 4,5 процента по весу даже при добавке 20 процентов окислов продуктов деления.<sup>54</sup> Напротив, в нескольких экспериментах в России с боросиликатными и фосфатными стеклами были обнаружены весьма низкие пределы растворимости плутония, составляющие всего лишь 0,1 - 0,3 процента.<sup>55</sup> Обсуждение возможных причин этих расхождений между результатами немецкой и российских групп, которое может быть связано с различным составом стекол, приводится в Приложении В.

В отношении возможных радиационных повреждений в стеклах с высокоактивными отходами альфа-распады плутония потенциально более опасны, чем бета- и гамма-распады продуктов деления, из-за того, что отдача ядер при альфа-распадах гораздо сильнее, и из-за превращения альфа-частиц в атомы гелия в стеклянной матрице. Однако, вполне вероятно, что при весовой концентрации альфа-радиоактивных ядер около 0,1 процента (примерно одна четверть от концентрации таких ядер в остекловываемых в настоящее время высокоактивных отходах) происходит насыщение повреждений от альфа-распадов, и целостность большинства стекол при этом не нарушается.<sup>56</sup> При комнатных температурах атомы гелия остаются захваченными и поэтому возрастания давления газа в стекле не происходит.<sup>57</sup>

Тепловыделение при радиоактивных распадах приводит к появлению тепловых напряжений, связанных с градиентом температуры между центром стеклянного блока и его границами. Как правило, стеклянные блоки имеют стандартную форму цилиндров с диаметром около 20 сантиметров. В зависимости от происхождения плутония (оружейного или реакторного качества) один дополнительный процент концентрации плутония приводит к увеличению тепловыделения от 25 до 250 ватт на тонну (см. табл.

3). Если скорость охлаждения контейнера составляет один градус в час, то потери тепла составляют около 200 ватт на тонну.<sup>58</sup> Реальные значения скорости охлаждения после заливки стекла в контейнер могут достигать 15 градусов в час.<sup>59</sup> Дополнительные тепловые нагрузки при распаде плутония могут проявиться в небольшом уменьшении скорости охлаждения контейнера.

Критичность стеклянного блока с плутонием также не должна представлять особой проблемы. Поскольку для функционирования активной зоны водо-водяного реактора с плутониевым топливом необходима концентрация плутония, превышающая два процента (при оптимальной геометрии блоков), то маловероятно, чтобы критичность возникла в любом материале при концентрации плутония, меньшей двух процентов, даже в том случае, если этот материал разрушится и перемешается с водой. Как отмечалось ранее, наличие поглощающего нейтроны бора в боросиликатном стекле в любом случае предотвращает развитие цепной реакции деления ядер.

*Количество остеклованных отходов.* В этом разделе мы рассмотрим возможное количество стекла с высокоактивными отходами в каждой из отдельных стран, которое может возникнуть при отверждении имеющихся жидких отходов, для сравнения с количеством стекла, необходимого для утилизации плутония при различных его концентрациях. Мы будем учитывать только активность изотопов стронция-90 и цезия-137 с периодами полураспада около 30 лет, которые будут определять общую активность отходов на протяжении нескольких сотен лет после начального пятилетнего периода.<sup>60</sup>

1.) США. Как показано в табл. 5, большая часть высокоактивных отходов американского производства плутония и трития сосредоточена в Саванна-Ривер, штат Южная Каролина (260 мекюри стронция-90 и цезия-137 в жидком виде), и в Хэнфорде, штат Вашингтон (190 мекюри).<sup>61</sup>

На площадке в Саванна-Ривер, начиная с 1993 года, предполагается перевести в стеклообразную форму от 4000 до 5000 тонн жидких высокоактивных отходов. Для этой цели строится специальный завод стоимостью в 4 миллиарда долларов.<sup>62</sup> Средняя концентрация стронция-90 и цезия-137 в стекле составит 0,05 кюри на грамм.<sup>63</sup> Для сравнения можно отметить, что концентрация активности этих изотопов в отработанном ядерном топливе примерно равна 0,2 кюри на грамм.<sup>64</sup> При загрузке мощности в 50 процентов на заводе будет производиться



около 440 тонн стекла с высокоактивными отходами в год, что достаточно для ежегодной утилизации 4,4 тонн плутония при концентрации в один процент. В течение десяти лет, за которые будет проведено остекловывание отходов на заводе в Саванна-Ривер, на нем может быть утилизировано от 40 до 50 тонн плутония (или даже больше при концентрации плутония, большей одного процента). Однако, в текущее время срок начала эксплуатации завода и его реальные возможности остаются неопределенными из-за большого количества технических проблем.<sup>65</sup>

На площадке в Хэнфорде строительство проектируемого завода для остекловывания высокоактивных отходов еще не начато. Текущие планы предусматривают помещение отходов в 25 тысяч тонн стекла с концентрацией стронция-90 и цезия-137 от 0,004 до 0,03 кюри на грамм (при средней концентрации в 0,018 кюри на грамм).<sup>66</sup> Проектная производительность завода в Хэнфорде такая же, как у завода в Саванна-Ривер. При той же производительности, что на заводе в Саванна-Ривер (440 тонн стекла в год), для остекловывания всех отходов в Хэнфорде потребуется около 50 лет.

2.) *Россия/СНГ.* Производство плутония и трития для ядерного оружия в СССР и в России сосредоточено на трех площадках: в Челябинске-65, Томске-7 и Красноярске-26.<sup>67</sup> Остекловывание жидких высокоактивных отходов производилось только на комбинате "Маяк" в Челябинске-65. На других предприятиях жидкие отходы сливались в глубокие скважины.

В 1990 году в баках с высокоактивными отходами на комбинате "Маяк" в Челябинске-65 хранилось около 300 мегаюри стронция-90 и цезия-137.<sup>68</sup> Начиная с 1987 года, в Челябинске-65 действует специальный завод для остекловывания жидких отходов с номинальной производительностью около одной тонны стекла в сутки. К началу марта 1992 года было произведено около 460 тонн стекла с высокоактивными отходами, содержащими около 45 мегаюри при средней концентрации 0,1 кюри на грамм.<sup>69</sup> Имеющиеся запасы высокоактивных отходов в Челябинске-65 должны быть включены примерно в 3000 тонн стекла, в которых может быть утилизировано от 30 до 120 тонн плутония при концентрации от одного до четырех процентов.

На комбинате "Маяк" продолжается переработка ядерного топлива с производительностью около 250 тонн в год, сопровождающаяся ежегодным выделением около 2,5 тонн плутония. При средней выдержке топлива в 33 мегаватт-суток на килограмм

переработка ядерного топлива сопровождается увеличением запасов высокоактивных отходов на 50 мегаюри стронция-90 и цезия-137 в год, что соответствует дополнительным 500 тоннам стекла в год.<sup>70</sup> Если выделенный плутоний в будущем будет смешиваться со стеклом, то его утилизация может быть произведена при дополнительной концентрации плутония в стекле в 0,5 процента. Следует отметить, однако, что к середине 1992 года в Челябинске-65 должно было накопиться около 30 тонн плутония, выделенного из отработанного ядерного топлива гражданских реакторов.<sup>71</sup> Если этот плутоний будет включен в 3000 тонн стекла, которое должно быть произведено из уже накопленных высокоактивных отходов, то концентрация плутония в стекле должна быть увеличена на один процент.

3.) *Великобритания.* К концу 1992 года на заводе в Селлафилд в Великобритании было переработано ядерное топливо "Magnox",<sup>72</sup> содержащее около 83 тонн продуктов деления.<sup>73</sup> Это должно было привести к накоплению высокоактивных отходов, содержащих около 330 мегаюри стронция-90 и цезия-137 (с учетом распада за время хранения).

Предполагается, что в Великобритании и Франции активность конечных продуктов остекловывания высокоактивных отходов составляет 0,4 кюри на грамм.<sup>74</sup> При такой концентрации 330 мегаюри должны быть включены в 825 тонн стекла. Согласно некоторым сведениям из промышленных кругов, концентрация активности в стекле несколько меньше, около 0,28 кюри на грамм.<sup>75</sup> В этом случае общее количество стекла с отходами с английского завода должно составить примерно 1200 тонн. В таком количестве стекла можно утилизировать около 12 тонн плутония при концентрации в один процент, что значительно превышает запасы плутония в английском ядерном оружии (около трех тонн),<sup>76</sup> но намного меньше запасов плутония в Селлафилде, выделенных из ядерного топлива гражданских реакторов (37 тонн). Также как и в России, в этом случае потребуется либо повышать концентрацию плутония в стекле, либо использовать большее количество стекла.

4.) *Франция.* К концу 1992 года на заводах в Маркуле и в Ла Хаг во Франции было переработано ядерное топливо ("Magnox" и другие виды ядерного топлива для водо-водяных реакторов), содержащее около 125 тонн продуктов деления.<sup>77</sup> С учетом распада при хранении накопленные запасы высокоактивных отходов в Маркуле должны составлять около 100 мегаюри (в стронции-90 и цезии-137), а в Ла Хаге - около 550

мегаюри. При активности стекла в 0,4 кюри на грамм эти запасы соответствуют 1 600 тоннам стекла. Это стекло может принять около 16 тонн плутония при концентрации в один процент, что превышает запасы плутония в ядерном оружии Франции (около шести тонн). На французских заводах по переработке ядерного топлива запасы плутония, выделенного с гражданских ядерных реакторов, невелики.<sup>78</sup>

5.) *Выводы.* Несмотря на то, что запасы высокоактивных отходов на французских и английских заводах по переработке ядерного топлива сравнимы с американскими запасами (при сравнении по активности), концентрация активности в европейских стеклах заметно выше. Это может быть связано с более сложным химическим составом отходов, накопленных в Саванна-Ривер и в Хэнфорде. Важно отметить также, что все европейские заводы по остекловыванию высокоактивных отходов работают, в то время как до пуска американских заводов остается еще несколько лет. По этой причине изменения, необходимые для осуществления утилизации плутония в стеклах с высокоактивными отходами, проще провести на американских заводах.

*Охрана и безопасность.* Из-за неточности учета плутония, связанного с неоднородностью и другими свойствами стекла с высокоактивными отходами и плутонием, контроль за остекловыванием плутония должен проводиться методами ограничения и наблюдения. То же самое относится и к заводам по переработке ядерного топлива из-за неопределенности содержания плутония в поступающем отработанном топливе. Сам процесс остекловывания высокоактивных отходов намного проще процесса выделения плутония на заводе по переработке ядерного топлива.

При утилизации плутония в стекле конечный продукт представляет собой относительно недоступную радиоактивную матрицу с низкой концентрацией плутония. В принципе последующее извлечение плутония возможно, но оно будет более трудным и дорогим по сравнению с извлечением плутония из отработанного ядерного топлива. Для извлечения плутония из силикатной матрицы потребуется ее растворение в смеси плавиковой и азотной кислот. Этот процесс имеет малую скорость, для его реализации потребуется большое количество кислоты, а резервуары и трубопроводы должны быть покрыты специальными защитными покрытиями (тефлоном, танталом или платиной).<sup>79</sup>

*Стоимость.* Если плутоний будет смешиваться со стеклом на существующих или

проектируемых заводах по утилизации высокоактивных отходов, то стоимость дополнительных работ будет невелика. Анализ исследовательской группы Тихоокеанской северо-западной лаборатории показал, что для превращения 50 тонн плутония в окисел и для смешивания со стеклом потребуется 15 миллионов долларов.<sup>80</sup> Напротив, анализ, проведенный для завода DWPF на площадке Саванна-Ривер, показал, что доработка этого завода для работы с плутонием потребует дополнительных капиталовложений в 100 миллионов долларов (5 процентов от общей стоимости завода) и увеличит расходы по эксплуатации на 30 процентов. Общее увеличение стоимости составит в этом случае около 30 миллионов долларов в год.<sup>81</sup> Предположив, что на заводе DWPF можно будет обрабатывать около 4 тонн плутония в год (при концентрации в стекле в один процент), можно получить, что стоимость утилизации одной тонны плутония составит около 7,5 миллионов долларов.<sup>82</sup> Однако даже такая стоимость будет меньше той, которая потребуется для его включения в тепловыделяющие элементы со смесью окислов урана и плутония.

*Матрицы без высокоактивных отходов.* Следует рассмотреть также возможность включения плутония в специальные блоки твердых материалов без высокоактивных отходов. Разбавление плутония в больших блоках твердых материалов затруднит тайное извлечение плутония. Материал должен быть выбран таким образом, чтобы уменьшить возможную утечку плутония, что особенно важно из-за длительного периода полураспада некоторых его изотопов. Отсутствие сильного гамма-излучения от продуктов деления облегчит изготовление захороняемых контейнеров. Вместо того, чтобы проводить все технологические операции за мощной защитой, их можно было бы проводить в обычном закрытом шкафу с резиновыми перчатками. С другой стороны, отсутствие мощного гамма-излучения облегчает задачу извлечения плутония по сравнению с его извлечением из отработанного ядерного топлива или из стеклянных блоков с высокоактивными отходами. Однако, извлечение плутония из силикатной среды в любом случае останется сложным и дорогим процессом, даже если он будет проводиться до окончательного геологического захоронения. Во всех случаях, эффективность сохранности плутония будет повышена из-за того, что он будет захоронен в тяжелых больших блоках, а не в форме порошка или жидкости.

*Остекловывание при подземных ядерных взрывах.* В одной из российских лабораторий

по разработке ядерного оружия в Арзамасе-16 было предложено остекловывание плутониевых компонентов ядерного оружия на месте, при помощи подземных ядерных взрывов. По этой оценке, пять тысяч плутониевых компонентов ядерного оружия, содержащих около 20 тонн плутония, могут быть уничтожены и заключены в стеклянную матрицу посредством всего лишь одного ядерного взрыва мощностью в 100 килотонн, причем концентрация плутония в образовавшемся стекле составит около 0,01 процента.<sup>83</sup>

Стоимость такого взрыва может быть сравнительно малой (если основываться на оценках стоимости испытаний американского ядерного оружия в туннелях, то она составит около 100 миллионов долларов), и результирующая стоимость утилизации плутония будет равна нескольким миллионам долларов за тонну.<sup>84</sup> Тем не менее, влияние взрыва может нарушить изоляцию обрабатываемого стекла от грунтовых вод, а малое содержание продуктов деления в стекле (менее 0,2 микрокури стронция-90 и цезия-137 на грамм стекла) может облегчить задачу возможных "плутониевых старателей".<sup>85</sup> И, наконец, возобновление интереса к ядерным взрывам в мирных целях может затруднить действия по достижению договора о полном запрещении ядерных испытаний.

#### Другие методы утилизации плутония

Рассмотренные выше методы утилизации плутония могут переводить его в форму, более способствующую усилению режима нераспространения ядерного оружия, но, может быть, не позволят избавиться от всего плутония. К мерам полного уничтожения плутония можно отнести его вывод в космос или полное расщепление ("трансмутацию") плутония в специальных реакторах или ускорителях частиц высоких энергий.

*Вывод в космос.* Последний вариант этого метода был рассмотрен Теодором Тэйлором, который предложил использовать тяжелые химические ракеты-носители для вывода контейнеров с плутонием на высокие околоземные орбиты. Контейнеры должны быть сконструированы таким образом, чтобы выдержать столкновение с Землей при любой возможной скорости или взрыв самой ракеты. После вывода на высокую орбиту буксир с двигателем на солнечных батареях должен перевести контейнер на орбиту, направленную прямо к Солнцу.<sup>86</sup>

*Деление в ускорителях.* Из-за продолжающихся споров о выборе места для геологического захоронения отработанного

ядерного топлива и остеклованных высокоактивных отходов в последние годы снова повысился интерес к отделению плутония и других долгоживущих радионуклидов от отработанного ядерного топлива и их последующего превращения в короткоживущие изотопы.<sup>87</sup> Этот метод часто называют методом "разделения и трансмутации" (Р - Т). В случае трансурановых элементов (нептуния, плутония, америция и кюрия) трансмутацию можно проводить в процессе деления ядер. Это деление можно осуществить в реакторах на быстрых нейтронах, но было проведено и теоретическое исследование других схем, включая деление вторичными нейтронами от протонов высоких энергий, сталкивающихся с мишенями из тяжелых элементов, или рентгеновскими лучами от электронов высоких энергий.

В настоящее время ведется предварительное изучение четырех проектов метода Р - Т с ускорителями высоких энергий - двух в США (в Лос-Аламосской национальной лаборатории и в Брукхейвенской национальной лаборатории) и двух в Японии. В трех проектах рассматриваются ускорители протонов<sup>88</sup>, а в четвертом - ускоритель электронов.<sup>89</sup> Все они находятся на очень ранней стадии и до сих пор они не получили серьезного финансирования. Полный бюджет американских проектов в 1992 финансовом году составил 2 миллиона долларов.

Из-за ожидаемой высокой стоимости маловероятно, чтобы деление ядер при помощи ускорителя использовалось только для трансмутации уже выделенного плутония. Подобное решение может стать более или менее реальным только в том случае, если в отдаленном будущем будут реализованы Р - Т программы для нейтрализации радиоактивных отходов. При этом трансмутация плутония будет реализована как вспомогательный проект. Однако, в настоящее время стоимость программы Р - Т оценивается по крайней мере в три раза выше, чем для программы прямого захоронения радиоактивных отходов, а сокращение глобального риска для здоровья до сих пор остается под сомнением.<sup>90</sup>

*Выводы.* Вообще говоря, обе схемы в настоящее время с технической точки выглядят очень сомнительно. Кроме того, концепция полного уничтожения плутония и выглядит привлекательной по сравнению с концепцией его включения в радиоактивные отходы, но она может стать оправданной только в том случае, когда большая часть радиоактивных отходов будет перерабатываться. В настоящее время представляется, что до 2000 года 75 процентов плутония из реакторов гражданского назначения оста-

нется не разделенным от отработанного ядерного топлива (см. Приложение А). Пока сохранится такая ситуация, разработка экзотических методов обращения с остальными 25 процентами будет неоправданной.

### ВЫВОДЫ

Поддержание контроля за выделенным плутонием остается столь же важным, как и во все времена. Самая неотложная задача ближайшего времени - это обеспечение безопасного хранения всего выделенного плутония (как оружейного, так и реакторного) под международным контролем.

Вторая неотложная задача заключается в ускорении прекращения выделения плутония (как в военных, так и в коммерческих целях). С началом крупномасштабного демонтажа ядерных боеголовок продолжение производство плутония для военных целей теряет смысл. Необходимость повторного использования плутония в коммерческих целях также постепенно пропадает.

Для более отдаленного будущего в данной статье рассматриваются альтернативы к обычному подходу к утилизации выделенного плутония в ядерном топливе неизменных водо-водяных реакторов. Основными альтернативными методами являются:

- модификация части водо-водяных реакторов для исключительного использования тепловыделяющих элементов со смесью окислов урана и плутония;

- перемешивание плутония с высокоактивными отходами при их остекловывании.

Оба альтернативных метода позволяют сократить число мест назначения выделенного плутония или вновь приготовленных тепловыделяющих элементов с плутонием. В первом методе число реакторов, на которых будет использоваться плутоний, может сократиться втрое по сравнению с базовым вариантом. При перемешивании с высокоактивными отходами все операции могут быть проведены всего лишь на нескольких установках, и, кроме того, операции с плутонием будут намного проще, чем на заводах по изготовлению тепловыделяющих элементов. Более того, конечный продукт будет по крайней мере настолько же устойчив к попыткам тайного извлечения плутония, как и само отработанное ядерное топливо.

Основным недостатком перемешивания плутония с отходами будет сохранение изотопного состава оружейного плутония, в то время как при экспозиции плутония в реакторах в составе тепловыделяющих элементов его изотопный состав будет трансформироваться.

По отношению к стоимости метод переработки плутония на специализированных реакторах будет ненамного дороже, чем на обычных реакторах. В первом случае может понадобиться новая конструкция активной зоны и повторное получение лицензии, но это компенсируется уменьшением числа мест, на которых надо будет обеспечивать контроль за сохранением плутония. Тем не менее, из всех вариантов перемешивание плутония с стеклообразными высокоактивными отходами на существующих или проектируемых заводах будет наиболее дешевым (в особенности для США, где не существует инфраструктуры для повторной переработки плутония), поскольку в этом варианте могут быть использованы уже существующие или строящиеся установки. Сводка оценок стоимости различных вариантов утилизации плутония (без учета стоимости разработки) приведены в табл. 6.

Большие количества плутония (будь то в виде стеклянной массы или отработанного ядерного топлива) рано или поздно будут помещены в геологические хранилища (так же, как и переработанное ядерное топливо на основе обогащенного урана). Хотя в настоящее время и не решены все вопросы, связанные с миграцией плутония из геологических хранилищ,<sup>91</sup> можно полагать, что в сравнимых геологических условиях долговременное поведение отработанного ядерного топлива с плутонием и стеклом с высокоактивными отходами с примесью плутония не будет сильно отличаться от отработанного ядерного топлива на основе обогащенного урана.<sup>92</sup>

Без сомнения, любая стратегия утилизации плутония должна предусматривать выделение необходимых ресурсов для обеспечения контроля и физической безопасности без ущерба для выполнения прочих важных задач по контролю за ядерной технологией.

### ПРИЛОЖЕНИЕ А

#### ТЕКУЩИЕ И ОЖИДАЕМЫЕ ЗАПАСЫ ПЛУТОНИЯ ИЗ ГРАЖДАНСКИХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

В этом приложении приводится сводка исторических и прогнозных данных по производству и потреблению плутония, которые были использованы в рассматриваемом в основном тексте анализе. Все данные относятся к полному количеству плутония. В целом можно предположить, что в переработанном плутонии из гражданских реакторов доля расщепляющегося материала составляет 75 процентов (если не указывается

Таблица 6  
Оценки стоимости утилизации 100 тонн плутония оружейного качества<sup>1</sup>  
(в млрд. долл.)

МОХ (1/3 активной зоны) <sup>2,3</sup>	1
МОХ (вся активная зона) <sup>2,3</sup>	1
Специализированный реактор на быстрых нейтронах <sup>4</sup>	10
Перемешивание с высокоактивными отходами <sup>5</sup>	0,1 - 0,75

<sup>1</sup> Не считая расходов на исследования и разработки.  
<sup>2</sup> МОХ - тепловыделяющие элементы со смесью окислов урана и плутония.  
<sup>3</sup> В немодифицированных водо-водяных реакторах при дополнительных затратах в 500 долларов на килограмм тепловыделяющих элементов.  
<sup>4</sup> Реактор на быстрых нейтронах специально для преобразования плутония.  
<sup>5</sup> Плутоний смешивается со стеклом на существующих или строящихся установках; количество стекла не меняется.

конкретного значения).

Сводка исторических данных производства плутония и его выделения из отработанного топлива ядерных реакторов. В табл. А-1 представлены оценки количества плутония, произведенного в ядерных реакторах различных стран, и плутония, выделенного из отработанного ядерного топлива.<sup>93</sup> К концу 1990 года в 17 странах из реакторного топлива было выделено около 120 тонн плутония. Тем не менее, это составляет менее одной пятой от плутония, произведенного во всех ядерных реакторах. Даже в тех странах, в которых была принята политика повторного использования плутония, доля выделенного плутония составляет всего одну треть от общего количества произведенного плутония (из 375,2 тонн произведенного плутония было выделено 119,1 тонны).

Несмотря на то, что в следующем десятилетии можно ожидать значительного увеличения объема повторного использования плутония, это не окажет серьезного влияния на соотношение между выделенным и произведенным плутонием. Согласно текущим планам повторного использования плутония, между 1991 и 2000 годами должно быть выделено около 190 тонн плутония. Это означает, что в 2000 году будет выделено около 23 процентов от произведенного плутония. В тех странах, в которых была принята политика повторного использования плутония, доля выделенного плутония увеличится от одной трети до двух пятых от общего количества произведенного плутония (из 800 тонн произведенного плутония будет выделено 314 тонны). Из этих данных очевидно следует, что хранение обрабо-

танного ядерного топлива (включая возможное размещение в долговременных глубоких геологических хранилищах) останется основным методом обращения с отработанным ядерным топливом.

Сводка исторических данных по использованию плутония и его балансу. В табл. А-2 приведена сводка данных по использованию выделенного плутония в период до 1990 года. Этот плутоний в основном использовался как ядерное топливо для реакторов на быстрых нейтронах (37 тонн) и реакторов на тепловых нейтронах (12 тонн). Небольшие количества плутония, выделенного из отработанного топлива ядерных реакторов были использованы для изготовления ядерного оружия, но они в эту таблицу не включены.

При сравнении количеств использованного и выделенного плутония можно увидеть, что основная часть выделенного до 1990 года плутония (около 60 процентов, или 70 тонн) хранится на складах, а не используется для какой-либо цели. Самые большие запасы находятся в Селлфилде в Великобритании (37 тонн) и в Челябинске в России (25 тонн).

Использование плутония в будущем. Оценка перспектив использования плутония затруднена из-за того, что она зависит от эксплуатации еще не построенных заводов и от выполнения новых программ перевода водо-водяных реакторов на ядерное топливо с плутонием. В табл. А-3 приведены сведения о производительности работающих и проектируемых заводов, на которых изготавливаются тепловыделяющие элементы с оксидами урана и плутония. В табл. А-4 и А-5 рассматриваются более или менее ра-

Таблица А-1  
Оценки производства и выделения плутония из отработанного ядерного топлива  
(в тоннах)

	До 1990 года		1991 - 2000 г.г.		До 2000 г.
	Произвед.	Выделен.	Произвед.	Выделен.	Выд./Пр.
Страны, перерабатывающие ядерное топливо					
Бельгия	11,5	1,2	10	4	24
Болгария, ЧСФР, ГДР, Венгрия, Финляндия <sup>1</sup>	23,7	5?	38	0?	8
СНГ	78,1	20?	78	15?	15?
Франция	82,2 <sup>2</sup>	23,6 <sup>2</sup>	105	45	38
Германия	38,8	15,8 <sup>3</sup>	45 <sup>4</sup>	34	60
Индия	3,5	0,1	10	2?	15?
Италия	5,6	2,6	< 1	2	74
Япония	57,4	6,4	83	54	43
Голландия	2,4	0,7	1	1	47
Испания	9,7 <sup>5</sup>	0	17	1,5	6
Швейцария	9,2	1,1	7	9	63
Великобритания	53,1	42,5	30	25	80
США	176,0	1,5	180	0	< 0,5
Страны, не перерабатывающие ядерное топливо					
Канада	53,6	0	60	0	0
Республика Корея	8,4	0	23	0	0
Швеция	20,7	0 <sup>6</sup>	22	0	0
Тайвань	7,6	0	11	0	0
Прочие страны <sup>7</sup>	12,1	0	16	0	0
<b>Всего</b>	<b>653,6</b>	<b>120,5</b>	<b>737</b>	<b>192,5</b>	<b>23</b>
<p><sup>1</sup> Здесь учтены два финских реактора TVO.</p> <p><sup>2</sup> Включая 4,2 тонны плутония, произведенных на построенном Францией испанском реакторе Vandellos и возвращенных во Францию по соглашению.</p> <p><sup>3</sup> Включая 0,5 тонны плутония, выделенных из топлива шведского реактора во Франции и переданного в Германию по соглашению.</p> <p><sup>4</sup> Включая 900 килограммов плутония из 230 тонн ядерного топлива в бывшей ГДР.</p> <p><sup>5</sup> Не включая плутония из реактора Vandellos (см. ссылку 2).</p> <p><sup>6</sup> Около 57 тонн шведского топлива было переработано во Франции, но было передано в Германию.</p> <p><sup>7</sup> Эти страны включают Аргентину, Бразилию, Китай, Кубу, Мексику, Пакистан, Румынию, Южную Африку и Югославию.</p>					

Таблица А-2

Выделение плутония из топлива энергетических реакторов и его использование в реакторах на быстрых и на тепловых нейтронах (до 1990 года, в тоннах)

Страны	Выделено	Быстрые нейтроны	Тепловые нейтроны	Баланс плутония
Бельгия	1,2	0	0,3	0,9
Болгария, СНГ, ЧСФР, ГДР, Финляндия, Венгрия <sup>1</sup>	25	< 0,5	0	24,5
Франция	23,6 <sup>2</sup>	12,6	5,8	5,2 <sup>3</sup>
Германия	15,8	2,5	4,9	8,4
Индия	0,1	0,1	0	0
Италия	2,6	3,7 <sup>4</sup>	0,1	-1,2 <sup>5</sup>
Япония	6,4	4,5	0,02	1,9
Голландия	0,7	0,2 <sup>6</sup>	0,2	0,3
Швейцария	1,1	0	1,0	0,1
Великобритания	42,5	5	0	37,5
США	1,5	6,7	0	-5,2 <sup>7</sup>
<b>Всего</b>	<b>120,5</b>	<b>35,7<sup>8</sup></b> <b>37,3<sup>9</sup></b>	<b>12,3</b>	<b>72,5</b> <b>70,9<sup>10</sup></b>

<sup>1</sup> Ядерное топливо из стран Восточной Европы и Финляндии считалось собственностью СССР (России) и после выработки возвращалось владельцу.  
<sup>2</sup> Включая 4 тонны плутония, произведенного на реакторе Vandellos в Испании, выделенного во Франции и принадлежащего ей.  
<sup>3</sup> Эта цифра приблизительна, поскольку 0,6 тонны французского плутония использовалось в активной зоне реактора на быстрых нейтронах в Германии (который никогда не работал) и 3 тонны было включено в международный сектор реактора "Суперфеникс".  
<sup>4</sup> Треть плутония в активной зоне реактора "Суперфеникс" принадлежит итальянской компании ENEL.  
<sup>5</sup> Компания ENEL покупала плутоний для реактора "Суперфеникс" у различных поставщиков.  
<sup>6</sup> Этот материал передан для германского реактора на быстрых нейтронах.  
<sup>7</sup> Мы предполагаем, что этот материал был получен из европейских запасов (в основном, от Великобритании).  
<sup>8</sup> Эта цифра не включает 1,6 тонны плутония в международном секторе реактора "Суперфеникс", который был получен из нескольких источников (включая французский).  
<sup>9</sup> Включая 1,6 тонны плутония в реакторе "Суперфеникс" (см. сноску 8).  
<sup>10</sup> За исключением 1,6 тонны плутония в реакторе "Суперфеникс" (см. сноску 9).

зумные сценарии дальнейшего использования плутония на основе приведенных в этом приложении данных.

*Повторное использование плутония в реакторах на медленных нейтронах.* Такие программы реализуются в пяти странах: Бельгии, Франции, Германии, Японии и Швейцарии. Количество используемого плутония в этом случае определяется как мощностью производства тепловыделяющих элементов с плутонием, так и количеством

реакторов, получивших лицензии для работы с такими элементами. В анализе, результаты которого приведены в табл. А-4, учитываются оба этих аспекта. В таблице представлен сценарий использования плутония для топлива реакторов на медленных нейтронах в 1991 - 2000 годах. Сделанные предположения поясняются в сносках к таблице.

*Повторное использование плутония в реакторах на быстрых нейтронах.* В девят-

Таблица А-3  
Установки по производству ядерного топлива с плутонием<sup>1</sup>

Страна	Место и название	Фирма	Срок	Топливо	Мощность
Действующие установки					
Франция	Cadarache/АТР <sub>у</sub>	СЕА	1970-1989	FBR	15
	Cadarache/CFCa	Cogema	1990-	FBR+LWR	10 + 15
Англия	Sellafield	BNF plc	1970-1989	FBR	4
Япония	Tokai/PFFF	PNC	1972-	FBR+ATR	1 + 9
	Tokai/PFPF	PNC	1988-	FBR	5
Бельгия	Dessel/DEMOX P0	BN	1973-	FBR+LWR	35
Германия	Hanau/BEW1	Siemens	1974-1992	FBR+LWR	25 - 30
Россия	Челябинск-65/Гранат	Минатом	1988-	FBR	0,04
	Челябинск-65/Пакет	Минатом	1988-	FBR	0,04
Строящиеся и проектируемые установки					
Германия	Hanau/BEW2	Siemens	1992?-	LWR	80-120
Япония	Tokai/PFPF	PNC	1993/4	ATR	40
	Rokkasho-mura	JNFS?	1998?-	LWR	100?
Англия	Sellafield/MDF	BNFL	1993-	LWR	8
	Sellafield/SMP	BNFL	1998?-	LWR	50-70
Франция	Marcoule/Melox	Cogema	1996-	LWR	115
Бельгия	Dessel/DEMOX P1	BN	1995?-	LWR	35
Россия	Челябинск-65	Минатом	1995?-	FBR	25-30
			1998?-	ВВЭР	100-300?
<p><sup>1</sup> FBR - реактор на быстрых нейтронах; ATR - модифицированный реактор на тепловых нейтронах; LWR - водо-водяной реактор; ВВЭР - водо-водяной реактор (в России); СЕА - Commissariat a l'Energie Atomique; АТР<sub>у</sub> - Atelier Traitement Plutonium; PFFF - Plutonium Fuel Fabrication Facility; DEMOX - Dessel MOX; BEW - Brennelementwerke; PFPF - Plutonium Fuel Production Facility; MDF - MOX Demonstration Facility; SMP - Sellafield MOX Plant. См. также табл. 2, сноску 1. Производительность установок определяется в тоннах ядерного топлива с плутонием в год.</p> <p><sup>2</sup> Данные о российских установках приводятся по докладу В.Н. Солонина "Утилизация ядерных материалов, высвобождающихся при ядерном разоружении" на международном симпозиуме по конверсии ядерного оружия для мирных целей, Рим, 15 - 17 июня 1992 года.</p>					

ностых годах загрузка плутония в реакторы на быстрых нейтронах планируется в четырех странах: Франции, Японии, Великобритании и России. Российский проект постройки реактора на быстрых нейтронах на площадке Челябинска-65 приостановлен и этот реактор не был включен в наш анализ.

Количество облученного плутония в пяти реакторах, которые могли бы быть загружены вновь изготовленным топливом, зависит от программы их работы. Один из этих реакторов еще не начал работать (реактор в Монджу), два из них предназначены для исследований (реакторы в Джойо и Фуджен)

и работают в нерегулярном режиме, а еще один реактор ("Суперфеникс") может быть скоро закрыт. Только реактор "Феникс" работает более или менее регулярно, но и на нем возникают проблемы с безопасностью. По этой причине сценарий эксплуатации данных установок будет сравнительно неопределенным.

Мы предположили следующий сценарий работы указанных реакторов:

- реактор в Даунри в Великобритании будет закрыт в 1984 году;

- реактор "Феникс" во Франции будет работать до 2005 года, а реактор "Супер-



Таблица А-4  
Возможный сценарий использования плутония в водо-водяных реакторах<sup>1</sup>  
(1991 - 2000 годы)

Матрица топлива	Выдержка топлива (МВт-сут/т)	Содержание плутония <sup>2</sup> (%)	Число реакторов <sup>3</sup>	Количество топлива (тонн)	Количество плутония (тонн)
Бельгия					
U (природн.)	33 000	4,1	2	96 <sup>4</sup>	3,9
Франция					
U (обеднен.)	33 000	4,8	8 (с 1993)	200 (1995) <sup>5</sup>	9,6
0,225% U235	43 000	5,6	16 (с 1998)	310 (2000) <sup>6</sup>	17,4
Германия					
U (природн.)	33 000	4,1	10 <sup>6</sup>	210 <sup>7</sup>	8,6
	43 000	4,9	10	400 <sup>8</sup>	19,6
Япония					
U (природн.)	33 000	4,1	2 (1995-7) 4 (1998-9)	140	5,7
Швейцария					
U (природн.)	33 000	4,1	2	140	5,7
<b>Всего</b>				<b>1 496</b>	<b>70,2</b>
<p><sup>1</sup> M. Rome, et al., "Plutonium Reload Experience in French Pressurized Water Reactors", Nuclear Engineering, v. 94, April 1990, pp. 87 - 94; P. Schmiedel, "Recycling and Its Implication for Uranium Demand: the German Perspective", paper given to the Annual Symposium of the Uranium Institute, London, 5 - 7 September 1990; K. Samejima, "The Use of Plutonium in Japan", London, Uranium Institute, September 1990; H.J. Dibbert, "Strategien des Brennstoffkreislauf", Atomwirtschaft, February 1991, pp. 83 - 88; M. Hibbs, "German Utilities Bracing for MOX Fuel Cost Increases", Nuclear Fuel, 6 January 1992.</p> <p><sup>2</sup> В предположении извлечения плутония из ядерного топлива водо-водяных реакторов с выдержкой в 33 мегаватт-суток на килограмм, хранившегося 10 лет, при содержании распепляющегося плутония в 70 процентов.</p> <p><sup>3</sup> На основе данных из "Current Status and Utility Perceptions on LWR MOX Fuel Recycling", NUKEM Market Report, March 1992, pp. 8 - 12.</p> <p><sup>4</sup> В предположении, что загрузка одной трети активной зоны реакторов Doel 3 Tihange 2 топливом с плутонием начнется в 1994 году.</p> <p><sup>5</sup> Перед тем, как начнется работа установки Melox, использование топлива с плутонием во Франции будет ограничиваться производительностью установок в Dessel и Cadarache. Компания "Electricite de France" заключило контракты на производства 40 тонн ядерного топлива с плутонием в год (25 тонн в Dessel и 15 тонн в Cadarache).</p> <p><sup>6</sup> Будет производиться загрузка одной четверти активной зоны.</p> <p><sup>7</sup> В качестве матрицы используется уран, выделенный из ядерного топлива, планируется перейти к обедненному урану.</p> <p><sup>8</sup> В 1991 - 1993 г.г. предполагается загрузить 50 тонн ядерного топлива с плутонием. В 1994 г. предполагается увеличить выпуск такого топлива до 80 тонн в год (максимальной пропускной способности лицензированных к тому времени реакторов, которая в настоящее время составляет 30 тонн в год).</p> <p><sup>9</sup> Мы предполагаем, что японская программа будет выполняться в соответствии с планами японской комиссии по атомной энергии, см. "Nuclear Fuel Recycling in Japan", report by the Advisory Committee on Nuclear Fuel Recycling, Tokyo, August 1991.</p> <p><sup>10</sup> В предположении, что загрузка одной трети активной зоны реакторов Beznau 1 и 2 топливом с плутонием будет проводиться на протяжении 90-х г.г.</p>					

феникс" будет закрыт в 1992 году;

- реакторы в Джойо и Фуджене (Япония) будут работать до 2000 года, а реактор в Монджу - до 2017 года при загрузке мощности в 60 процентов;

- реакторы БН-350 в Казахстане и БН-600 в России будут продолжать работать на высокообогащенном уране, а строительство реактора БН-800 не будет закончено.

В табл. А-5 показана оценка расхода плутония на реакторах на быстрых нейтронах в данном сценарии, а в табл. А-6 приводится сводка баланса выделенного плутония в мире на 2000 год.

**Предсказание баланса выделенного плутония в 2010 году.** Вполне возможно, что запасы выделенного плутония не смогут вырасти до предсказанной величины по ряду экономических и политических причин. Тем не менее, необходимо показать, что выбранный нами временной интервал не приводит к намеренному занижению перспектив использования плутония в 2000 году. Если будет возможен резкий скачок спроса на плутоний в начале следующего столетия, то запасы, накопленные в девяностых годах, не смогли бы оказать определяющего влияния.

Будущее повторного использования плутония весьма неопределенно, и поэтому попытка оценки спроса и предложения принесет нам мало пользы.<sup>94</sup> Вместо этого мы попробуем оценить, за какое время можно будет израсходовать запасы плутония из гражданских реакторов, которые могут быть накоплены к 2000 году (пока мы исключим из анализа запасы оружейного плутония).

Прежде всего мы предположим, что потребление плутония в реакторах на быстрых нейтронах в 2001 - 2010 годах останется таким же, как в предыдущем десятилетии - около 10 тонн.<sup>95</sup> Кроме того, мы предположим, что во Франции, Германии и Японии будут продолжены программы широкого использования плутония в ядерном топливе реакторов на медленных нейтронах. Если объявленные программы (16 реакторов во Франции, 18 реакторов в Германии и 12 реакторов в Японии после 2000 года) будут продолжаться, и если все эти реакторы будут работать при выдержке топлива в 43 мегаватт-суток на килограмм, то в этих трех странах будет достигнут уровень потребления плутония в 15 тонн в год за период 2001 - 2010 годов.<sup>96</sup> Поэтому даже в том случае, если в 2000 году выделение плутония будет прекращено, то для того, чтобы израсходовать уже накопленные запасы гражданского плутония (180 тонн по нашей оценке), понадобится не менее десяти лет. Если в коммерческое использование поступят запасы оружейного плутония (от 130 до

190 тонн по нашей оценке), то будет гарантировано еще десятилетнее предложение. При этих условиях общие запасы плутония будут достаточны для удовлетворения коммерческого спроса на протяжении примерно двадцати лет.

## ПРИЛОЖЕНИЕ Б

### ЭКОНОМИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ ПОВТОРНОГО ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ПЛУТОНИЯ

При текущих ценах на природный уран и на его обогащение эквивалентная стоимость урана, извлекаемого из отработанного ядерного топлива, составляет около 60 долларов за килограмм.<sup>97</sup> Эту величину следует сравнить со стоимостью переработки ядерного топлива, которая составляет от 1000 до 1800 долларов за килограмм тяжелых металлов (урана, плутония и других трансураниевых элементов в отработанном ядерном топливе). Следовательно, стоимость извлеченного урана компенсирует лишь несколько процентов общей стоимости переработки. Поскольку в ядерном топливе из слабообогащенного урана может содержаться до 0,9 процента плутония, 70 процентов из которого может расщепляться, то оставшаяся некомпенсированная стоимость переработки топлива в расчете на грамм расщепляемого плутония будет составлять от 150 до 280 долларов. Поскольку в килограмме ядерного топлива со смесью окислов может содержаться от 30 до 50 граммов расщепляемого плутония, то вклад извлечения плутония в стоимость изготовления тепловыделяющих элементов может составлять от 5000 до 14000 долларов на килограмм, что в 4 - 13 раз превышает текущую стоимость ядерного топлива из слабообогащенного урана (см. ниже).

Даже если пренебречь стоимостью выделения плутония (т.е., считать, что он достался "даром"), то высокая стоимость дополнительных мер безопасности при работе с плутонием приводит к тому, что стоимость изготовления тепловыделяющих элементов с плутонием будет больше, чем полная стоимость ядерного топлива со слабообогащенным ураном при текущем уровне цен на природный уран и работу разделения изотопов. Сравнение стоимости различных тепловыделяющих элементов показано на рис. 1 основного текста статьи.<sup>98</sup> Принимая за основу цену природного урана в 40 долларов за килограмм (что несколько выше текущей цены долгосрочных контрактов)<sup>99</sup> и стоимость разделения изотопов в 100 долларов за единицу SWU,<sup>100</sup> мы можем получить из

Таблица А-5

Возможный сценарий потребления плутония в реакторах на быстрых нейтронах и в модифицированном реакторе на тепловых нейтронах в 1991 - 2000 г.г.

Страны	Реактор	Тип	Количество топлива <sup>1</sup>	Количество плутония <sup>2</sup>
Франция	Феникс	FBR	17	3,9
	Суперфеникс	FBR	0	0 <sup>3</sup>
Япония	Джойо	FBR	8 <sup>4</sup>	1,0
	Фуджен	ATR	90	1,7
	Монджу	FBR	16	3,8
Россия/Казахстан	БН-350	FBR	5	0
	БН-600	FBR	5	0 <sup>5</sup>
Великобритания	PFR	FBR	0	0
США	FFTF	FBR	0	0

<sup>1</sup> В тоннах тепловыделяющих элементов. Предполагается, что средняя продолжительность топливного цикла равна 28 месяцам. Средняя доля топлива, выгружаемого за год, равна 40 процентам. FBR - реактор на быстрых нейтронах, ATR - модифицированный реактор на тепловых нейтронах.

<sup>2</sup> Средняя степень обогащения топлива взята из работы D. Albright, F. Berkhout, W. Walker, "World Inventory of Plutonium and Highly-Enriched Uranium", Oxford, Oxford University Press, 1993, pp. 119 - 128.

<sup>3</sup> В соответствии с решением французского правительства о запрещении повторного включения реактора "Суперфеникс" (июль 1992 года).

<sup>4</sup> В предположении ежегодной перезагрузки активной зоны реактора.

<sup>5</sup> Предполагалось, что в реакторе БН-600 будет использоваться и плутоний, но ввиду отсутствия мощностей по производству тепловыделяющих элементов с плутонием и четко определенных планов дальнейших работ мы не включали в эту таблицу каких-либо оценок.

данных на рис. 1, что стоимость ядерного топлива составит около 1100 долларов за килограмм. При этом себестоимость производства электроэнергии составит 3,3 милля за киловатт-час.<sup>101</sup> В настоящее время реальная стоимость производства и поставки ядерного топлива с плутонием составляет 1500 долларов за килограмм (что эквивалентно себестоимости электроэнергии в 4,4 милля за киловатт-час).<sup>102</sup> Таким образом, ядерное топливо с плутонием будет дороже обычного ядерного топлива на одну треть даже в том случае, если пренебречь стоимостью выделения плутония и дополнительных мер безопасности на заводе по переработке ядерного топлива.

Цена на уран была низкой на протяжении многих лет, и, скорее всего, она такой и останется. Во многих странах имеются большие запасы урановой руды, и, кроме того, недавно на рынок стал поступать уран из стран СНГ. Текущая рыночная цена на уран

уже в течение года держится на уровне 20 долларов за килограмм, в то время как вторичная рыночная цена единицы работы разделения изотопов упала до 70 долларов.<sup>103</sup>

Фирма "Сименс", только что построенная в Германии большой завод по производству тепловыделяющих элементов с окислами плутония производительностью в 100 тонн тяжелых металлов в год, объявила о том, что она собирается построить второй такой же завод со стоимостью в 700 миллионов марок (или 450 миллионов долларов по курсу конца 1992 года) для того, чтобы производить тепловыделяющие элементы с плутонием по конкурентоспособной цене (около 1000 долларов за килограмм тяжелых металлов). Эта фирма предложила также, чтобы западные страны финансировали строительство аналогичного завода в России для того, чтобы перерабатывать высвобождающиеся в странах СНГ запасы оружейного плутония.<sup>104</sup> С другой стороны, цены на

Таблица А-6

Оценки баланса выделения и использования плутония в 2000 году  
(в тоннах)<sup>1</sup>

Страна	Выделено	Быстрые нейтроны	Тепловые нейтроны	Баланс плутония	Общий баланс <sup>2</sup>
Бельгия	4	0	3,9	0,1	1
Восточная Европа <sup>3</sup>	0?	0	0	0?	
СНГ	15?	0	0	15?	40?
Франция	45	3,9	27	14,1	19,3
Германия	34	(	28,2	5,8	14,2
Индия	2?	0?	0	2?	2?
Италия	2	0	0	2	0,8
Япония	54	6,5	5,7	41,8	43,7
Голландия	1	0	0	1	1,3
Испания	1,5	0	0	1,5	1,5
Швейцария	9	0	5,7	3,3	3,4
Англия	25	0	0	25	62,5
США	0	0	0	0	-5,2
<b>Всего</b>	<b>192,5</b>	<b>10,4</b>	<b>70,5</b>	<b>111,6</b>	<b>184,5</b>

<sup>1</sup> Все данные, приведенные в таблице, относятся к периоду 1991 - 2000 г.г., за исключением последнего столбца, в котором указан общий баланс плутония на 2000 год. Точность цифр в итоговой строке не соответствует приведенному числу десятичных знаков.

<sup>2</sup> См. табл. А-2.

<sup>3</sup> Сюда входят Болгария, Чехословакия, Финляндия и Венгрия.

тепловыделяющие элементы с плутонием могут значительно превышать цитируемые значения. В частности, цены могут значительно возрастать при уменьшении загрузки мощности предприятия. Так, если завод фирмы "Сименс" будет значительно недогружен, то цены на поставку тепловыделяющих элементов с плутонием могут возрасти до 3000 долларов за килограмм.<sup>105</sup> В этом случае стоимость таких элементов будет втрое выше, чем у ядерного топлива из слабообогащенного урана.

Принимая во внимание возможные неточности, мы будем считать, что разница между стоимостью ядерного топлива с плутонием превышает стоимость обычного ядерного топлива на 200 - 500 долларов в расчете на один килограмм. В этом случае, при ядерном топливе, рассчитанном на выдержку в 43 мегаватт-суток на килограмм и содержащем 45 граммов плутония оружейного качества,<sup>106</sup> стоимость переработки 100 тонн оружейного плутония в тепловыделяющие элементы (иначе говоря, разность стоимости соответствующего количества теп-

ловыделяющих элементов с плутонием и обычных элементов) составит от 0,44 до 1,1 миллиарда долларов.

#### ПРИЛОЖЕНИЕ В

##### НАСКОЛЬКО РАСТВОРИМ В СТЕКЛЕ ПЛУТОНИЙ?

Данных о растворимости плутония в стекле очень мало (под растворимостью в данном случае понимается предельная концентрация плутония, при которой стекло переходит из однородной в неоднородную фазу).<sup>107</sup> С таким переходом могут быть связаны два эффекта - расстекловывание, при котором начинается образование кристаллических включений, и разделение фаз, при котором расплавленное стекло разделяется на области с различным химическим составом. Последний эффект может проявляться в различных пространственных масштабах, и нередко его можно обнаружить только под микроскопом с большим увеличением.

При длительном хранении высокоактивных отходов оба этих эффекта нежелательны. Кристаллизация может сопровождаться немедленным разрушением стеклян- ной матрицы, но разделение фаз, хотя бы и в малом масштабе, может в дальнейшем привести к развитию нестабильности. Например, наличие областей с пониженным содержанием силикатов может привести к повышению вероятности проникновения воды во внутренние области стеклянного блока. Как правило, предупреждение кристаллизации достигается ограничением концентрации ионов, не способных к стеклообразованию (например, плутония), в то время как для предотвращения разделения фаз приходится принимать другие меры предосторожности.

Эти явления зависят от многих факторов, таких, как абсолютные и относительные концентрации входящих в состав стекла различных ионов, температуры плавления, скорости охлаждения и температуры конечного хранения. Должным образом управляя этими параметрами, технологи могут оптимизировать условия растворимости определенного компонента.

Свойства катионов (положительных ионов), влияющие на поведение стекла, сравнительно их размеры и заряды (которые, в свою очередь, силу электростатического взаимодействия с другими ионами). Благодаря этому можно оценить растворимость плутония, сравнивая его с похожими по характеристикам, но менее экзотичными, катионами. Свойства, влияющие на растворимость, очень трудно измерить в стекле непосредственно, но они могут быть определены из структуры кристаллов, образованных окислами, в которых могут быть найдены соответствующие катионы. Это обусловлено тем, что длины связей в стеклах, как правило, очень близки к тем, которые наблюдаются в аналогичных кристаллах; стекла представляют собой хотя и неупорядоченную, но почти такую же плотную форму вещества, как и кристаллы.

Например, в работе Шрайбера и др.<sup>109</sup> рассматривалась растворимость урана в боросиликатных стеклах. Уран, так же как и плутоний, принадлежит к группе актинидов, и хотя свойства этих элементов в металлической форме весьма различны, их окислы  $UO_2$  и  $PuO_2$  обладают похожей кристаллической структурой, что указывает на то, что их поведение в стеклах должно быть похожим. Было обнаружено, что растворимость урана по отношению к началу кристаллизации может достигать 40 процентов по весу при состоянии окисления  $6+$  и при оптимальном подборе состава стекла. Поэтому можно предположить, что в стекле до на-

чала кристаллизации может быть растворено сравнимое количество плутония, если этот процесс будет происходить в среде с достаточно сильными окисляющими свойствами.

В экспериментах с ураном не было проведено достаточно детального исследования микроструктуры, и нельзя было исключить возможности разделения фаз. Для оценки предела растворимости плутония по отношению к разделению фаз можно использовать результаты других экспериментов, которые были проведены со стеклом ABS-39, которое используется при отверждении высокоактивных отходов. В этих экспериментах было показано, что это стекло сохраняет свою однородность в наблюдавшемся диапазоне температур выше 600 градусов Цельсия.<sup>110</sup> При более низких температурах разделение фаз наблюдаться не будет даже в том случае, если оно выгодно термодинамически, потому что оно будет запрещено кинетически из-за высокой вязкости. В стекле содержались окислы урана  $UO_2$  (1,66 процента по весу) и циркония  $ZrO_2$  (1,26 процента по весу). В нашем контексте присутствие циркония важно, поскольку катион циркония, так же, как и катион плутония, четырехвалентен, и кристаллографические свойства  $ZrO_2$  (расстояние между соседями и их расположение) очень похожи на свойства  $PuO_2$ . Известно, что в принципе цирконий способен вызывать разделение фаз, но в данном случае его концентрация была заведомо ниже критической. Если в проведенном эксперименте уран и цирконий заменить на плутоний, то его весовая концентрация составит 4,4 процента, что сравнимо с цитируемыми в основном тексте данными немецкой исследовательской группы.<sup>51</sup>

Изменения в составе базового стекла могут оказать серьезное влияние на предельную растворимость плутония. Например, одно из исследований показало, что предельная концентрация циркония в алюмосиликатных расплавах значительно повышается при увеличении концентрации щелочных катионов, что может указывать на стабилизацию четырехвалентных комплексов с большими радиусами ионов.<sup>111</sup> Вполне возможно, что этот механизм объясняет обсуждавшееся в основном тексте различие между результатами российской<sup>52</sup> и немецкой групп, поскольку в состав стекла, применявшегося первой группой, входило гораздо меньше избыточных щелочных катионов. Относительная роль этого и других механизмов должна быть выяснена в дальнейших исследованиях растворимости в стеклах.

Из-за сложности систем многокомпонентных стекол не исключено, что в них

могут возникнуть специфические химические процессы, оказывающие влияние на определенность полученных ранее оценок. Поэтому растворимость плутония в стеклах с высокоактивными отходами может быть достаточно определенно установлена только в серии экспериментов с широким интервалом различных составов стекол.

#### ПРИМЕЧАНИЯ И ССЫЛКИ

1. J. Carson Mark, "Explosive Properties of Reactor-Grade Plutonium", Washington, DC, Nuclear Control Institute, August 1990.
2. Все республики бывшего СССР (кроме России) согласились стать государствами, не обладающими ядерным оружием. Однако, Беларусь, Казахстан и Украина в настоящее время являются совладельцами боеголовок, расположенных ранее на их территории (до их демонтажа в России), и выделенных при их демонтаже расщепляющихся материалов. Поэтому в дальнейшем мы будем называть подлежащие демонтажу боеголовки бывшего СССР и выделенные из них расщепляющиеся материалы боеголовками и материалами СНГ.
3. Thomas V. Cochran, William M. Arkin, Milton B. Hoenig, "US Nuclear Forces and Capabilities", Cambridge, Massachusetts, Ballinger, 1984, p. 31.
4. Среднее значение в три килограмма плутония на боеголовку может быть получено делением оценки общего производства плутония в США и СССР на общее количество ядерных боеголовок в их арсеналах на середину 1980-х годов с вычетом 25 процентов потерь в процессе изготовления. См. работу Frank von Hippel, David H. Albright, Barbara G. Levi, "Quantities of Fissile Materials in US and Soviet Nuclear Arsenals", Princeton University, Center for Energy and Environmental Studies Report No. 168, July 1986.
5. В американском ядерном арсенале находится около 500 тонн высокообогащенного урана (см. предыдущую ссылку и работу D. Albright, F. Berkhout, W. Walker, "World Inventory of Plutonium and Highly-Enriched Uranium", Oxford, Oxford University Press, 1993, chapter 4). Аналогичная величина для высокообогащенного урана в арсенале СНГ до сих пор не столь определена и может составлять от 500 до 1100 тонн.
6. Письмо Министра энергетики США Джеймса Д. Уоткинса к сенатору Карлу Левину от 24 февраля 1992 года, приложение 1, упоминаемое в работе "Rethinking Plutonium: A Review of Plutonium Operations in the US Nuclear Weapons Complex", Columbia, SC, Energy Research Foundation, April 1992, p. 13. Производительность в 2000 боеголовок в год оценивалась для работы в одну смену при пятидневной рабочей неделе.
7. Хранилища на заводе "Пентекс" описаны в работе George T. West, "United States Nuclear Warhead Assembly Facilities (1945 - 1990)", Pantex Plant, Amarillo, TX, Mason & Hanger-Silas Mason Co., 1990. Согласно этому описанию, их глубина достигает 12 метров, ширина составляет 7,6 метра, высота зала равна 4,5 метра при общей площади около 90 квадратных метров (см. также работу Robert S. Norris, William M. Arkin, "Pantex Lays Nukes to Rest", Bulletin of the Atomic Scientists, October 1992, pp. 48-49. В работе John Fleck, "DoE Eyes Los Alamos Lab for Plutonium Work", Albuquerque Journal, 17 August 1992, цитируется отчет рабочего совещания в Министерстве энергетики США, на котором рассматривались проблемы хранения плутония. В этом отчете отмечалось, что вместимость нового хранилища Nuclear Materials Storage Facility в Лос-Аламосской национальной лаборатории соответствует 60 тоннам плутония; на устаревшем хранилище плутониевого завода в Хэнфорде, штат Вашингтон, можно хранить до 20 тонн плутония, а на втором заводе по производству плутония в Саванна-Ривер, штат Южная Каролина, можно хранить не более полутонны плутония. См. также работу "Storage of Plutonium in the Naval Fuel Material Facility", Aiken, SC, Westinghouse Savannah River Company Safety Analysis Report No. DPSTSA-200-16, Addendum 1, October 1991 review draft.
8. Частное сообщение министра атомной энергетики России Виктора Михайлова и его интервью газете "Комсомольская правда" от 22 июля 1992 года. Эти четыре завода расположены на Урале (в Нижней Туре и в Златоусте) и южнее Нижнего Новгорода (в Пензе и в Арзамасе-16). По-видимому, производительность при демонтаже несколько ниже, чем при сборке новых изделий, которая может достигать 7000 ядерных боеголовок в год.
9. Доклад представителя отдела нераспространения ядерного оружия Министерства иностранных дел России Виктора Слипченко "Контроль за экспортом

- оружия и конверсия" на международном семинаре по использованию плутония в Бонне 16 июня 1992 года.
10. "Soviet Nuclear Threat Reduction Act", Congressional Record, 27 November 1991, S18798.
  11. См., например, слушания представителей администрации Буша перед сенатским комитетом по вооруженным силам "The Disposition of US and CIS Strategic Nuclear Warheads under the START I Treaty and the June 17, 1992 US/Russian Joint Understanding on Further Reductions of Strategic Offensive Arms (START II)", 4 August 1992.
  12. Доклад начальника управления обогащения урана, производства плутония и разделения изотопов Министерства атомной энергетики России Евгения Микерина на международном семинаре по использованию выделенного плутония в Королевском колледже в Лондоне 18 июня 1992 года.
  13. "US Agrees To Buy Russian HEU, But Details Must Be Worked Out", Nuclear Fuel, Special Issue, 2 September 1992; см. также следующую статью этого сборника (Томас Л. Нефф, "Включение оружейного урана в гражданский топливный цикл").
  14. "It's Official: US Stops Making Material for Nuclear Weapons", New York Times, 14 July 1992, pp. 1, 18. По-видимому, неофициальное решение было принято несколько раньше (см. "Nuclear Weapons Complex Reconfiguration Study", Washington, DC, US DOE, DOE/DP-0083, January 1991, p. 49).
  15. Thomas B. Cochran, Robert Standish Norris, "Russian/Soviet Nuclear Warhead Production", Washington, DC, Natural Resources Defense Council, 15 May 1992; Thomas B. Cochran, Robert Standish Norris, "Russia", Nucleonics Week, 9 July 1992, p. 19.
  16. Производство нового оружейного плутония продолжается и из-за того, что старый плутоний содержит примесь америция-241 в размере около одной десятой процента. В США на ныне закрытом заводе в Роки Флэтс при переработке плутония проводилось отделение америция в пирохимическом процессе. По-видимому, в России эта проблема решалась смешением старого плутония с вновь изготовленным. По некоторым сообщениям, в России также строится специальная установка для отделения америция от плутония. Если потребность в новом оружейном плутонии исчезнет, но потребность в тепло-
- электроэнергии от существующих реакторов останется, то расход ядерного горючего на этих реакторах может быть снижен на порядок величины из-за перехода к более высокой степени выгорания урана. Тем не менее, отработанное ядерное горючее этих реакторов, по-видимому, все равно должно будет перерабатываться, поскольку оно содержит уран в металлической форме, мало пригодной для непосредственного захоронения.
17. Выступление Президента России Бориса Ельцина по телевидению и радио по проблемам контроля над вооружениями 29 января 1992 года.
  18. William Dircks, "Nuclear Fuel Recycling - The IAEA Perspective", paper given to the 25th Japan Atomic Industrial Forum Annual Conference, Tokyo, April 1992.
  19. В промежутке времени хранения примерно от пяти и более чем до ста лет доза гамма-излучения отработанного ядерного топлива будет определяться гамма-излучением цезия-137 с энергией фотонов в 0,66 МэВ, которое сопровождается 85 процентов распадов этого изотопа с периодом полураспада 30 лет ("Table of Isotopes", 7th Edition, C.M. Lederer, V.S. Shirley, editors, New York, John Wiley and sons, 1978).
- Рассмотрим излучение сборки тепловыделяющих элементов из урана со степенью выгорания в 33 Мвт-дня/кг тяжелых металлов. Такое ядерное топливо будет содержать примерно 3,3 кюри цезия-137 на мегаватт-день или 96 кюри на килограмм  $UO_2$ . Скорость генерации энергии в гамма-лучах от распада цезия-137 в отработанном топливе будет равна  $D_A = 1150$  Дж/кг-час. Коэффициент поглощения излучения с энергией 0,66 МэВ в  $UO_2$  равен  $\mu_U = 0,0718$  см<sup>2</sup>/г.
- Предполагая, что средняя длина пробега гамма-квантов намного меньше радиуса сборки тепловыделяющих элементов, тканевая доза на поверхности будет равна  $D_S = 0,5 \cdot D_A \cdot \mu_w / \mu_U = 260$  Грэй/час (или Дж/кг/час), где  $\mu_w = 0,033$  см<sup>2</sup>/г - это коэффициент поглощения излучения с энергией квантов 0,66 МэВ в ткани (фактически в воде).
- На расстоянии  $r$  от оси сборки, малом по сравнению с ее длиной, но большим по сравнению с ее радиусом, скорость генерации энергии в ткани будет приближенно равна  $D = 0,5 \cdot D_S \cdot R / r = (15/r)$  Грэй/час, где  $r$  выражено в метрах. На расстоянии в 1 метр после одного периода полураспада цезия-137 в

- 30 лет величина D будет равной примерно 8 Грэй/час. При летальной дозе в 2,5 - 4,5 Грэй время ее накопления составит примерно 30 минут. Коэффициенты поглощения гамма-излучения были взяты из работы J.H. Hubbell, "Photon Cross Sections, Attenuation Coefficients, and Energy Absorption Coefficients from 10 keV to 100 keV", National Bureau of Standards, NSRDS-NBS 29, August 1969, Table 1-7.
20. После нескольких лет гамма-излучение от плутония реакторного качества в основном определяется фотонами с энергией 0,06 МэВ, образующимися в 35 процентах распадов америция-241 (см. ссылку 19, "Table of Isotopes"). В худшем случае окись плутония реакторного качества сначала содержит 9,1 процента плутония-241 (см. табл. 3), который в конце концов превращается в америций-241 с периодом полураспада в 430 лет. Средняя скорость генерации гамма-излучения с энергией фотонов 0,06 МэВ будет в этом случае равна  $D_{Pu} = 144$  Дж/кг-час.
- При плотности порошкообразной окиси плутония, равной  $10 \text{ г/см}^3$  (87 процентов от плотности кристалла), радиус сферы массой в четыре килограмма будет равен 4,6 сантиметра, а длина пробега фотонов с энергией 0,06 МэВ будет равна 0,02 сантиметра. Также как в предыдущем примечании, будет справедливо приближение малости длины пробега фотонов по сравнению с радиусом сферы, и тканевая доза на поверхности будет равна  $D_S = 0,5 \cdot D_{Pu} \cdot \mu_w / \mu_{Pu} = 0,46$  Грэй/час, что примерно в 500 раз меньше дозы на поверхности рассматривавшейся в предыдущем примечании сборки тепловыделяющих элементов. Коэффициенты поглощения фотонов с энергией 0,06 МэВ в ткани и в окиси плутония соответственно равны  $\mu_w = 0,032 \text{ см}^2/\text{г}$  и  $\mu_{Pu} = 5 \text{ см}^2/\text{г}$ .
- Если расстояние r велико по сравнению с R, то скорость накопления дозы будет равна  $D = 0,5 \cdot D_S (R/r)^2$ . Для расстояния в 1 метр мы получаем, что D = 0,5 миллигрэя в час, что примерно в 10 тысяч раз меньше соответствующей величины для сборки из отработанных тепловыделяющих элементов. Авторы благодарят Стива Феттера за подсказку простого метода оценки, использованного в настоящей работе.
21. Lawrence Scheiman and David A. Fischer, "Managing the Coming Glut of Nuclear Weapon Materials", Arms Control Today, March 1992, pp. 7 - 12.
22. Все расщепляющиеся материалы в Западной Европе, которые были объявлены для использования в мирных целях, находятся под контролем Евратома. Напротив, хранящийся в Великобритании японский плутоний находится под контролем МАГАТЭ.
23. Мониторы на пропускных пунктах обсуждаются в статьях Paul E. Fehlau, "An Application Guide to Pedestrian SNM [Special Nuclear Materials] Monitors", Los Alamos, NM, Los Alamos National Laboratory Report # LA-10633-MS, 1986; David Albright, "Portal Monitoring for Detecting Nuclear Materials and Chemical Explosives", in "Reversing the Arms Race: How to Achieve and Verify Deep Reductions in the Nuclear Arsenals", Frank von Hippel and Roald Z. Sagdeev, eds, New York, Gordon & Breach Science Publishers, 1990, p. 239.
24. Thomas E. Shea (IAEA), "On the Application of IAEA Safeguards to Plutonium and Highly Enriched Uranium from Military Inventories", paper presented at the International Workshop on Problems of Plutonium Recovered from Retired Nuclear Warheads, Bonn, 15 - 16 June 1992; P. Chare, R. Schenkel, B.G.R. Smith, H. Wagner, S. Kaiser, J.-C. Saglini, "Safeguarding Large Plutonium Stores", 13th Annual Symposium on Safeguards and Nuclear Material Management (Proceedings), Avignon, May 1991, pp. 71 - 76.
25. "Plutonium Fuel: An Assessment", Paris, OECD/NEA, 1989, p. 64.
26. C.H. Bloomster, et. al., "Options and Regulatory Issues Related to Disposition of Fissile Materials from Arms Reductions", Richmond, WA, Pacific Northwest Laboratory, PNL-SA-18728, 1990, p. 12, based on US Nuclear Regulatory Commission, "Final Generic Environmental Statement on the Use of Recycle Plutonium in Mixed-Oxide Fuel in Light Water Cooled Reactors (GESMO)", NUREG-0002, IV-I-8, August 1976.
27. При учетной ставке в 4 процента в год и сроке эксплуатации хранилища в 30 лет ежегодные расходы на обслуживание капитала равны 14 миллионам долларов. По оценке в ссылке 26 численность персонала будет равна 200 человекам (160 из них - в охране), средняя заработная плата которых с учетом накладных расходов будет равна 110 тысячам долларов в год; полные расходы на заработную плату составят 22 миллиона долларов в год. Добавив еще 6 миллио-



- нов долларов на расходы по эксплуатации и обслуживанию, можно получить, что общая сумма ежегодных расходов составит 42 миллиона долларов.
28. Ежегодные расходы на эксплуатацию хранилища оцениваются в 44 миллиона долларов в период загрузки и извлечения плутония, и в 27 миллионов долларов в период хранения. См. E.R. Johnson, "Alternatives for Disposal of Plutonium from Nuclear Weapons Disarmament Activities", paper given at the Annual Meeting of the Institute of Nuclear Materials Management, Orlando, Florida, July 1982.
  29. "Plutonium Fuel: An Assessment", Paris, OECD/NEA, 1989, Table 14. Недавно фирма "Cogema" объявила о том, что на заводе в Ла Хаг в 1995 году будет введена в строй установка по извлечению америция из плутония. Отмечается, что стоимость этого процесса, основанного на растворении окиси плутония в окислительной среде на базе серебра и на последующем ионообменном процессе, будет сравнительно невелика. См. A. MacLachlan, "Cogema Inaugurates UP3 With Promise of More Upgrades", Nuclear Fuel, 27 April 1992.
  30. При выдержке ядерного топлива в реакторе в 33 мегаватт-суток на килограмм тяжелых металлов и коэффициенте полезного действия производства электроэнергии в 33 процента из каждого килограмма ядерного топлива будет произведено 260 тысяч киловатт-часов электроэнергии и девять граммов плутония. Следовательно, на каждый грамм плутония будет произведено около 30 тысяч киловатт-часов электроэнергии. При стоимости электроэнергии в 0,05 цента за киловатт-час с каждым граммом плутония будет связано около 1500 долларов стоимости электроэнергии.
  31. Как будет показано в следующем разделе, экономические потери от повторного использования плутония в тепловых реакторах могут составлять от 5 до 12 долларов за грамм. При стоимости хранения в 1 - 2 доллара за грамм затраты на хранение сравняются с указанной величиной всего лишь за несколько лет.
  32. На каждый грамм способного к делению плутония во вновь приготовленном тепловыделяющем элементе со смесью окислов в реакторе будет выделено около одних мегаватт-суток электроэнергии. Одни мегаватт-сутки электроэнергии выделяются при делении примерно одного грамма расщепляющегося материала, и хотя делится не весь плутоний, но часть входящего в элемент урана-238 превратится в плутоний, который также будет участвовать в процессе деления. В данном случае эти два процесса примерно компенсируют друг друга. Водородные реакторы общей мощностью в 300 электрических мегаватт при факторе загрузки в 70 процентов и коэффициенте полезного действия производства электроэнергии в 33 процента в год будет выделяться 230 мегаватт-суток тепловой энергии, что эквивалентно тепловыделению 230 тонн расщепляющихся материалов. Если в 2000 году накопится 200 тонн плутония оружейного качества (доля способного к делению материала - 94 процента) и 200 тонн реакторного плутония (доля способного к делению материала - 70 процентов), то этого материала хватит для работы всех реакторов в мире в течение  $(0,94 \cdot 200 + 0,7 \cdot 200) / 230 = 1,4$  лет.
  33. Согласно оценкам OECD, мировые запасы урана со стоимостью извлечения меньше 130 долларов за килограмм (в ценах 1989 года), в разведанных запасах и в прогнозируемых запасах (экстраполяции запасов известных месторождений) составляют 5,4 миллиона тонн (см. "Uranium: Resources, Production and Demand 1989", Paris, OECD/NEA, 1990, pp. 20, 24, 26, 28, 30). При выдержке в реакторе в 50,7 мегаватт-суток на килограмм (разумная оценка для реакторов 2000 года) для обеспечения электрической мощности в 1 гигаватт в год потребуется 140 тонн природного урана (при степени обогащения ядерного топлива в 5,2 процента и степени обеднения отходов обогащения в 0,225 процента). Кроме того, для начальной загрузки потребуется 685 тонн урана на гигаватт электрической мощности (около пятикратного ежегодного расхода).
  34. Согласно оценке OECD, предполагаемые мировые запасы урана составляют 19,1 - 23,1 миллиона тонн урана, который предположительно может быть выделен при стоимости менее 130 долларов за килограмм (см. "Uranium: Resources, Production and Demand 1989", Paris, OECD/NEA, 1990).
  35. Выход делящегося плутония на гигаватт электрической мощности в год (при загрузке мощностей в 70 процентов) при выдержке топлива в реакторе в 50,7 мегаватт-суток на килограмм со-

- ставляет 0,12 тонны в год (см. "Nuclear Energy and Its Fuel Cycle", Paris, OECD/NEA, 1982, p. 149).
36. "Plutonium Fuel: An Assessment", Paris, OECD/NEA, 1989, Table 12B (для выдержки в топлива реакторе в 43,0 мегаватт-сутки на килограмм).
  37. Потери, связанные с задержками в топливном цикле, здесь не учитываются, см. "Plutonium Fuel: An Assessment", Paris, OECD/NEA, 1989, pp. 125 - 135.
  38. W. Gmelin, "Plutonium Safeguards within the European Community", 1990 Institute for Nuclear Materials Management Proceedings (annual meeting), pp. 8 - 13.
  39. Marvin Miller, "Are IAEA Safeguards on Plutonium Bulk-handling Facilities Effective?", Washington, DC, Nuclear Control Institute, August 1990; Frans Berkhout, William Walker, "Safeguards at Nuclear Bulk Handling Facilities", in J. Poole, ed., "Verification Report 1992", London, VERTIC, 1992.
  40. "Plutonium Fuel: An Assessment", Paris, OECD/NEA, 1989, p. 50. При этом предполагается, что степень использования мощности равна 70 процентам, а коэффициент полезного действия при выработке электроэнергии равен 33 процентам. При выдержке в реакторе, равной 33 мегаватт-сутки на килограмм, требуется 0,28 тонны делящегося плутония в год, а при выдержке в реакторе, равной 53 мегаватт-сутки на килограмм, потребуется 0,24 тонны делящегося плутония в год.
  41. При общей электрической мощности энергетических ядерных реакторов в мире в 330 гигаватт, около 85 процентов этой мощности приходится на водородные реакторы (около 280 гигаватт), см. "Electricity Generated by Nuclear Power 1991", Nuclear Engineering International, May 1992, p. 4.
  42. Для реакторного плутония проблема несколько упрощается, поскольку несколько большая доля запаздывающих нейтронов у плутония-241 частично компенсирует меньшую долю запаздывающих нейтронов у плутония-239.
  43. Darrell F. Newman, Andrew W. Pritchard, "Non-Fertile Fuel for Nuclear Reactors", Invention Report, Battelle Pacific Northwest Laboratories, 19 February 1992; "Plutonium Fuel: An Assessment", Paris, OECD/NEA, 1989, p. 50. Вообще говоря, соотношение изотопов в плутонии может быть несколько улучшено смягчением спектра нейтронов для того, чтобы увеличить соотношение сече-
  - ний захвата и деления в ядерном топливе. Этой цели можно достичь, частично заменив окись урана в ядерном топливе на бериллий. Однако, окись урана-238 в ядерном топливе предназначена не только для воспроизводства плутония; она обеспечивает также мгновенную отрицательную обратную связь в управлении реактором за счет увеличения поглощения нейтронов в уране-238 при повышении температуры, что является важным фактором безопасности. Аналогичного эффекта можно достичь добавлением небольшого количества изотопов, подобных родию-103 (Darrell F. Newman, частное сообщение, июнь 1992 года).
  44. Исходным толчком к разработке реакторов на быстрых нейтронах послужило то обстоятельство, что они способны в принципе обеспечить в 100 раз большее извлечение энергии из килограмма урана по сравнению с обычными реакторами за счет преобразования урана-238, составляющего 99,3 процента природного урана в делящиеся изотопы плутония. Реактор-размножитель должен загружаться плутонием, но может поддерживать себя сам, воспроизводя больше плутония, чем потребляя во время работы. Главная экономическая проблема с реакторами-размножителями заключается в том, что большие капитальные затраты на их строительство не могут быть скомпенсированы низкими ценами на урановое топливо в предсказуемом будущем.
  45. Существующие реакторы на быстрых нейтронах в России и Казахстане работают в основном на высокообогащенном уране, а не на ураново-плутониевом топливе.
  46. Naoaki Usui, "Japan Prepares for Forum on Nuclear Warhead Disposal", Defense News, 2 March 1992, p. 8. Рассматриваемые в Японии цены примерно сравнимы с ценами эксплуатации реактора "Суперфеникс" на быстрых нейтронах - 5,3 миллиарда долларов в период с 1986 по 1992 год, что включает капитальные затраты, стоимость эксплуатации и стоимость ядерного топлива, см. A. MacLachlan, "Prime Minister Orders More Work, Public Inquiry for Superphenix", Nucleonics Week, 2 July 1992, p. 13.
  47. При сроке эксплуатации в 30 лет и учетной ставке на капитал в 4 процента фактор восстановления капитала равен 0,057; так что затраты на восстановление капитала для завода со стои-

- мостью в 4 миллиарда долларов составят 229 миллионов долларов в год. Кроме того, затраты на изготовление двух тонн плутония в год составят примерно 15 миллионов долларов, считая, что стоимость тепловыделяющих элементов со смесью окислов составляет 1 500 долларов (примерно столько же, сколько стоят подобные элементы для водородных реакторов), а содержание плутония в топливе составит 20 процентов.
48. В настоящее время стоимость одного водо-водяного реактора с электрической мощностью в 1 гигаватт в Японии составляет около 2,4 миллиарда долларов (при курсе 125 иен за доллар; Tatsu Suzuki, Massachusetts Institute of Technology, частное сообщение, 20 ноября 1992 года). Это более чем вдвое меньше капитальных затрат на строительство реактора для сжигания плутония. Предполагая, что плутоний поставляется бесплатно, можно считать, что стоимости топлива для реактора на быстрых нейтронах и для водо-водяного реактора будут сравнимы; но в ядерной энергетике капитальные затраты на строительство значительно превышают затраты на изготовление ядерного топлива.
  49. При этом предполагается, что стоимость изготовления тепловыделяющих элементов со смесью окислов для реактора на быстрых нейтронах должна быть примерно сравнима со стоимостью элементов для водо-водяных реакторов, несмотря на то, что содержание плутония в элементах для реакторов на быстрых нейтронах должно быть примерно в четыре раза больше. Если стоимость тепловыделяющих элементов для реакторов на быстрых нейтронах будет существенно больше, то экономические потери при использовании реакторов на быстрых нейтронах будут еще больше.
  50. "Plutonium Fuel: An Assessment", Paris, OECD/NEA, 1989, table 12.
  51. J.A.C. Marples, "The Preparation, Properties, and Disposal of Vitrified High Level Waste from Nuclear Fuel Reprocessing", Glass Technology, vol. 29, No. 6, December 1988, p. 235.
  52. См. ссылку 26.
  53. См. ссылку 26, стр. 32 и частные сообщения Bloorster and John Mandel, Pacific Northwest Laboratories, June 1992.
  54. C.T. Walker, U. Riege, "Compatibility of Actinides with HLW Borosilicate Glass: Solubility and Phase Formation", in "Ceramics in Nuclear Waste Management", T.D. Chikalla and J.E. Mandel, eds., National Technical Information Center, DOE CONF-790420, 1979, pp. 198 - 202.
  55. Е.С. Прокин, О.А. Алексеев, Т.Н. Ананина, Е.Е. Ермолаев, "Поведение диоксида плутония в расплавленном фосфатном стекле", Радиохимия, т. 31, № 1, стр. 140 - 144, январь/февраль 1989 г.; А.С. Никифоров, А.С. Поляков, В.В. Куличенко, Ю. Матюнин, "Проблема локализации трансплутониевых элементов", Радиохимия, т. 32, № 2, март/апрель 1990 г.; В.В. Кушникэв, Ю.И. Матюнин, Н.В. Крылова, "Поведение альфа-радиоактивных радионуклидов в процессе отверждения отходов высокой активности", Атомная энергия, т. 70, № 4, апрель 1991 г., стр. 239 - 243.
  56. Уровень насыщения составляет примерно  $5 \cdot 10^{18}$  альфа-распадов в секунду, см. R.P. Turcotte, "Radiation Effects in High-Level Radioactive Waste Forms", Radioactive Waste Management, vol. 2, December 1981, pp. 169 - 187.
  57. См. ссылку 51.
  58. Удельная теплоемкость стекла с отходами равна примерно 0,7 Дж/г град (см. ссылку 51).
  59. Самая низкая скорость охлаждения, рассматривавшаяся в ссылке 51, соответствовала охлаждению стеклянного блока с 1000 до 70 градусов Цельсия за 80 часов на заводе PAMELA в Бельгии. При значении температуры окружающей среды в 20 градусов Цельсия эти значения соответствуют временной константе экспоненциального охлаждения в 27 часов. В диапазоне температур от 400 до 500 градусов, в котором происходит затвердевание стекла, скорость охлаждения равна  $450/27 = 15$  градусам в час.
  60. Деление одного грамма урана-235 тепловыми нейтронами приводит к образованию 6,17 кюри стронция-90 и цезия-137 (примерно в равных количествах). Деление одного грамма плутония-239 тепловыми нейтронами приводит к образованию 3,34 кюри цезия-137 и 1,04 стронция-90 при общей активности в 4,43 кюри. См. D.F. Rider, "Compilation of Fission Product Yields", Vallecitos Nuclear Center, Pleasanton, CA, General Electric Report No. NEDO-12154-3C, 1981.
  61. US DOE, "Integrated Data Base for 1991", DOE/RW-0006, Rev. 7, October 1991, Tables 2.12, 2.17. Высокоактивные отходы в баках могут находиться в одном из четырех состояний: жидком, илоо-

- бразном, "солевого пирога" и глинообразном. Кроме того, в данные для Хэнфорда включены активности источников стронция-90 и цезия-137 в капсулах, которые также будут включаться в стеклянные блоки для захоронения. Приведенные в цитированных таблицах цифры вдвое превышают наши значения, поскольку в них учитывается активность короткоживущих продуктов распада стронция-90 и цезия-137 (иттрия-90 с периодом полураспада в 2,7 суток и бария-137m с периодом полураспада 2,55 минуты).
62. US General Accounting Office (GAO), "Nuclear Waste: Defense Waste Processing Facility - Cost, Schedule and Technical Issues", Washington, DC, GAO/RCED-92-183, June 1992, chapter 2.
  63. US DOE, "Integrated Data Base for 1991", DOE/RW-0006, Rev. 7, October 1991, Table 2.12; US Congressional Office of Technology Assessment Report, "Long-Lived Legacy: Managing High-Level and Transuranic Waste at the DOE Weapons Complex", Washington, DC, OTA background paper, May 1991.
  64. Для выдержки топлива в реакторе в 33 мегаватт-сутки на килограмм. Около двух третей делений приходится на уран-235 (около 6 кюри цезия-137 и стронция-90 на грамм расщепившегося урана) и около одной трети - на плутоний-239 (около 4 кюри на один грамм).
  65. См. ссылку 62.
  66. На основе данных по 1990 году. 12 тысяч контейнеров были заполнены остекленными отходами жидкого и илообразного состояния, а также остекленным "солевым пирогом"; 2 тысячи контейнеров были заполнены остекленными глинообразными отходами, а еще 2 тысячи - капсулами с изотопами стронция-90 и цезия-137. Объем каждого контейнера равен 625 литрам. Данные приведены на основе частного сообщения Steve Burnham, Department of Energy, Hanford, 27 мая 1992 года. Мы предполагаем, что плотность стекла равна 2,5 г/см<sup>3</sup>.
  67. Thomas Cochran and Robert Norris, "Russian/Soviet Nuclear Warhead Production", Washington, DC, Natural Resources Defense Council, NWD-92-1, 2 April 1992, p. 19.
  68. Данные о количестве радиоактивных отходов в районе Челябинска противоречивы. Цитированные в Thomas Cochran and Robert Norris, "Russian/Soviet Nuclear Warhead Production", Washin-

gton, DC, Natural Resources Defense Council, NWD-92-1, 2 April 1992, p. 41 "Материалы Комиссии исследования экологической ситуации в Челябинской области" оценивают общую активность отходов в 500 мегакюри. В другом отчете ("Выводы экспертов по окружающей среде Государственной экспертной комиссии Госплана СССР и группы экспертов Верховного Совета СССР", Челябинск, издательство "Южный Урал", 1991, стр. 23, 25.) приводится цифра в 976 мегакюри. Эти данные надо уменьшить примерно вдвое, если они включают активность короткоживущих продуктов распада стронция-90 и цезия-137. В докладе экспертов по окружающей среде отмечается также, что примерно 153 мегакюри радиоактивных отходов было выброшено в окружающую среду (в том числе 120 мегакюри - в бассейн отходов в озере Карачай). В этом случае, по-видимому, учитывается только активность цезия-137 и стронция-90.

До 1978 года на комбинате "Маяк" перерабатывалось ядерное топливо с шести реакторов комплекса (пяти реакторов военного назначения с графитовым замедлителем и одного реактора с тяжеловодным замедлителем). На этих реакторах (которые в настоящее время уже остановлены) до 1978 года было произведено деление около 30 тонн урана-235 (Thomas Cochran and Robert Norris, "Russian/Soviet Nuclear Warhead Production", Washington, DC, Natural Resources Defense Council, NWD-92-1, 2 April 1992, pp. 72 - 73). Это должно было сопровождаться образованием около 180 мегакюри стронция-90 и цезия-137, активность которых в 1992 году должна была уменьшиться примерно до 100 мегакюри. В 1978 году завод был переведен на переработку ядерного топлива с невоенных реакторов и с тех пор на нем было выделено около 30 тонн плутония (частное сообщение Евгения Микерина, июнь 1992 года). Если предположить, что выдержка этого топлива в реакторе составляла 20 - 30 гигаватт-суток на тонну, то образование такого количества плутония должно было произойти в результате деления 58 - 64 тонн урана-235 и образования примерно 480 мегакюри цезия-137 и стронция-90, которые к 1992 году должны были превратиться в 400 мегакюри. В этом случае общее количество высокоактивных отходов в Челябинске-40 должно составлять 490

- 560 мегакюри в цезии-137 и стронции-90. Вычитая из них 153 мегакюри, находящиеся в окружающей среде, и 45 мегакюри, уже переведенных в стеклообразное состояние, можно получить оценку жидких высокоактивных отходов в баках - от 295 до 360 мегакюри.
69. Частное сообщение официального представителя Министерства атомной энергии России, июнь 1992 года.
70. При выдержке топлива в 33 мегаватт-сутках на килограмм и расходе в один грамм расщепляющегося вещества на мегаватт-сутки 250 тонн отработанного топлива будут образовываться при делении 8,25 тонны расщепляющегося материала. Около двух третей делений придется на уран-235 (около 6,17 кюри цезия-137 и стронция-90 на грамм расщепившегося урана) и около одной трети - на плутоний-239 (около 4,43 кюри на один грамм). Общее количество продуктов деления будет равно 46 мегакюри.
71. Евгений Микерин, частное сообщение, июнь 1992 года.
72. Первое поколение английских энергетических реакторов было создано на базе реакторов для производства плутония с графитовым замедлителем, охлаждавшихся углекислым газом. В этих реакторах использовались блоки из металлического урана, покрытые слоем окиси магния, откуда и произошло название "Magnox".
73. Данные до 1984 года можно найти в работе Frank von Hippel, David H. Albright, Barbara G. Levi, "Quantities of Fissile Materials in US and Soviet Nuclear Arsenals", Princeton University, Center for Energy and Environmental Studies Report No. 168, July 1986, Table 5 - 11. В 1984 - 1992 годах было переработано 7 600 тонн ядерного топлива "Magnox" со средней выдержкой в 4,4 гигаватт-сутках на тонну (D. Albright, F. Berkhout, W. Walker, "World Inventory of Plutonium and Highly-Enriched Uranium", Oxford, Oxford University Press, 1993).
74. В работе J.A.C. Marples, "The Preparation, Properties, and Disposal of Vitrified High Level Waste from Nuclear Fuel Reprocessing", Glass Technology, vol. 29, No. 6, December 1988 отмечалось, что эта величина составляет около одного кюри на грамм с учетом активности дочерних ядер. В заметке Nuclear News, April 1991, p. 71, отмечается, что активность 400 килограммов стекла составляет 0,3 мегакюри. Мы предполагаем, что обе эти величины включают активность короткоживущих продуктов распада иттрия-90 и бария-137m, и что для получения активности в стронции-90 и цезии-137 их надо уменьшить в два раза (см. ссылку 61).
75. Nuclear News, April 1991, p. 71.
76. D. Albright, F. Berkhout, W. Walker, "World Inventory of Plutonium and Highly-Enriched Uranium", Oxford, Oxford University Press, 1993.
77. Данные до 1984 года можно найти в работе Frank von Hippel, David H. Albright, Barbara G. Levi, "Quantities of Fissile Materials in US and Soviet Nuclear Arsenals", Princeton University, Center for Energy and Environmental Studies Report No. 168, July 1986, Table 5 - 13. Данные по следующему периоду приведены в работах H. Hirsch, M. Schneider, "Wackersdorf ist Tot - Es Lebe La Hague", in Rest-Risiko, No. 6, Hamburg, Greenpeace, April 1991; D. Albright, F. Berkhout, W. Walker, "World Inventory of Plutonium and Highly-Enriched Uranium", Oxford, Oxford University Press, 1993, Table 6.6.
78. D. Albright, F. Berkhout, W. Walker, "World Inventory of Plutonium and Highly-Enriched Uranium", Oxford, Oxford University Press, 1993.
79. Charles Forsberg, Oak Ridge National Laboratory, частное сообщение, июнь 1992 года.
80. C.H. Bloomster, et. al., "Options and Regulatory Issues Related to Disposition of Fissile Materials from Arms Reductions", Richmond, WA, Pacific Northwest Laboratory, PNL-SA-18728, 1990, p. 35, based on US Nuclear Regulatory Commission, "Final Generic Environmental Statement on the Use of Recycle Plutonium in Mixed-Oxide Fuel in Light Water Cooled Reactors (GESMO)", NUREG-0002, IV-1-8, August 1976. В этой работе приводятся следующие значения стоимостей: 7 миллионов долларов для превращения в окислы и 8 миллионов долларов для остекловывания.
81. При сроке работы установки в 30 лет и учетной ставке на капитал в 4 процента ежегодные капитальные затраты будут равны 6 миллионам долларов. Дополнительные расходы на эксплуатацию оцениваются в 24 миллиона долларов в год. Общие дополнительные затраты на утилизацию плутония составят 30 миллионов долларов в год (John Plodinek, Senior Technology Advisor, Savannah River Technology, частное сообщение,

- декабрь 1992 года).
82. В работе С.Н. Bloomster et al. (см. ссылку 80) стоимость отверждения отходов оценивается в 130 тысяч долларов на тонну стекла. В работе E.R. Johnson (см. ссылку 28) стоимость одной тонны стекла оценивается в 170 тысяч долларов, а стоимость утилизации одной тонны плутония - в 34 миллиона долларов (при концентрации плутония в стекле, равной 0,5 процента).
  83. И.Ф. Андрушин, Ю.А. Трутнев, А.К. Чернышев, "Проблемы, связанные с разработкой технологии ядерных взрывов для ликвидации токсических отходов", доклад, представленный на Fourth International Workshop on Nuclear Warhead Elimination, Washington, DC, 26 - 27 February 1992, стр. 31.
  84. Проведенное в США исследование аналогичного подхода к уничтожению химического оружия показало, что при осуществлении программы из большого количества взрывов и гидравлического бурения скважин следует ожидать большой экономии средств - по 6 миллионов долларов на каждый из 36 ядерных взрывов мощностью по 100 килотонн. См. "The Feasibility of Chemical Munitions Disposal Using Nuclear Explosions", Defense Nuclear Agency, Alexandria, VA, 19822, p. 81.
  85. Для ядерного взрыва мощностью в 100 килотонн потребуется деление около 6 килограммов расщепляющегося материала (если не используется термоядерный заряд). При делении одного грамма урана-235 быстрыми нейтронами образуется 6,03 кюри стронция-90 и цезия-137, а при делении одного грамма плутония-239 - 4,28 кюри. См. D.F. Rider, "Compilation of Fission Product Yields", Vallecitos Nuclear Center, Pleasanton, CA, General Electric Report No. NEDO-12154-3C, 1981.
  86. Theodore B. Taylor, presentation at the Fourth International Workshop on Nuclear Warhead Elimination, Washington, DC, 26 - 27 February 1992.
  87. A.G. Groff, G.E. Michaels, "An Overview of Partitioning Transmutation", proceedings of the American Nuclear Society Conference, LMR [Liquid Metal Reactors]: A Decade of LMR Progress and Promise", Washington, DC, 11 - 15 November 1990; "Trying Transmutation", Scientific American, May 1992, pp. 36 - 37.
  88. В одной из схем, предложенных Лос-Аламосской национальной лабораторией, выбиваемые нейтроны термализуются в замедлителе из тяжелой воды и формируют интенсивное нейтронное поле, которое направляется на слегка подкритическую жидкую мишень, содержащую взвешенные в тяжелой воде шарики из окиси плутония (Edward Arthur, Los Alamos National Laboratory, private communication, June 1992). Если физические процессы образования нейтронов под действием мощных пучков частиц высокой энергии вполне понятны, то технические проблемы, связанные с созданием практического устройства, остаются весьма серьезными.
  89. T. Inoue, M. Sakata, H. Miyashiro, T. Matsumura, A. Sasahara, N. Yoshiki, "Development of Partitioning and Transmutation Technology of Long-Lived Nuclides", Nuclear Technology, v. 93, February 1991, pp. 206 - 219.
  90. "Impacts of New Developments in Partitioning and Transmutation on the Disposal of High-Level Nuclear Wastes in a Mined Geological Repository", Lawrence Livermore National Laboratory, mimeo, Lawrence D. Ramspott, et al. (LLNL), Thomas Cotton, John Burns (JK Research Associates), Amy McCabe, William Colglazier (University of Tennessee), William W.-L. Lee (Lawrence Berkeley Laboratory), February 1992.
  91. J.K. Bates, J.P. Bradley, A. Teetsov, C.R. Bradley, M. Buchholz ten Brink, "Colloid Formation During Waste Form Reactions: Implications for Nuclear Waste Disposal", Science, v. 256, 1 May 1992, pp. 649 - 651.
  92. H. Shaw, "Is Borosilicate Glass a Better Waste Form than Spent LWR Fuel", Lawrence Livermore National Laboratory.
  93. Все приведенные здесь данные взяты из работы D. Albright, F. Berkhout, W. Walker, "World Inventory of Plutonium and Highly-Enriched Uranium", Oxford, Oxford University Press, 1993, chapters 5 - 7.
  94. Подобная оценка проведена в главе 12 работы D. Albright, F. Berkhout, W. Walker, "World Inventory of Plutonium and Highly-Enriched Uranium", Oxford, Oxford University Press, 1993.
  95. При этом предполагается, что планировавшиеся в Японии установки Demonstration Fast-Breeder Reactor и Demonstration Advanced Thermal Reactor построены не будут.
  96. Эти оценки сделаны в предположении, что ежегодная загрузка тепловыделяющих элементов со смесью окислов урана и плутония составит 96 тонн в год во

- Франции, 108 тонн в год в Германии и 72 тонны в год в Японии. Кроме того, мы предполагаем, что во всех случаях в качестве матрицы будет использоваться обедненный уран, и что плутоний будет выделяться из ядерного топлива с выдержкой 33 гигавайт-суток на тонну и храниться в течение десяти лет. Поэтому полная величина обогащения элементов плутонием будет равна 5,6 процента. См. M. Rome, et al, 1990, Table A4, note a.
97. Мы предполагаем, что степень обогащения ураном-235 в извлеченном уране составляет 0,92 процента, что соответствует работе разделения в 0,2 SWU при содержании урана-235 в отходах, равном 0,3 процента. При этом для производства одного килограмма обогащенного урана потребуется 1,5 килограмма природного урана. Выражение для эквивалентной стоимости выделенного продукта будет равно  $U_{rec} = 1,5 \cdot U_{nat} + 0,2 \text{ SWU}$ . В настоящее время стоимость природного урана  $U_{nat}$  равна 40 долларам за килограмм, а стоимость единицы работы разделения SWU равна 100 долларам. Эквивалентная стоимость килограмма выделенного урана в этом случае будет равна 80 долларам за килограмм. Однако, при оценке следует учесть эффект нейтронного отравления ураном-236 и повышение стоимости производства из-за повышенной активности выделенного урана в гамма-лучах. Это снижает эквивалентную стоимость примерно на 30 процентов. См. "Plutonium Fuel: An Assessment", Paris, OECD/NEA, 1989, Annex H, section 2, pp. 124 - 131.
98. Фиксированная стоимость слабообогащенного урана складывается из суммы стоимости преобразования природного урана в  $UF_6$  (7 долларов за килограмм урана) и изготовления тепло-выделяющих элементов (200 долларов за килограмм урана при слабом обогащении), см. "Plutonium Fuel: An Assessment", Paris, OECD/NEA, 1989, p. 69. Стоимость обогащения и природного урана трактуются как переменные значения. Степень обогащения предполагалась равной 3,7 процента. Это соответствует работе обогащения в 4,71 единицы SWU и затрате 8,3 килограмма природного урана на один килограмм слабообогащенного урана при содержании урана-235 в отходах в 0,3 процента. Принятые значения оптимальны для текущих цен на природный уран и обогащение.
99. В 1990 году средняя цена на природный уран для американских атомных электростанций составляла 34,50 доллара. См. "Domestic Uranium Mining and Milling Industry 1990", US DOE Energy Information Administration, Washington, DC, 1991, Appendix E, Table E10.
100. В середине октября 1992 года в США средняя стоимость единицы работы обогащения SWU по прямым контрактам составляла 65 - 70 долларов, а по длительным контрактам с Министерством энергетики США - 125 долларов. Мы предполагали, что средняя стоимость для американских атомных электростанций составляла 100 долларов за единицу работы разделения. См. "Current Uranium Pricing Indicators", Nuclear Fuel, 12 October 1992, p. 2; Nukem Market Report, August 1992, p. 32.
101. Мы предполагали, что коэффициент полезного действия при производстве электроэнергии составлял 33 процента, и что выдержка топлива в реакторе равнялась 33 мегаватт-суток на килограмм. При этом из килограмма ядерного топлива производилось 340 мегаватт-часов электроэнергии. Один миль равен одной тысячной доллара.
102. Ценообразование на тепло-выделяющие элементы со смесями окислов урана и плутония еще не достигло стадии действия конкуренции, потому что большинство из действующих заводов представляют собой увеличенные экспериментальные установки. Типичный уровень цен составляет от 1300 до 1600 долларов за килограмм. Минимальная цена предлагается фирмой Siemens за элементы, изотавливаемые на ее новом заводе в Ханану. См. M. Hibbs, "German Utilities Bracing for MOX Fuel Cost Increases", Nuclear Fuel, 6 January 1992.
103. Nuclear Fuel, 14 September 1992, p. 3.
104. Peter Schmiedel, Siemens, presentation to the International Workshop on the Disposal of Plutonium, Bonn, 16 June 1992.
105. M. Hibbs, Nuclear Fuel, 6 January 1992.
106. Или 4,2 процента делящегося плутония на килограмм, см. "Plutonium Fuel: An Assessment", Paris, OECD/NEA, 1989, p. 50.

107. Horst Scholze, "Glass: Nature, Structure, and Properties", New York, Springer-Verlag, 1991; A.J.G. Ellison, A.Navrotsky, "Thermochemistry and Structure of Model Waste Glass Compositions", in Proceedings of the Radwaste Symposium, Materials Research Society, Pittsburgh, 1989.
108. W. Lutze, R.C. Ewing, eds., "Radioactive Waste Forms for the Future", Amsterdam, North Holland, 1988.
109. H.D. Schreiber, et al., "The Chemistry of Uranium in Borosilicate Glasses, Part 2. Base Composition Containing Titanium Relevant to Immobilization of Nuclear Waste", Phys. Chem. Glasses, v. 23, 1982, pp. 147 - 153.
110. J.E. Engell, G. Roed, "Metastable Liquid Immiscibility in Nuclear Waste Glasses", in "Scientific Basis for Nuclear Waste Management", vol. 6, S.V. Topp, ed., New York, Elsevier, 1982, p. 609.
111. E. Bruce Watson, Zircon Saturation in Felsic Liquids: Experimental Results and Applications to Trace Elements Geochemistry", Contrib. Mineral. Petrol., v. 70, 1979, p. 407.