

Доклад объединения Bellona. 2012

Ядерные делящиеся материалы



BELLONA

Доклад объединения Bellona. 2012

Ядерные делящиеся материалы

(практика обращения, обзор технологий,
проблемы и перспективы)

Авторы:

Александр Никитин, д.т.н., профессор Владимир Кузнецов,
Андрей Золотков, к.т.н. Валерий Меньщиков, к.х.н. Алексей Щукин

BELLONA

Второе издание доклада подготовлено при поддержке АНО «Центр поддержки территориального развития атомной отрасли» и Министерства иностранных дел Норвегии

Издатель: Экологическое объединение «Беллона»
www.bellona.ru

Россия: ЭПЦ «Беллона»
191015, Санкт-Петербург
Россия: «Беллона-Мурманск»
183038, Мурманск
Норвегия: Bellona-Foundation
N-0505 Oslo
Перепечатки разрешаются со ссылкой на источник
(источник: Bellona)

Ответственный редактор: А. Никитин
Корректура: Е. Веревкина
Дизайн и верстка: А. Солохина

Содержание

Предисловие	5
Список сокращений.....	6
Раздел 1. Уран	7
Раздел 2. Урановое оксидное ядерное топливо	20
Раздел 3. МОКС-топливо	32
Раздел 4. Оружейные делящиеся материалы	44
Раздел 5. Отработавшее ядерное топливо	54
Раздел 6. Торий	71
Раздел 7. Безопасность и окружающая среда при обращении с ядерными делящимися материалами	75
Заключение.....	84
Термины, определения и справочные данные	88
Приложения	95
Литература	109

Об авторах:

Александр Никитин – эксперт международного экологического объединения «Беллона», автор и соавтор статей, докладов и книг по вопросам использования атомной энергии, лауреат многих международных премий в области экологии и прав человека

Владимир Кузнецов – доктор технических наук, профессор, академик Академии промышленной экологии и Российской академии естественных наук, член общественного совета Госкорпорации «Росатом»

Валерий Меньщиков – кандидат технических наук, автор более 80 научных и аналитических публикаций, член общественного совета Госкорпорации «Росатом»

Андрей Золотков – эксперт международного экологического объединения «Беллона», инженер-радиохимик, автор и соавтор статей, докладов и книг по вопросам использования атомной энергии

Алексей Щукин – кандидат химических наук, эксперт международного экологического объединения «Беллона», автор и соавтор статей, докладов и книг по вопросам использования атомной энергии

Предисловие

В конце 2011 года эксперты «Беллоны» подготовили и опубликовали первое издание доклада «Ядерные делящиеся материалы». Работа вызвала интерес среди общественности и специалистов, от которых «Беллона» получила отзывы и предложения, касающиеся дополнений и изменений в докладе.

Представляем второе, дополненное новыми сведениями издание доклада «Ядерные делящиеся материалы». По сравнению с предыдущим докладом дополнен разделом «Торий», также значительно расширен раздел «Безопасность и окружающая среда при обращении с ядерными делящимися материалами». В то же время, по решению авторов, раздел по экономике вынесен в отдельную публикацию.

В настоящем докладе – семь разделов, в которых структурирована информация об уране, урановом оксидном и уран-плутониевом топливе, отработавшем ядерном топливе, оружейном плутонии, высокообогащенном уране и тории. Каждый раздел содержит краткие сведения о технологиях и источниках получения (образования) ядерных материалов, их химических, физических и других свойствах. Кроме того, в разделы включена информация об обра-

щении (использовании, хранении, транспортировке, утилизации и т. д.) с ядерными делящимися материалами.

Также представлена информация об основных компаниях и предприятиях, занимающихся добычей и обогащением урана, фабрикацией различных видов топлива, переработкой отработавшего ядерного топлива и обращением с накопленным плутонием и высокообогащенным ураном. Помимо этого, в докладе рассмотрены вопросы международной практики обращения с ядерными делящимися материалами, политики основных ядерных стран в этой области.

Мы надеемся, что информация, представленная в докладе, даст возможность общественности более детально узнать о накопленных в мире расщепляющихся ядерных материалах, различной практике обращения с ними, а также о политике различных стран (включая Россию) в этой области. Важно, чтобы собранная в докладе информация могла быть использована для формирования оценок, предложений и сигналов для политических и общественных инициатив по проблемам обращения с ядерными делящимися материалами.

Список сокращений

АНК	– Атомный надводный корабль
АПЛ	– Атомная подводная лодка
АЭС	– Атомная электростанция
БР	– Реактор на быстрых нейтронах
ВАО	– Высокоактивные отходы
ВВЭР	– Водо-водянной энергетический реактор
ВОУ	– Высокообогащенный уран
ГФУ	– Гексафторид урана
ЕРР (SWU)	– Единица работы разделения
ЖМТ	– Жидкометаллический теплоноситель
ЖРО	– Жидкие радиоактивные отходы
ЗАТО	– Закрытое административно-территориальное образование
МАГАТЭ	– Международное агентство по атомной энергии
МОУ	– Малообогащенный уран
МОКС-топливо (МОХ)	– Ядерное топливо, состоящее из смеси диоксидов урана и плутония
МЦОУ	– Международный центр по обогащению урана
НИОКР	– Научно-исследовательские, опытно-конструкторские и технологические работы
НОУ	– Низкообогащенный уран
ОГФУ	– Отвальный гексафторид урана
ОДМ	– Оружейные делящиеся материалы
ОДЦ	– Опытно-демонстрационный центр
ОИАЭ	– Объекты использования атомной энергии
ОТВС	– Отработавшая (облученная) тепловыделяющая сборка
ОЯТ	– Отработавшее ядерное топливо
ПДК	– Предельно допустимая концентрация
РАО	– Радиоактивные отходы
РБГ	– Радиоактивные благородные газы
РБМК	– Реактор большой мощности канальный
РВ	– Радиоактивные вещества
РТН	– Реактор на тепловых нейтронах
САО	– Среднеактивные отходы
СПВ	– Скважинное подземное выщелачивание
СЦР	– Самоподдерживающаяся цепная реакция деления
ТВС	– Тепловыделяющая сборка
ТВЭЛ	– Тепловыделяющий элемент
ТМ	– Тяжелый металл
ТУК	– Транспортный упаковочный комплект
ХДМ	– Хранилище делящихся материалов
ЯДМ	– Ядерные делящиеся материалы
ЯТ	– Ядерное топливо
ЯТЦ	– Ядерный топливный цикл
ЯЭУ	– Ядерная энергетическая установка

Аббревиатуры иностранных названий и обозначений

AGR	– Улучшенный реактор с газовым охлаждением
APWR	– Улучшенный реактор с водой под давлением
BWR	– Кипящий водо-водянной реактор
DOE	– Department of Energy, министерство энергетики США
GCR	– Газоохлаждаемый реактор
INF	– Irradiated Nuclear Fuel – международный сертификат
LWGR	– Легководный реактор с графитовым замедлителем
LWR	– Легководный реактор
NDA	– Управление по выводу из эксплуатации ядерных объектов, Великобритания
PHWR	– Тяжеловодный реактор
PWR	– Водо-водянной реактор под давлением

Раздел 1. УРАН

Уран является основным сырьем для получения и производства ядерных делящихся материалов. Он состоит из смеси трех радиоактивных изотопов:

- U-238, изотопная распространенность 99,274%, период полураспада $4,468 \times 10^9$ лет;
- U-235, изотопная распространенность 0,72%, период полураспада $7,04 \times 10^8$ лет;
- U-234, изотопная распространенность 0,005%, период полураспада $2,455 \times 10^5$ лет.

Уран испускает альфа-, бета- и гамма-излучения. Удельная активность изотопа U-235 в природном уране в 21 раз меньше активности U-238. Изотоп U-234 является не первичным, а радиогенным. Он входит в состав радиоактивного ряда изотопа U-238 и образуется за счет его распада. Радиоактивность природного урана обусловлена в основном изотопами U-238 и U-234, в равновесии их удельные активности равны. Удельная радиоактивность природного урана – $0,67 \text{ мКи/г}$ ($2,5 \times 10^4 \text{ Бк/г}$), разделяется практически пополам между U-234 и U-238.

В чистом виде уран очень тяжелый серебристо-белый, слегка глянцевый металл. Он немного мягче стали, ковкий, гибкий, обладает небольшими парамагнитными свойствами. Химически уран очень активен. Он быстро окисляется на воздухе, покрываясь при этом радужной пленкой оксида. Вода способна разлагать металл – медленно при низкой температуре (около 100°C) и быстро при высокой. При сильном встряхивании металлические частицы урана начинают светиться.

1.1. Уран в природе

В природе уран содержится в основном в урановых рудах, хотя 11% урана добывается как побочный продукт при разработке других видов полезных ископаемых.

Общий кларк (содержание в процентах) урана в земной коре составляет примерно $2,5 \times 10^{-4}\%$. Он входит в состав всех пород, слагающих земную кору, а также присутствует в природных водах и живых организмах. Наименьшая концентрация урана содержится в ультраосновных породах, максимальная – в осадочных породах (фосфоритах и углистых сланцах).

Установлено, что в ходе геологической истории содержание урана в земной коре, за счет естественного радиоактивного распада, постепенно уменьшается.

1.1.1. Урановые руды

Известно 14 геологических типов урановых руд и более 100 урановых минералов, однако промышленное значение имеют только 12 минералов. Главные минералы урановых руд – урановая смолка, уранит и карнотит.

Природная урановая руда (со средней концентрацией 3 г/т) – одна из наиболее часто встречающихся руд на земле. Однако, с точки зрения экономической целесообразности, разрабатывать месторождения урановых руд имеет смысл только там, где концентрация урана в руде равна, по крайней мере, 700 г/т (0,07%), хотя в некоторых странах Южной Африки извлекают уран из руд, содержащих всего 0,01% урана.

Большая концентрация урана в руде встречается очень редко – например, на реке МакАртур (Саскачеван, Канада) в месторождении под землей добывается руда с содержанием урана 17,96%. Однако концентрация урана в местах крупных месторождений обычно не превышает 1%.

На экономику добычи урана существенное влияние оказывают геологическое расположение, размеры залежей, условия доступа, стоимость рабочей силы и мно-

гие другие факторы. При классификации запасов и ресурсов урана, принятой Международным агентством по атомной энергии (МАГАТЭ), используется показатель рентабельности их отработки при существующих способах добычи. Он учитывает прямые затраты на добычу, транспортировку и получение уранового концентрата (U_3O_8), а также затраты, связанные с проведением геологоразведочных работ для продления деятельности добывающего предприятия, с обеспечением экологической безопасности в период отработки месторождения и после ее завершения, капитальные затраты на строительство новых производственных мощностей (где это необходимо), неамortизационные и другие расходы.

Выделяют три стоимостных категории урановых руд в зависимости от себестоимости добычи 1 кг урана: < 40 долл/кг; < 80 долл/кг; < 130 долл/кг. В каждый определенный период на рентабельность, кроме вышеперечисленных показателей, оказывают влияние рынок и ценовая политика. В настоящее время рентабельной является отработка руд с себестоимостью добычи урана не более 80 долл/кг.

Таблица 1.1. Подтвержденные извлекаемые запасы урана (по состоянию на 2009 г.)

№	Страна	Количество урана, тонн	Запасы (%)
1	Австралия	1 673 000	31
2	Казахстан	651 000	12
3	Канада	485 000	9
4	Россия	480 000	9
5	ЮАР	295 000	5
6	Намибия	284 000	5
7	Бразилия	279 000	5
8	Нигер	272 000	5
9	США	207 000	4
10	Китай	171 000	3
11	Иордания	112 000	2
12	Узбекистан	111 000	2
13	Украина	105 000	2
14	Индия	80 000	1,5
15	Монголия	49 000	1
Другие страны		150 000	3
Мировые запасы		5 404 000	

1.1.2. Запасы урановых руд

Мировые разведанные запасы урана, которые могут быть извлечены с затратами не более 130 долл/кг урана, по данным на 2009 год, составляют около 5,4 млн тонн. Примерно 96,5% их сосредоточено в 15 странах мира (табл. 1.1).

Кроме этого, по оценкам экспертов, насчитывается 0,9 млн тонн установленных запасов урана, извлекаемых с затратами от 130 до 260 долл/кг урана. Совокупный объем неразведанных ресурсов (прогнозируемых и предположительных запасов), по данным МАГАТЭ, составляет 10,4 млн тонн урана. Из них 6,5 млн тонн урана – с затратами на извлечение не более 130 долл/кг урана и 0,37 млн тонн урана – с затратами от 130 до 260 долл/кг урана. На остальные 3,6 млн тонн урана издержки не определены. Исходя из оценки темпов потребления урана ресурсов объемом 5,4 млн тонн урана с затратами не более 130 долл/кг урана хватит примерно на 90 лет.

В России основные промышленные запасы урана сосредоточены на четырех территориях:

Забайкальский край:

- Приаргунское месторождение (ОАО «ППГХО», Краснокаменск) – 113,1 тыс. тонн
- Оловское месторождение (ЗАО «ОГХК», Чита) – 13,5 тыс. тонн
- Горно-Березовское месторождение (ЗАО «Горное», Чита) – 4,6 тыс. тонн

Курганская область:

- Далматовское и Хохловское месторождения (ЗАО «Далур», село Уксянское) – 18 тыс. тонн

Республика Бурятия:

- Хиагдинское урановое месторождение (ОАО «Хиагда», пос. Багдарин) – 47 тыс. тонн

Республика Якутия:

- Лунное месторождение (ЗАО «Лунное», Алдан) – 0,4 тыс. тонн
- Эльконское месторождение (ЗАО «Эльконский ГМК», Томмот) – 319,2 тыс. тонн

По оптимистическим оценкам 2005 года, разведанные российские запасы урана составляют 515,8 тыс. тонн, а оптимистические прогнозные ресурсы – 830 тыс. тонн. Однако для того чтобы получить реальную картину о перспективности этих ресурсов, необходимо оценить их по стоимостным категориям.

1.2. Добыча урана

Показатели запасов урана еще не отражают реальной картины с добычей этого сырья. Мировая добыча урана в 2011 году составила 53 654 тонны.

1.2.1. Уранодобывающие страны

На долю восьми ведущих стран, добывающих на своей территории более 1 тыс. тонн урана в год, приходится около 92% мировой добычи урана. Казахстан, Канада и Австралия добывают около 64% мирового урана. Доля Казахстана в 2011 году составила 36,2% от общемирового производства (табл. 1.2).

Мировое производство урана в 2011 году по сравнению с 2010 годом несколько снизилось и составило 53 495 тонн (49 219 – в восьми основных уранодобывающих странах и 4276 – во всех остальных странах мира). Рост добычи урана в Казахстане практически полностью компенсировал существенное падение добычи в Намибии, Канаде, Австралии и в ряде других уранодобывающих стран (табл. 1.2). Падение производства урана в Австралии и Намибии связано со снижением качества руд на рудниках Рейнджер (Австралия) и Россинг (Намибия), а также с рядом аварий, вызванных техническими и природными факторами, которые произошли на австралийских рудниках в 2010 и 2011 годах. Кроме того, на руд-

Таблица 1.2. Производство урана из руды, добываемой на территориях основных уранодобывающих стран мира (тонн U), с 2004 по 2011 г.

Страна	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011
Казахстан	3719	4357	5279	6637	8521	14 020	17 803	19 452
Канада	11 597	11 628	9862	9476	9000	10 173	9783	9145
Австралия	8982	9516	7593	8611	8430	7982	5900	5983
Нигер	3282	3093	3434	3153	3032	3243	4198	4351
Намибия	3038	3147	3067	2879	4366	4626	4496	3258
Россия	3200	3431	3262	3413	3521	3564	3562	2993
Узбекистан	2016	2300	2260	2320	2338	2429	2400	2500
США	878	1039	1672	1654	1430	1453	1660	1537
Украина	800	800	800	846	800	840	850	890
Китай	750	750	750	712	769	750	827	885
Малави						104	670	846
Южная Африка	755	674	534	539	655	563	583	582
Индия	230	230	177	270	271	290	400	400
Бразилия	300	110	190	299	330	345	148	265
Чехия	412	408	359	306	263	258	254	229
Румыния	90	90	90	77	77	75	77	77
Германия	77	94	65	41	0	0	0	52
Пакистан	45	45	45	45	45	50	45	45
Франция	7	7	5	4	5	8	7	6
Всего:	40 178	41 719	39 444	41 282	43 853	50 773	53 663	53 495
Тонн U₃O₈	47 382	49 199	46 516	48 683	51 716	59 875	63 285	63 085
Спрос на U₃O₈		75 690	74 681	76 067	76 052	76 762	81 134	74 217
Доля от мирового спроса	Нет данных	65%	63%	64%	68%	78%	78%	85%

нике Россинг в июле и сентябре 2011 года прошли забастовки рабочих, что привело к длительной остановке предприятия. Несмотря на это Намибия все еще планирует перестроить свою уранодобывающую отрасль и удвоить добычу урана за счет новых урановых месторождений на Намиблаасе.

На мировом рынке добычи урана появились новые страны – например, Республика Малави, которая в 2011 году начала добывать более 840 тонн, став мировым лидером по наращиванию добычи, доляния по объемам такие страны, как Китай и Украина. В 2011 году спрос на U_3O_8 упал ниже уровня спроса последних шести лет (табл. 1.2). Скорее всего, причиной этому стала нестабильность в мировой атомной энергетике после аварии на Фукусиме. Несмотря на падение спроса производство урана, добываемого в 2011 году на рудниках, лишь на 85% покрывало потребности атомной промышленности. Остальная часть покрывалась за счет урановых запасов и МОКС-топлива.

1.2.2. Международные уранодобывающие компании

Суммарная доля крупнейших уранодобывающих компаний (с производством более 1 тыс. тонн) составила почти 88% от мирового производства в 2011 году – 47,2 тыс. тонн. Группа крупнейших уранодобывающих компаний с производством более 1 тыс. тонн в 2010 году увеличилась до 11 компаний за счет китайской корпорации

Таблица 1.3. Добыча урана основными международными компаниями в 2011 г.

№	Компания	Количество урана (тонн)	%
1	Kazatomprom	8884	17
2	Areva	8790	16
3	Cameco	8630	16
4	ARMZ – Uranium One Inc.	7088	13
5	Rio Tinto	4061	8
6	BHP Billiton	3353	6
7	Navoi	2500	5
8	Paladin Energy	2282	4
	Другие	7906	15
Итого:		53 494	100

China National Nuclear Corporation (CNNC). Довести в 2012 году производство закисиокиси урана до 1 тыс. тонн в год, за счет освоения Новоконстантиновского рудника, планирует уранодобывающее предприятие Украины «Восточный горно-обогатительный комбинат» (ГК «Восточный ГОК»).

По данным Росатома, первое место среди крупнейших уранодобывающих компаний сохранила Национальная атомная компания «Казатомпром» (АО «НАК «Казатомпром»), производство которой в 2011 году составило 11 079 тонн урана, или 20,6% от суммарного количества, второе место заняла компания Cameco, на третье место вышел альянс АРМЗ и Uranium One Inc. Эти данные несколько отличаются от статистики, приведенной World Nuclear Association (WNA) (табл. 1.3), но в целом данные Росатома и других источников, касающиеся добычи урана основными уранодобывающими компаниями, по основным показателям соизмеримы.

1.2.3. Добыча урана российскими компаниями

Головной российской компанией, ведущей добычу урана, является уранодобывающий холдинг ОАО «Атомредметзолото» (АРМЗ), созданный в 1991 году. Кроме холдинга АРМЗ акциями уранодобывающих компаний владеют несколько российских банков и компаний, например «Газпромбанк», «Северсталь» и др.

Холдинг АРМЗ является дочерней компанией ОАО «Атомэнергопром». ОАО «Атомэнергопром» – это интегрированная компания, консолидирующая все гражданские активы ГК «Росатом», которой сегодня принадлежит 79,98% акций холдинга АРМЗ.

В 2007-2008 годах в собственность холдинга АРМЗ были переданы практически все российские уранодобывающие активы, а также совместные предприятия по разведке и добыче урана в Казахстане. ОАО «Атомредметзолото» также получены лицензии на право пользования недрами резервных урановых месторождений.

Кроме этого, АРМЗ активно скупает зарубежные активы, создавая совместные предприятия с Казахстаном, Монголией («Центрально-азиатская урановая компания», ЦАУК), Намибией (SWA Uranium Mines) и другими уранодобывающими странами.

В 2009 году холдинг АРМЗ приобрел голландскую компанию Effective Energy N.V., владеющую акциями казахстанских урановых месторождений Карагатай (50%) и Акбастау (25%).

В декабре 2010 года была завершена сделка по покупке контрольного пакета акций (51,4%) канадской уранодобывающей компании Uranium One Inc., которая владеет долями пяти уранодобывающих предприятий в Казахстане (АО «СП «Заречное», АО «СП «Акбастау», ТОО «Карагатай», ТОО «СП «Бетпак Дала» и ТОО «Кызылкум») и развивает проекты по добыче урана в США (штаты Вайоминг, Аризона и Юта) и в Австралии (проект «Honeymoon»).

В июне 2011 года Росатом завершил сделку по приобретению 100% акций австралийской компании Mantra Resources Ltd., ведущей добычу урана в Танзании. В итоге на начало 2012 года холдинг АРМЗ имеет в своем составе долю следующих уранодобывающих активов предприятий и компаний (табл. 1.4).

На территории России в 2011 году холдинг АРМЗ добывал уран на трех ключевых месторождениях:

- Приаргунское (ОАО «ППГХО», Красноярск, Забайкальский край),
- Далматовское (ЗАО «Далур», село Уксянское, Курганская обл.),
- Хиагдинское (ОАО «Хиагда», пос. Багдарин, Республика Бурятия).

ОАО «ППГХО» ведет добычу урана подземным горным способом на базе четырех действующих рудников: № 1, № 2, Глубокий и Шахта 6Р. Переработка руды осуществляется на гидрометаллургическом заводе и площадке кучного выщелачивания.

Готовой продукцией предприятия является закись-окись урана (U_3O_8). Снижение объемов производства, наблюдающееся в последние годы, связано с выработкой значительной части руд с высоким содержанием урана. В 2012 году для повышения эффективности производства планируется продолжить строительство рудника № 8 и завершить проектирование строительства рудника № 6. Росатом надеется в дальнейшем сохранить объем производства на этом предприятии на уровне не менее 2 тыс. тонн в год.

ЗАО «Далур» ведет добычу урана методом СПВ на месторождении Далматовское и продолжает опытно-промышленные работы на Хохловском месторождении. Готовой продукцией предприятия является концентрат природного урана (желтый кек). В 2011 году на Далматовском месторождении начал применяться метод интенсификации СПВ с применением окислителя (нитрита натрия). Росатом планировал получить в 2012 году сквозную лицензию на разработку и добычу урана на Хохловском месторождении и начать там буровые работы с последующей обвязкой технологических скважин.

ОАО «Хиагда» ведет добычу урана методом СПВ на Хиагдинском рудном поле. Продуктивные растворы перерабатываются на опытно-промышленной установке в готовый продукт – концентрат природного урана (желтый кек). В 2011 году производство урана на месторождении по сравнению с 2010 годом было практически удвоено и доведено до 266,4 тонны. Росатом планирует и дальше наращивать добычу и производство урана на этом месторождении.

Таблица 1.4. Структура холдинга АРМЗ и его совокупная доля в уставном капитале предприятий и компаний

ОАО «Атомредметзолото»		
Действующие предприятия	Перспективные предприятия	Компания Uranium One Inc. (51,42%)
ОАО «ППГХО» – 79,63%	ЗАО «АРГК» (Армения) – 50%	ТОО «СП «Бетпак Дала» (Казахстан) – 70%
ЗАО «Далур» – 98,89%	SWA Uranium Mines Ltd. (Намибия) – 12,5%	АО «СП «Заречное» (Казахстан) – 49,67%
ОАО «Хиагда» – 100%	ЦАУК (Монголия) – 21%	АО «СП «Акбастау» (Казахстан) – 50%
ЗАО «Эльконский ГМК» – 100%		ТОО «Карагатай» (Казахстан) – 50%
ЗАО «ОГХК» – 100%		ТОО «Кызылкум» (Казахстан) – 30%
ЗАО «УДК «Горное» – 100%		Honeymoon Uranium Project (Австралия) – 51%
ЗАО «Лунное» – 50,03%		Uranium One Inc. (США) – 100%
Mantra Resources Ltd. (Австралия) – 100%		

За последние пять лет холдинг АРМЗ добычу урана на территории России практически не увеличил (и даже сократил) (табл. 1.5).

В целом в 2011 году АРМЗ произвел 7088 тонн урана. Планируя увеличить добычу, холдинг АРМЗ намерен получить в 2012 году лицензию на разведку и освоение

месторождения Хохловское. Кроме этого, холдинг АРМЗ планирует продолжить геологоразведочные работы на Хиагдинском рудном поле и месторождении Лунное. У АРМЗ большие планы на проведение геологоразведочных работ на предприятиях Uranium One Inc. в Казахстане, Африке, США и Австралии.

Таблица 1.5. Способы и объемы производства урана на российских месторождениях в 2008-2011 гг.

Предприятия	2008 (тонн)	2009 (тонн)	2010 (тонн)	2011 (тонн)
ОАО «ППГХО» (шахтный способ добычи на 4 рудниках)	3050	3005	2920,0	2191,0
ЗАО «Далур» (добыча методом СПВ)	410	463	507,8	535,2
ОАО «Хиагда» (добыча методом СПВ)	61	97	135,1	266,4
Всего производство:	3521	3565	3562,9	2992,6

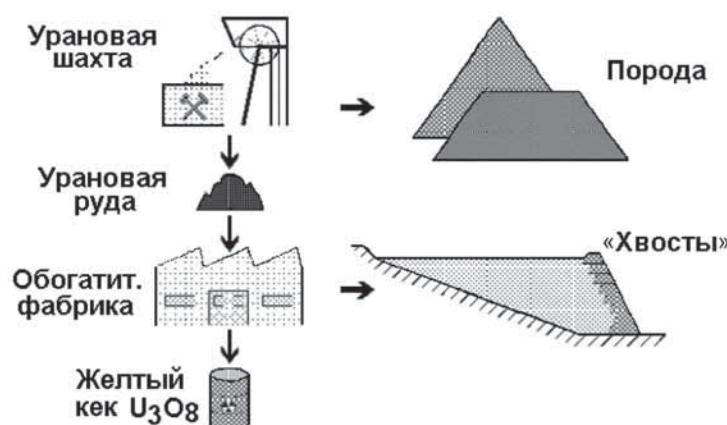


Рис. 1.1. Схема производства урана.

1.3. Технологии ураново-рудного производства

Технология ураново-рудного производства во всех странах практически одинакова. Существуют только некоторые различия, которые связаны с геологическими условиями добычи, характеристиками руд и т. д.

На первом этапе производства урана руду подземным (шахтным) или открытым (карьерным) способом извлекают из месторождений. Метод добычи выбирается в зависимости от глубины залегания рудных пластов. Затем руду доставляют на гидрометаллургический завод (ГМЗ) для обогащения (сортировки) и извлечения из нее урана. ГМЗ включает в себя обогатительную фабрику и гидрометаллургическое производство. Технологическая схема обогащения урановых руд приведена в Приложении 1.1.

Кроме методов карьерной и шахтной добычи руды и последующего извлечения урана на ГМЗ в настоящее время широко применяют метод скважинного подземного выщелачивания (СПВ), при котором природные соединения урана избирательно растворяются специальным химическим реагентом, закачиваемым в пласт, прямо в руде, не извлекая ее из залежей. Затем образовавшийся раствор выводят на поверхность и дальше пускают в гидрометаллургическую обработку. Эта технология считается передовой.

В 2011 году на подземные рудники приходилось примерно 30% массы добываемого в мире урана, на открытые месторождения (карьеры) – 17%, способом подземного выщелачивания добывалось 46% урана, еще 7% получались как побочный продукт при разработке других видов полезных ископаемых.

1.3.1. Производство урана на заводах

Урановую руду, извлеченную из горного массива открытым (карьерным) или шахтным (подземным) способом, доставляют на гидрометаллургический завод, где ее размельчают и сортируют (обогащают) методом концентрирования. На второй стадии руду обжигают с целью обезвоживания, разложения органических веществ, окисления сульфидов, разложения карбонатов, удаления мышьяка и сурьмы и т. д. Затем переходят к третьему этапу – выщелачиванию концентратов и переводу урана в раствор сильной кислоты (серной) или в щелочной раствор (карбоната натрия). Раствор, содержащий уран, отделяют от нерастворенных частиц, концентрируют и очищают сорбцией на ионообменных смолах или экстракцией органическими растворителями. Затем концентрат, обычно в форме закиси-окиси U_3O_8 , осаждают из раствора, сушат и укладываются в стальные емкости.

1.3.2. Метод подземного выщелачивания

Применяют два метода подземного выщелачивания – скважинный и шахтный. При скважинном подземном выщелачивании (рис. 1.2) месторождение руды вскрывается системой скважин, расположаемых в плане рядами, многоугольниками, кольцами. В скважины подают растворитель (кислоту или щелочь), который, фильтруясь по пласту, выщелачивает полезные компоненты. Раствор, насыщенный соединениями урана, откачивается на поверхность через другие скважины.

В случае монолитных непроницаемых рудных тел залежь вскрывают подземными горными выработками (шахтами), отдельные рудные блоки дробят с помощью буровзрывных работ.

Затем на верхнем горизонте массив орошают растворителем, который, стекая вниз, растворяет полезное ископаемое. На нижнем горизонте растворы собирают и перекачивают на поверхность для переработки.

1.3.3. Кучное выщелачивание

Способ кучного выщелачивания руд предназначен для извлечения урана путем

орошения выщелачивающими растворами уранового рудного штабеля. Способ включает дробление руды, окомкование руды, отсыпку штабеля, орошение штабеля руды выщелачивающим раствором. Причем после дробления руду разделяют на фракции, а отсыпку штабеля осуществляют однородными по фракциям слоями с уменьшением крупности руды от нижнего слоя к верхнему (рис. 1.3).

Способ кучного выщелачивания, как и другие геотехнологические способы переработки урановых руд, исключает необходимость транспортировки руды на большие расстояния. Кроме этого, при кучном выщелачивании сокращается площадь земной поверхности, занимаемая хвостохранилищами ГМЗ.

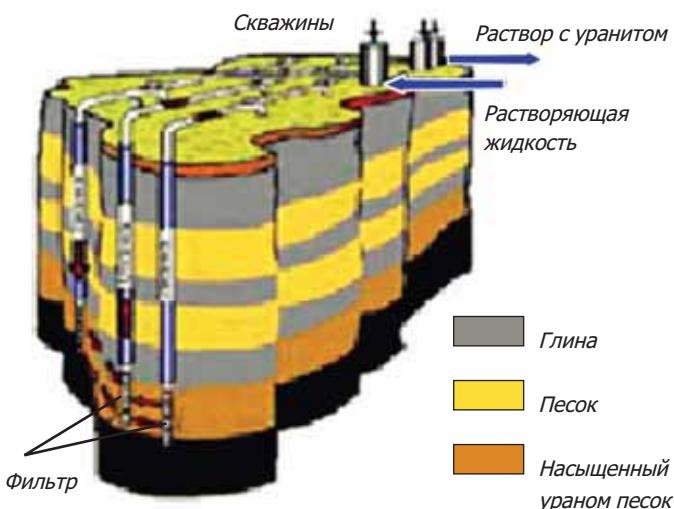


Рис. 1.2. Схема скважинного подземного выщелачивания.

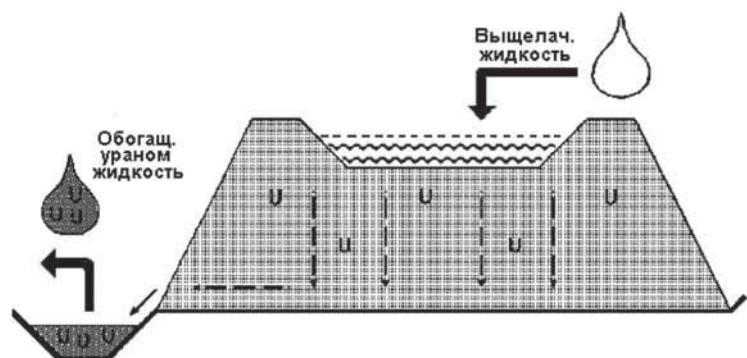


Рис. 1.3. Схема кучного выщелачивания урановой руды.

Продуктом ураново-рудной стадии ядерного топливного цикла является закись-окись урана – U_3O_8 (желтый кек, или желтый «пиrog») – желтый или коричневый порошок, содержащий около 90% окиси урана. На этом этап ураново-рудного производства завершается.

Спотовая цена U_3O_8 в августе 2012 года держалась на уровне 49 долларов США за фунт. В таблице 1.6 показана динамика спотовых цен на U_3O_8 за последние десять лет (на начало года).

1.4. Конверсия и обогащение урана

Перед тем как желтый кек будет переработан в гексафторид урана, осуществляется его аффинаж. Аффинажное производство – это металлургический процесс получения урана высокой чистоты путем разделения и отделения от него загрязняющих примесей. Аффинажное производство урана начинается с очистки его от примесей с большим сечением захвата тепловых нейтронов (бора, кадмия, гафния и т. д.). После очистки и кристаллизации получают соединения урана, которые затем направляют в конверсионное производство.

1.4.1. Конверсия урана

Конверсия урана – это производственный процесс химической переработки урана, в ходе которого природный уран в форме порошка закиси-окиси (U_3O_8) фторируется с целью получения тетрафторида урана UF_4 . Тетрафторид урана поступает либо на сублиматный завод, где его фторируют до гексафторида (UF_6), либо на металлургический завод, где его восстанавливают до металла.

Гексафторид урана (ГФУ) обладает очень важными для технологии физическими свойствами. Он может находиться в твердом, жидком или газообразном состоянии. В твердой фазе ГФУ представляет собой кристаллы цвета слоновой кости плотностью 5,09 г/см³. Плотность жидкого гексафторида – 3,63 г/см³. Из твердого состояния

ГФУ может возгоняться (сублимировать), превращаясь в газ, минуя жидкую фазу, при довольно широком диапазоне давлений. Обратный процесс – конденсация ГФУ из газообразного состояния в твердое кристаллическое – требует небольшого отвода тепла при соответствующем поддержании температуры и давления. Таким образом, можно легко сконденсировать весь газообразный продукт, превратив его в твердую фазу. Нагреванием в вакууме можно снова перевести твердую фазу в газообразную.

Предприятия России по преобразованию диоксида урана в гексафторид расположены в Северске (ОАО «Сибирский химический комбинат»), Ангарске (ОАО «Ангарский электролизный химический комбинат»), Новоуральске (ОАО «Уральский электрохимический комбинат») и Зеленогорске Красноярского края (ОАО «Производственное объединение «Электрохимический завод»). Их совокупная производительность – около 20-30 тыс. тонн гексафторида урана в год. В сентябре 2011 года глава Росатома Сергей Кириенко заявил, что начиная с 2012 года вся работа по конверсии урана будет перенесена на Сибирский химический комбинат (СХК). На реализацию этого проекта только из средств госкорпорации будет потрачено более 7 млрд рублей. Сроки реализации – не более 2-3 лет, т. е. до 2015 года. 20 декабря 2011 года на сублиматном заводе ОАО «СХК» состоялся физический пуск первой очереди установки «сухого» гидрофторирования оксидов урана.

Уран в виде гексафторида является очень удобным химическим соединением для его дальнейшего изотопного обогащения. По данным на июнь 2012 года, совокупные мировые мощности по конверсии гексафторида урана (UF_6) составили около 76,1 тыс. тонн природного урана в год, а по диоксиду урана (UO_2) – 4,5 тыс. тонн в год. Спрос на конверсию UF_6 составил около 62 тыс. тонн.

1.4.2. Изотопное обогащение

Целью изотопного обогащения является повышение содержания $U-235$, который делится нейtronами любых энергий, с кон-

Таблица 1.6. Динамика спотовых цен на U_3O_8 в 2003-2012 гг.

Годы (январь)	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012
Цена U_3O_8 (долл/фунт)	10,2	15,5	21,0	37,5	75,0	78,0	48,0	42,5	62,0	52,0

центрации 0,7% (природный уран) до 2,4% и выше.

По степени обогащения уран разделяют на три вида.

1. Малообогащенный уран (МОУ) – имеет концентрацию U-235 в пределах 0,7-2%. Уран, выделенный из отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), также относится к этой категории. Мировые потребности МОУ невелики, поскольку он используется в основном в тяжеловодных реакторах типа CANDU. Загрузка одного реактора – около 20 тонн малообогащенного урана в год. Таким образом, для 46 реакторов CANDU необходимо около 1 тыс. тонн урана в год, в то время как совокупные мировые мощности по изготовлению топлива из малообогащенного урана для корпусных тяжеловодных реакторов (PHWR), включая реакторы типа CANDU, на конец 2011 года составляли около 4 тыс. тонн урана в год.

2. Низкообогащенный уран (НОУ) – имеет концентрацию U-235 ниже 20%. Это самый распространенный вид обогащенного урана, поскольку он используется в атомной энергетике для производства топлива легководных реакторов, а также для исследовательских реакторов различного назначения. Топливо энергетических реакторов типа ВВЭР имеет обогащение 3-8%. Топливо исследовательских реакторов, как правило, обогащается на 12-19%. На конец 2011 года совокупные мировые мощности по изготовлению уранового топлива из НОУ для легководных реакторов (LWR) равнялись около 13 тыс. тонн урана в год.

3. Высокообогащенный уран (ВОУ) – имеет концентрацию U-235 выше 20%. Уран, обогащенный в пределах 20-85%, имеет статус урана, пригодного к оружейному использованию, однако практически изготовить из него атомную бомбу очень затруднительно. В бомбе, сброшенной на Хиросиму, содержалось около 60 кг урана со средним обогащением 80%.

Высокообогащенный уран, который в настоящее время относят к категории «оружейный», имеет обогащение по U-235 85% и выше. Кроме этого, ВОУ с обогащением до 85% используется для изготовления топлива для реакторов на быстрых/промежуточных нейтронах различного назначения, в основном исследовательских и транспортных.

1.4.2.1. Технологии обогащения

Существуют следующие технологии обогащения: газовое центрифугирование, газовая диффузия, лазерное обогащение,

электромагнитное разделение, жидкостная термодиффузия, аэродинамическая сепарация и некоторые другие.

В настоящее время только Франция и частично США используют газодиффузионную технологию. Общей тенденцией развития мощностей по обогащению является переход с газодиффузионной технологии на центрифужную. Завершение перехода ожидается к 2020 году.

В центрифужной технологии используется большое количество вращающихся цилиндров, включенных последовательно и параллельно. Газообразный гексафторид (UF_6) под сильным разрежением находится в цилиндре, который вращается с большой скоростью. Вращение создает большую центробежную силу, под действием которой более тяжелые газовые молекулы, содержащие U-238, движутся к внешней стороне цилиндра, а более легкие молекулы, содержащие U-235, собираются в центре цилиндра. Поток слегка обогащенного по U-235 гексафторида урана подается на следующую центрифугу более высокой ступени, а поток слегка обедненного вещества подается назад на более низкую ступень обогащения.

Применяемые сегодня газоцентрифужные и газодиффузионные способы обогащения урана разработаны в 40-х годах прошлого столетия, они дороги и сложны.

В последнее время активно испытываются лазерные технологии обогащения. Еще в начале 1990-х годов австралийская компания Separation of Isotopes by Laser Excitation (SILEX) разработала технологию обогащения урана путем облучения молекул UF_6 лазером. При этом U-235 получает большую энергию, чем U-238, и может быть отделен от последнего гораздо проще и эффективнее, чем это делается сегодня. Несколько таких камер способны заменить тысячи центрифуг. Этот метод обогащения урана намного дешевле газовой диффузии и газового центрифугирования.

В конце 2011 года компания General Electric завершила работы по технологии SILEX масштабным испытанием нового вида оборудования для обогащения урана. Комиссия по ядерному регулированию (NRC), США, опубликовала положительный доклад по работам с планируемой установкой по лазерному обогащению мощностью 3-6 млн ЕРР (единица работы разделения). Считается, что SILEX позволит существенно снизить стоимость топлива для энергетических реакторов. Завод по обогащению урана с помощью новых технологий планируют начать строить в Уилмингтоне (штат Северная Каролина, США) в ближайшее время.

Однако эта технология имеет свои проблемы. Дело в том, что и лазеры (купить их можно в открытой продаже), и сама технология много проще центрифуг. Если на разработку пакистанской и индийской ядерных бомб ушли десятилетия, и даже СССР с его экстремально-эффективными методами ускоренного создания ядерного комплекса потратил на соответствующие работы несколько лет, то теперь все будет значительно быстрее. От введения в строй установки по лазерному обогащению до создания урановой бомбы пушечного типа (и даже плутониевой имплозивного типа) могут пройти считанные годы, даже в не самой развитой стране. Мизерная площадь установок (по оценкам, в несколько раз меньше заводов, использующих центрифуги) позволит вести обогащение в компактном сооружении, и отследить это будет очень трудно. Кроме этого, по экспертным оценкам, многие страны имеют специалистов по лазерной технике, способных вести работы по такой методике. И наоборот, если дело касается мощных центрифуг, являющихся технологией слегка эзотерического характера для большинства стран мира, то таких экспертов в мире практически нет.

При завершении процесса обогащения урана обычно в отходах остается 0,25-0,4% U-235, так как извлекать этот изотоп до конца экономически невыгодно (дешевле закупать большее количество сырья). Обедненный уран, получаемый на уран-разделительных заводах в больших количествах, использовать в современной промышленности весьма затруднительно. Сегодня только 5% производимого в мире обедненного урана находит применение.

Обогащенный изотопом U-235 поток UF_6 гидролизуют водными растворами, образующийся осадок прокаливают либо подвергают влажному восстановительному пирогидролизу H_2 для получения диоксида урана (UO_2) или перерабатывают в металлический уран. Затем полученный продукт используют для изготовления топлива для промышленных, транспортных или энергетических реакторов или ядерных компонентов атомного оружия.

Для производства 1 кг низкообогащенного урана (до 4% по U-235) необходимо использовать 7,5 кг природного урана и 6,5 ЕРР. При этом 0,2% U-235 остаются в «хвостах». Для производства 1 кг оружейного урана (до 93% по U-235) потребуется 230 кг природного урана и 200 ЕРР. В «хвостах» при этом остается 0,3% U-235.

1.4.2.2. Предприятия по обогащению урана

Первые мощности по обогащению урана были построены для производства оружейного (военного) урана, а первые реакторы – для производства плутония для оружия. Сегодня наработка энергетического (гражданского) обогащенного урана значительно превышает наработку оружейных ядерных компонентов. Основные страны, которые подписали Договор о нераспространении ядерного оружия (ДНЯО), прекратили производство оружейного обогащенного урана и плутония для ядерного оружия. По оценкам экспертов, только Индия, Израиль, Пакистан и Северная Корея продолжают нарабатывать ядерные компоненты для оружия.

США до 2020 года планируют создать мощности на трех новых заводах по обогащению урана. В настоящее время почти весь уран, используемый в США на коммерческих реакторах, импортируется, причем около половины урана импортировано из российского оружейного урана в обмен на поставки низкообогащенного урана в Россию.

В таблице 1.7 показаны предприятия различных стран, на которых производится обогащение урана.

1.4.2.3. Разделительно-сублиматный и газоцентрифужный комплексы России

Конверсию и обогащение урана в России осуществляет топливная компания Госкорпорации «Росатом» «ТВЭЛ» на четырех своих предприятиях.

Новоуральский завод. Расположен в Свердловской области. Входит в состав ОАО «Уральский электрохимический комбинат» и является самым крупным российским заводом по обогащению (около 14 млн ЕРР в год). На заводе с 2003 года работают центрифуги восьмого и девятого поколений. Он способен обогащать U-235 до 80% (для исследований, для транспортных и быстрых реакторов), тогда как другие заводы обогащают U-235 только до 7-20%;

Зеленогорский завод (ПО «Электрохимический завод»). Расположен в Красноярском крае. Производительность завода – около 8 млн ЕРР в год. Часть мощностей Зеленогорска, приблизительно 4,75 млн ЕРР в год, занята повторным обогащением «хвостов» до 1,5% для смешивания их да-

Таблица 1.7. Предприятия по обогащению урана (по состоянию на 2012 г.)

Страна	Объект	Тип	Эксплуатационный статус	Процесс	Гарантии МАГАТЭ	Мощность (тыс. ЕРР в год)
Аргентина	Pilcaniyeu	Гражд.	Возобновление операций	GD	Да	20-3000
Бразилия	Resende	Гражд.	Ввод	GC	Да	115-200
Китай	Shaanxi	Гражд.	Эксплуатация	GC	(Да)	1000
	Lanzhou II	Гражд.	Эксплуатация	GC	Предложено	500
	Lanzhou (новый)	Гражд.	Эксплуатация	GC	Нет	500
Франция	Georges Besse I	Гражд.	Вывод	GD	Да	[была 10800]
	Georges Besse II	Гражд.	Эксплуатация	GC	Да	7500-11000
Германия	Gronau	Гражд.	Эксплуатация	GC	Да	2200-4500
Индия	Ratehalli	Военн.	Эксплуатация	GC	Нет	15-30
Иран	Natanz	Гражд.	Строительство	GC	Да	120
	Qom	Гражд.	Строительство	GC	Да	5-10
Япония	Rokkasho	Гражд.	Вывод	GC	Да	[была 1050]
Нидерланды	Almelo	Гражд.	Эксплуатация	GC	Да	5000-6000
Сев. Корея	Yongbyon	?	?	GC	Нет	(8)
Пакистан	Kahuta	Военн.	Эксплуатация	GC	Нет	15-45
	Gadwal	Военн.	Эксплуатация	GC	Нет	?
Россия	Ангарск, ОАО «АЭХК»	Гражд.	Эксплуатация	GC	Нет	2200-5000
	Новоуральск (Свердловск-44) ОАО «УЭХК»	Гражд.	Эксплуатация	GC	Нет	13300
	Зеленогорск (Красноярск-45) ОАО «ПО ЭХЗ»	Гражд.	Эксплуатация	GC	Нет	7900
	Северск (Томск-7) ОАО «СХК»	Гражд.	Эксплуатация	GC	Нет	3800
Велико-Британия	Capenhurst	Гражд.	Эксплуатация	GC	Да	5000
США	Paducah, KY	Гражд.	Предстоящий вывод	GD	Предложено	11300
	Piketon, OH	Гражд.	Строительство	GC	Предложено	3800
	Eunice, NM	Гражд.	Эксплуатация	GC	Предложено	5900
	Eagle Rock, ID	Гражд.	Запланирован	GC	Предложено	3300-6600
	Wilmington, NC	Гражд.	Запланирован	LS	?	3500-6000

Примечание. GC – газоцентрифужный процесс обогащения, GD – газодиффузионный процесс обогащения, LS – лазерное разделение.

лее с высокообогащенным ураном, предназначенный для США. Этот завод также является площадкой для получения низкообогащенного урана из высокообогащенного, высвободившегося от утилизации ядерного оружия.

Значительная часть мощностей обоих заводов – порядка 7 млн ЕРР в год – занята обогащением урановых «хвостов» (обедненный уран);

Северский завод. Расположен в Томской области. Входит в состав ОАО «Сибирский химический комбинат». Производственное ядро ОАО «СХК» составляют

четыре завода по обращению с ядерными материалами: завод разделения изотопов, сублиматный, радиохимический и химико-металлургический заводы. Основными видами продукции являются гексафторид обогащенного (до 5%) урана, гексафторид урана для обогащения, а также связанные с их производством услуги по обогащению, конверсии и очистке (аффинажу) урановых материалов. Мощность завода составляет приблизительно 4 млн ЕРР в год;

Завод в Ангарске (ОАО «Ангарский электролизный химический комбинат»). Расположен в Иркутской области. Мощность АЭХК

составляет приблизительно 3 млн ЕРР в год, это самый небольшой из трех сибирских заводов. Основными видами деятельности являются производство низкообогащенного гексафторида урана, производство гексафторида урана, услуги по конверсии закисиокиси урана в гексафторид урана, услуги по конверсии тетрафторида урана в гексафторид урана и услуги по обогащению урана в форме гексафторида из сырья заказчика.

В Ангарске на базе АЭХК открыт Международный центр по обогащению урана (МЦОУ). На стадии разработки находятся два проекта по повышению производительности завода до 5 млн ЕРР в год, а затем, к 2015 году, – почти до 10 млн ЕРР в год.

Оборудованием для обогащения урана, включая газовые центрифуги, вышеперечисленные предприятия обеспечивает газоцентрифужный комплекс ТК «ТВЭЛ». В состав комплекса входят ОАО «Владимирское производственное объединение «Точмаш», ОАО «Ковровский механический завод» (ОАО «КМЗ»), ООО «Уральский завод газовых центрифуг» и ООО «Уралприбор» (Новоуральск).

1.4.3. Мировой рынок услуг по обогащению урана

В настоящее время технологиями изотопного обогащения урана владеют следующие страны: Аргентина, Бразилия, Китай, Франция, Германия, Индия, Иран, Япония, Нидерланды, Пакистан, Россия, Великобритания и США. Израиль и Северная Ко-

рея подозреваются в наличии программ по обогащению.

Емкость мирового рынка услуг по обогащению урана в 2011 году составляла 47-48 млн ЕРР в год. В то время как совокупные мировые мощности по обогащению равнялись приблизительно 60 млн ЕРР в год.

1.4.3.1. Глобальные поставщики услуг по обогащению урана

Основными поставщиками услуг по обогащению урана являются ТК «ТВЭЛ» и ОАО «Техснабэкспорт» (TENEX), URENCO (англо-голландско-германский концерн), AREVA (Франция) и USEC (США), совместно контролирующие 95% рынка.

URENCO является крупнейшим западным поставщиком услуг по обогащению, контролирующим порядка 20% рынка. URENCO – наиболее эффективный обогатитель из зарубежных конкурентов ТК «ТВЭЛ».

По состоянию на конец 2011 года общие установленные мощности компании составляли порядка 14,6 млн ЕРР в год. В настоящее время URENCO эксплуатирует три обогатительных завода в Европе – в Алмело (Нидерланды), Кейпенхерсте (Великобритания) и Гроне (Германия). В 2010 году начал работать обогатительный комбинат URENCO в США (Louisiana Energy Services (LES)/URENCO USA). URENCO последовательно наращивает свои обогатительные мощности, и к 2015 году компания намерена выйти на показатель 18 млн ЕРР в год.

Таблица 1.8. Мировые мощности по обогащению, действующие и планируемые (тыс. ЕРР в год)
(по состоянию на 2011 г.)

Страна	Компании и заводы	2010	2015	2020
Франция	Areva, Georges Besse I & II	8500	7000	7500
Германия, Нидерланды, Великобритания	URENCO: Gronau, Германия; Almelo, Нидерланды; Capenhurst, Великобритания	12 800	12 800	12 300
Япония	JNFL, Rokkasho	150	750	1500
США	USEC, Paducah & Piketon	11 300	3800	3800
США	URENCO, Нью-Мексико	200	5800	5900
США	Areva, Idaho Falls	0	0	3300
США	Global Laser Enrichment	0	2000	3500
Россия	TENEX: Ангарск, Новоуральск, Зеленогорск, Северск	23 000	33 000	30 000-35 000
Китай	CNNC, Hanzhun & Lanzhou	1300	3000	6000-8000
Пакистан, Бразилия, Иран	Различные	100	300	300
	Всего ЕРР:	57 350	68 450	74 100-81 100
	Спрос	48 890	56 000	66 535

AREVA занимает 19% мирового рынка обогащения. AREVA владеет заводом по обогащению урана Georges Besse I (GBI) с установленной мощностью 10,8 млн ЕРР в год и устаревшей газодиффузионной технологией обогащения урана. Сейчас компания эксплуатирует завод с газоцентрифужной технологией Georges Besse II (GBII), мощность которого составит 7,5 млн ЕРР в год. К концу 2016 года завод должен выйти на полную мощность.

На USEC (United States Enrichment Corporation) приходится 11% рынка услуг по обогащению. В настоящее время у компании в лизинге находится американский газодиффузионный завод по обогащению урана в Падьюке (штат Кентукки). Установленная мощность завода составляет 8 млн ЕРР в год.

USEC – государственный агент правительства США по сделке ВОУ-НОУ. Центральным проектом для USEC является строительство завода по газоцентрифужной технологии в США – American Centrifuge Plant (ACP). Планируемая мощность ACP составляет 3,8 млн ЕРР в год.

Поскольку технологии обогащения могут использоваться как в гражданских, так и в военных целях, возможности для появления новых крупных игроков на рынке остаются ограниченными.

1.4.4. Международный центр по обогащению урана

Концепция по созданию Международного центра по обогащению урана (МЦОУ) и Банка топлива была представлена Россией в 2006 году. В 2007 году МАГАТЭ согласилось создать рабочую группу и продолжить разработку проекта МЦОУ. В сентябре 2007 года было зарегистрировано совместное предприятие «Ангарский международный центр по обогащению урана» (СП «Ангарский МЦОУ»), которое стало основой МЦОУ и Банка топлива. В этом же году к МЦОУ присоединился Казахстан. Переговоры о присоединении к договору об участии в проекте МЦОУ в разное время велись с Украиной, Арменией, Южной Кореей, Финляндией, Бельгией, Монголией. Россия пригласила для участия также Индию, чтобы обеспечить топливом ее АЭС «Куданкулам».

Задачей центра является поставка НОУ для энергетических реакторов новых ядерных держав и государств с малыми ядерными программами, что предоставит им

акционерную долю в проекте без доступа к технологии обогащения. Россия остается основным владельцем проекта (80%). МЦОУ будет продавать как услуги по обогащению (ЕРР), так и продукцию из обогащенного урана. Порядок участия МАГАТЭ был отрегулирован в 2009 году. США выразили поддержку созданию МЦОУ в Ангарске.

В 2010 году к Казахстану и России присоединились Армения и Украина, став членами МЦОУ. В конце 2010 года совет управляющих МАГАТЭ утвердил создание Банка низкообогащенного урана МАГАТЭ, который будет принадлежать агентству и управляться им в качестве гарантированного запаса топлива для АЭС. В декабре 2010 года Росатом завершил формирование запаса в запланированном объеме 120 тонн НОУ в Ангарске и поставил его под гарантии МАГАТЭ. В соответствии со своей основной задачей МЦОУ занимается хранением, обслуживанием и реализацией гарантированного запаса НОУ.



Рис. 1.4. Хранилище ОАО «МЦОУ» на промплощадке ОАО «АЭХК».

Планы и перспективы. По оценкам экспертов, в 2011 году существенного прироста объемов производства урана не произошло. Максимальный прирост возможен не более 5% по сравнению с 2010 годом. До аварии на Фукусиме цена урана на спотовом рынке равнялась 160 долларам за 1 кг закиси-окиси урана (U_3O_8), после аварии цены снизились до 132 долларов, но спрос остался на прежнем уровне. В конце 2010 года Росатом заявил, что имеет заказы по иностранным контрактам на поставку ядерного топлива и услуг в области обогащения урана на 20 млрд долларов.

Раздел 2. УРАНОВОЕ ОКСИДНОЕ ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО

2.1. Понятия и характеристики

Ядерное топливо (ЯТ) – это материал, служащий для получения энергии в ядерных реакторах.

Ядерное горючее – это делящееся вещество, нуклиды, которые обеспечивают цепную реакцию деления ядер и входят в состав ядерного топлива.

По химическому составу ядерное топливо может быть металлическим (включая сплавы), окисным, карбидным, нитридным (мононитридным) и др. В настоящее время в энергетических реакторах применяется в основном оксидное урановое топливо. Нитридное (мононитридное) топливо может быть урановым (UN) и уран-плутониевым (UPuN), которое, в частности, планируют использовать для реакторов со свинцовым теплоносителем БРЕСТ.

Обычно ядерное топливо представляет собой комбинацию различного сырьевого материала – нуклидов, чьи ядра делятся только нейтронами с энергией выше некоторого порогового значения и при захвате нейтрона образуют ядра ядерного горючего, – и собственно ядерного горючего, содержащего делящиеся ядра, а также ядра, способные в результате бомбардировки нейтронами образовывать другие, несуществующие в природе делящиеся ядра (например, Pu-239, U-233 и др.).

Ядерное топливо производится (изготавливается) с использованием двух видов ядерного горючего:

- природного уранового, содержащего делящиеся ядра U-235, а также сырье U-238, способное при захвате нейтрона образовывать плутоний Pu-239;

- вторичного, которого не встречается в природе.

К вторичному ядерному горючему относят Pu-239, получаемый из топлива первого вида, а также изотопы U-233, образующиеся при захвате нейтронов ядрами тория Th-232.

По химическому составу ЯТ может быть металлическим (в том числе из сплавов), оксидным – с использованием урана в химических соединениях, стойких в реакторных условиях (оксиды, карбиды, нитриды и др.), и МОКС – смешанным ($\text{PuO}_2 + \text{UO}_2$).

Металлическое ядерное топливо используется в качестве ядерного горючего в газографитовых реакторах типа GCR. Урановое оксидное ядерное топливо – это топливо, состоящее из спеченных при высоком давлении и температуре таблеток диоксида урана с обогащением 1,8-4% и выше по изотопу U-235. Урановое оксидное топливо используется в качестве ядерного горючего в основном в реакторах типа PWR, BWR, PHWR, LWGR и AGR.

2.1.1. Некоторые физико-химические и технологические характеристики ядерного топлива

Уран (и плутоний) в чистом виде (в виде металла) редко используется как ядерное топливо из-за низкой температуры плавления, химической активности, коррозионной неустойчивости, высокого удельного энерговыделения и других причин. При температуре 660 °C происходит фазовый переход, при котором изменяется кристаллическая структура урана, что сопровождается увеличением его объема. При длительном облучении в температурном интервале 200-500 °C уран подвержен радиационному росту – удлинению уранового стержня. При делении ядра образуются два осколка деления, суммарный объем

которых больше объема атома урана (плутония). Часть атомов – осколков деления – являются атомами газов (криптона, ксенона и др.), которые накапливаются в порах урана и создают внутреннее давление. Это приводит к распуханию топлива, которое зависит от выгорания и температуры тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ).

Все вышеперечисленное может привести к разрушению оболочки ТВЭЛОв. Кроме того, применение металлического урана в качестве ядерного топлива в энергетических реакторах ограничивает глубину выгорания, которая является одной из главных характеристик для реакторов АЭС. Поэтому горючее из металлического урана сегодня используется только в газографитовых реакторах (промышленные реакторы – наработчики плутония), поскольку для наработки качественного плутония глубина выгорания топлива должна быть минимальной.

Для изготовления ядерного топлива используют уран двух видов: уран, полученный и обогащенный из урановой руды, и уран, выделенный в результате переработки ОЯТ (рециклированный). Рециклированный и природный уран отличаются по изотопному составу изначально, а также при выдержке. При использовании рециклированного урана возникает одно главное, с точки зрения нераспространения, отличие по сравнению с использованием природного урана: выделенный из ОЯТ уран содержит около 0,5% изотопа U-236, который при его использовании в свежем топливе стимулирует наработку Ru-238, что приводит к ухудшению качества энергетического плутония. С одной стороны, это может быть недостатком, но в контексте проблемы ядерного нераспространения это фактор положительный. Кроме этого, наличие U-236 ухудшает размножающие свойства ядерного горючего, т. е. снижает его качество.

В рециклированном из ОЯТ реакторов PWR (ВВЭР) уране содержится 1% изотопа U-235, поэтому он может быть дообогащен и использован в реакторах PWR (ВВЭР) или разбавлен обедненным ураном и использован в тяжеловодных реакторах. При дообогащении из 1 кг рециклированного урана можно получить только 0,2 кг урана, обогащенного до уровня 4,1% по U-235, т. е. даже если перерабатывать все топливо, которое используется в реакторах АЭС, то из рециклированного урана можно получить только 20% свежего топлива, остальные 80% необходимо будет производить из природного урана.

Кроме этого, ядерное топливо может быть изготовлено из смеси рециклированного урана и урана, изготовленного на основе природного. В этом случае из смеси, содержащей 4,1% U-235, 0,31% U-236 и 95,59% U-238, может быть изготовлено топливо для всех видов реакторов PWR (ВВЭР). Однако, с точки зрения величины рисков распространения плутония из реакторов PWR (ВВЭР), самым наименее «рискованным» топливом является топливо из рециклированного урана, а самым наиболее «рискованным» – топливо из природного урана.

Ядерное топливо должно содержать как можно меньше нуклидов, ядра которых легко захватывают нейтроны и не способны к реакциям деления (так называемые реакторные яды). Ядерное топливо должно быть совместимым с оболочкой ТВЭЛОв, обладать высокой температурой плавления, низкой летучестью, большой теплопроводностью, слабым взаимодействием с теплоносителями, минимальным расщеплением и увеличением объема при облучении (радиационное распухание), а также технологичностью при изготовлении свежего топлива и переработке ОЯТ.

Некоторые тугоплавкие соединения урана (окислы, карбиды и интерметаллические соединения) являются хорошим материалом для изготовления ядерного топлива. Наиболее широкое применение получила керамика – диоксид урана UO_2 . Ее температура плавления равна 2800 °C, плотность – 10,2 г/см³. У диоксида урана нет фазовых переходов, он менее подвержен распуханию, чем сплавы урана. Это позволяет повысить выгорание до нескольких процентов. Диоксид урана при высоких температурах не взаимодействует с цирконием, ниобием, нержавеющей сталью и другими материалами, используемыми при изготовлении ТВЭЛОв. Основной недостаток керамики – низкая теплопроводность – 4,5 кДж/(м·К), которая ограничивает удельную мощность реактора по температуре плавления. Кроме того, горячая керамика очень хрупка и может растрескиваться.

Высокими теплопроводностью и механическими свойствами обладают дисперсионные топлива, в которых мелкие частицы UO_2 , UC , PuO_2 и других соединений урана и плутония размещают гетерогенно в металлической матрице из алюминия, молибдена, нержавеющей стали. Материал матрицы и определяет радиационную стойкость и теплопроводность дисперсионного топлива.

В реакторах с жидкокометаллическим охлаждением представляется оптимальным использование нитридного уранового и уран-плутониевого топлива. Изучается также возможность использования металлического топлива в виде сплава U-Pu-Zr и др.

Топливо в ТВЭЛах, как правило, гомогенное. Иногда применяется дисперсионное, или матричное, топливо, в котором крупинцы топлива (чаще в виде керамики) вклюаются в матрицу из инертного (неделящегося) разбавителя, обладающего хорошими ядерными и механическими свойствами и приемлемой теплопроводностью.

2.2. Обращение с ядерным топливом

Свежее топливо поступает на АЭС в виде тепловыделяющих сборок (ТВС). Эти сборки перевозят в транспортных контейнерах, разработанных по нормам МАГАТЭ специально для перемещения ТВС с завода-из-

готовителя на АЭС. Естественная радиоактивность свежего топлива в ТВС достаточно низкая – ни облучения людей, ни сколько-нибудь значительного загрязнения местности, даже в случае транспортной аварии, практически не происходит.

В России в настоящий момент действуют Правила безопасности при хранении и транспортировании ядерного топлива на объектах использования атомной энергии (НП-061-05), введенные в действие 1 мая 2006 года. Правила распространяются на атомные станции, включая отдельно стоящие хранилища на территории АЭС, пункты хранения ядерного топлива вне территории АЭС, исследовательские ядерные установки, береговые и плавучие хранилища ядерного топлива судов и других плавучих средств.

На каждой АЭС действует специальная система транспортировки и хранения свежего ядерного топлива. Основные операции, которые выполняются со свежим ЯТ на АЭС, – это прием, хранение, подготовка к загрузке и загрузка свежего топлива в реактор. Контейнеры со свежими ТВС выгружаются из железнодорожных вагонов в помещение узла свежего топлива (УСТ), где ТВС извлекаются из транспортных контейнеров и размещаются в специальных чехлах для свежего топлива.

По существующим характеристикам УСТ относится к хранилищу 3 класса. Узел свежего топлива оборудован насосом аварийной откачки воды и сигнализацией уровня воды в приемнике, системой аварийной сигнализации о возникновении самоподдерживающейся цепной реакции деления (СЦР), охранной и пожарной сигнализацией, системой вентиляции и аварийным освещением.

Доставка ТВС в реакторное отделение производится в чехлах на специальной внутристанционной платформе.

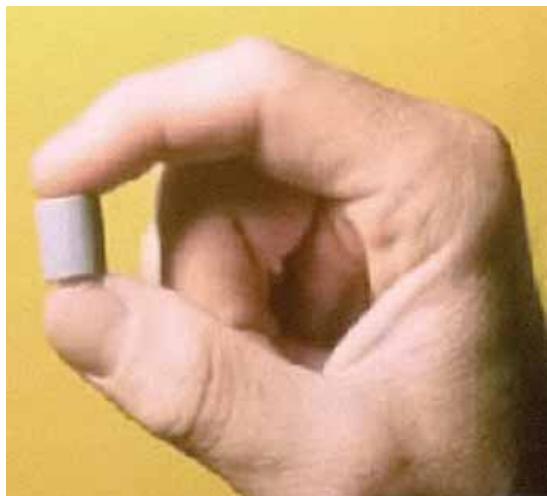


Рис. 2.1. Таблетка из урана.



Рис. 2.2. Тепловыделяющая сборка ВВЭР 1000.

2.2.1. Процесс изготовления (фабрикации) оксидного ядерного топлива

На предприятиях процесс подготовки урана к фабрикации оксидного ядерного топлива проходит в два этапа: производство UF_6 и преобразование UF_6 или UO_3 в UO_2 .

Фабрикация оксидного топлива – это процесс изготовления из диоксида урана (UO_2) топливных таблеток (рис. 2.1), которые в дальнейшем используются для производства ТВЭЛОв (рис. 2.2).

После получения UO_2 концентрат (или порошок) должен пройти еще несколько процедур, прежде чем он может быть переработан в топливные таблетки. Они включают в себя гомогенизацию, т. е. UO_2 перемешивается для обеспечения окончательной однородности структуры гранул (к смеси могут быть добавлены другие компоненты топлива, например выгорающие поглотители), а также грануляцию, во время которой порошок прессуется и пропускается через сито для получения желаемых размеров частиц и требуемых характеристик.

Выгорающие поглотители добавляются в топливо для компенсации увеличения поглощения нейтронов некоторыми продуктами деления (например, такими, как гадолиний и эрбий, которые имеют высокие значения сечений поглощения нейтронов). Выгорающие поглотители продлевают работу топлива, позволяя получить более высокое топливное обогащение без излишней начальной реактивности.

Добавление оксида бериллия (BeO) в топливо может улучшить его теплопроводность и, следовательно, долговечность, так как UO_2 имеет относительно низкую теплопроводность.

Для обеспечения наибольшей эффективности реакции деления оболочки ТВЭлов и другие составляющие ТВС должны быть максимально прозрачны для нейтронов. Основными материалами, используемыми в настоящее время для оболочки ТВЭлов, являются сплавы циркония. Эти сплавы включают в себя небольшое количество олова, ниобия, железа, хрома и никеля. Гафний, который обычно присутствует в циркониевых рудах, должен быть удален из сплава из-за больших значений сечений поглощения нейтронов.

Таблетки из обогащенного урана изготавливаются методом холодного прессования и спекания. Их укладывают столбцом внутри тонкостенных чехлов (оболочек ТВЭлов) из таких материалов, как сплавы циркония и нержавеющая сталь. Топливные элементы затем собираются в кассеты (ТВС) (см. Приложения 2.1, 2.2). Чтобы увеличить теплопередачу между таблетками и оболочкой, ТВЭлы заполняются гелием и завариваются с двух сторон. ТВЭлы в кассете удерживаются решетками, расположеными с некоторыми интервалами по длине ТВС. Такая конструкция допускает определенную гибкость системы, обеспечивая компенсацию изменения размеров и позволяя теплоносителю свободно циркулировать вдоль ТВЭлов.

2.3. Производство уранового оксидного топлива в мире

На фабрикацию ядерного топлива приходится не более 8% итоговой себестоимости топлива, что определяет низкую чувствительность АЭС к цене данной услуги.

Таблица 2.1. Структура затрат на создание ядерного топлива (по оценкам Nuclear Energy Institute (NEI) (TradeTech, 2009) и UxConsulting Company (UxC), 2009)

Технологический процесс	Оценка NEI	Оценка UxC
Добыча урана	58%	47%
Обогащение	31%	36%
Фабрикация	7%	8%
Конверсия	4%	4%
Утилизация отработавшего топлива	-	5%

Единицей торговли на рынке фабрикации ядерного топлива является ТВС. Структура ТВС, как правило, утверждается национальным регулятором и должна быть одобрена для использования в специальном типе реактора. Различные типы ТВС различаются по эффективности производства энергии (т. е. количества обогащенного урана, требуемого для генерации определенного количества энергии).

Общий объем рынка ядерного топлива в 2011 году составлял порядка 12 тыс. тНМ (тонн тяжелого металла, ТМ), выражаемого в тоннах металлического урана (tonnes of heavy metal, tHM). Ежегодный спрос на услуги по фабрикации топлива для легководных реакторов составляет 7 тыс. тонн тНМ. По оценке WNA, спрос на фабрикацию ядерного топлива для легководных реакторов к 2015 году вырастет до 9,7 тыс. тНМ. Потребность в фабрикации топлива для тяжеловодных реакторов (типа CANDU) сегодня составляет 3 тыс. тНМ/год.

Китай, Южная Корея, Украина и Казахстан планируют сооружение новых установок по изготовлению топлива. В Казахстане установку мощностью 400 тонн обогащенного урана в год, которая будет введена в эксплуатацию в 2014 году, сооружают совместно Areva и «Казатомпром». В 2010 году были введены в эксплуатацию три установки по деконверсии: две в США (Падьюка, штат Кентукки, и Портсмут, штат Огайо) и одна в России (Зеленогорск, Красноярский край). Совокупная мировая мощность таких предприятий в 2010 году равнялась 60 тыс. тонн в год.

Главными заказчиками услуг по фабрикации ядерного топлива являются вендоры атомных реакторов, поскольку они поставляют топливо как для первой загрузки АЭС, так и для последующих дозагрузок реакторов.

В Евросоюзе действует правило, согласно которому каждая АЭС должна иметь как минимум двух поставщиков ядерного топлива. В рамках данного правила японо-американская компания Toshiba-Westinghouse освоила производство ТВС для реакторов типа ВВЭР и РБМК и обеспечивает поставки ограниченного количества ТВС в Финляндию, Чехию и Украину. Ранее все реакторы российского дизайна загружались только производимым в России топливом.

В настоящее время на международном рынке АЭС завершилась консолидация сил. Топливная промышленность для реакторов PWR и ВВЭР, составляющих основу

современной атомной энергетики, представлена четырьмя ведущими группами, которые обеспечивают 85% потребностей в топливе: Toshiba-Westinghouse, AREVA NP-MHI, ТК «ТВЭЛ» и Hitachi General Electric.

Основная борьба разворачивается между двумя гигантами – японо-американской Toshiba-Westinghouse и японо-французской Mitsubishi Heavy Industries-Areva, которые являются основными конкурентами российской ТК «ТВЭЛ» на мировом рынке. В меньшей степени конкурентом является группа Hitachi General Electric. Кроме этого, на рынке работают следующие компании, которые производят ядерное топливо исключительно для внутренних нужд:

- INB – Industrias Nucleares do Brasil (Бразилия),
- CNNC (Китай),
- NFI – Nuclear Fuel Industries (Япония),
- KNFC (Южная Корея),
- NFC – Nuclear Fuel Complex (Индия).

Таблица 2.2. Мощности по фабрикации ядерного топлива в мире для легководных реакторов, tHM в год (по состоянию на сентябрь 2011 г.)

Страна	Фабрикатор	Расположение	Конверсия	Изготовление таблеток/гранулирование	Сборка ТВЭлов
Бельгия	AREVA NP FBFC	Dessel	0	700	700
Бразилия	INB	Resende	160	160	280
Китай	CNNC	Yibin	400	400	450
Франция	AREVA NP FBFC	Romans	1800	1400	1400
Германия	AREVA NP ANF	Lingen	800	650	650
Индия	DAE Nuclear Fuel Complex	Hyderabad	48	48	48
Япония	NFI (BWR)	Kumatori	0	360	284
	NFI (PWR)	Tokai Mura	0	250	250
	Mitsubishi Nuclear Fuel	Tokai Mura	475	440	440
	GNF J	Kurihama	0	750	750
Казахстан	ULBA	Усть-Каменогорск	2000	2000	0
Южная Корея	KNFC	Daejeon	600	600	600
Россия	МСЗ	Электросталь	1450	1200	120
	НЗХК	Новосибирск	250	200	400
Испания	ENUSA	Juzbado	0	300	300
Швеция	Westinghouse AB	Västeras	600	600	600
Великобритания	Westinghouse	Springfields	950	600	860
США	AREVA Inc.	Richland	1200	1200	1200
	Global NF	Wilmington	1200	1500	750
	Westinghouse	Columbia	1500	1500	1500
Всего:			13 433	14 858	11 582

Примечание. 1) Данные об объеме мощностей по фабрикации топлива в Казахстане могут быть неточными. Казахстанские мощности по фабрикации никогда не использовались полностью. По оценкам УxС, казахстанские фабрикаторы загружены на 300 tHM/год, что составляет лишь 15% от заявленных 2000 tHM/год; 2) Легководные реакторы составляют 86% мирового парка атомных реакторов (376 реакторов).

Таблица 2.3. Мощности по фабрикации ядерного топлива в мире для тяжеловодных реакторов, тHM в год (по состоянию на сентябрь 2011 г.)

Страна	Фабрикатор	Расположение	Сборка ТВЭлов
Аргентина	DIOXITEK SA & ENACE	Cordoba & Eizeiza	160
Канада	Cameco		1500
	GE		1200
Китай	CNNC	Baotou	200
Индия	DAE Nuclear Fuel Complex	Hyderabad	435
Пакистан	PAEC	Chasma	20
Южная Корея	KEPCO	Taejon	400
Румыния	SNN	Pitesti	240
Итого:			4155



Рис. 2.3. Расположение заводов по производству ядерного топлива в Европе и США.

Таблица 2.4. Предприятия AREVA Group

Предприятие	Оператор	Производительность* Порошок/таблетки/TBC (МТ урана в год)	Тип топлива
Romans, Франция	AREVA NP-FBFC	1800/1400/400	PWR
Dessel, Бельгия	AREVA NP-FBFC	0/700/700	PWR
Lingen, Германия	AREVA NP GmbH-ANF	800/650/650	PWR, BWR
Richland, США	AREVA Inc.	1200/700/700	PWR, BWR

* Номинальная мощность.

Таблица 2.5. Предприятия Westinghouse

Предприятие	Производительность* Порошок/таблетки/TBC (МТ урана в год)	Тип топлива
Columbia, США	1500/1500/1500	PWR, BWR
Västeras, Швеция	600/600/400	PWR, BWR
Springfields, Великобритания**	440/440/0	Экспорт порошка
ENUSA, Juzbado, Испания	0/400/400	PWR, BWR

* Номинальная мощность.

** Полная мощность – 700 МТ урана в год (260 МТ урана – для реакторов AGR, 440 МТ урана – для реакторов LWR).

AREVA Group (бывшая Framatome Advanced Nuclear Power, FANP)

AREVA Group является ведущим мировым производителем ТВС для водо-водяных реакторов. Основной акционер – государство. На рынке фабрикации ядерного топлива AREVA имеет 30%. Из них две трети составляют ТВС для водо-водяных реакторов под давлением (PWR и BWR) и одну треть – ТВС для кипящих реакторов (BWR). Основной регион сбыта – Западная Европа, однако компания представлена на рынках США и Азиатско-Тихоокеанского региона.

AREVA Group принадлежат пять предприятий по фабрикации топлива: FCF и SPC в США, ANF в Германии, FBFC в Бельгии и Франции (табл. 2.4).

Westinghouse Electric Company (WEC)

Основной акционер – Toshiba. Доля на рынке фабрикации ядерного топлива – 31%. В арсенале компании – технологии производства топлива для всех типов реакторов LWR (PWR, BWR и BWR). Основные регионы сбыта – США, Западная Европа. WEC предпринимает активные попытки выхода и закрепления в сегменте топлива для реакторов BWR в Словакии (BWR-440) и Украине (BWR-1000) и является главным конкурентом ТК «ТВЭЛ». Штаб-квартира WEC находится в Monroeville (штат Пенсильвания), а основные предприятия – в Columbia (штат Южная Каролина) и Västeras (Швеция).

Все производство компании сосредоточено на заводе в Columbia (США) и предприятиях аффилированных компаний (табл. 2.5).

Global Nuclear Fuel (GNF)

Совместное предприятие GE, Hitachi, Toshiba. GNF состоит из двух предприятий – GNF-J (для работы на японском рынке) и GNF-A (для работы на рынках других стран). Компания производит топливо только для реакторов BWR. Доля на рынке фабрикации ядерного топлива – 17%.

2.3.1. Производство ядерного топлива в странах Европы

Фабрикация уранового оксидного топлива в Европе осуществляется в следующих странах:

Германия: завод Lingen, производит порошок диоксида урана (UO_2), топливные таблетки, ТВЭЛы и топливные сборки. С момента начала производства (1977 г.) на предприятии сфабриковано более 20 тыс. ТВС;

Бельгия: завод Dessel, производит топливные сборки для PWR, топливные таблетки и стержни, полный ряд небольших комплектующих для ТВС и ТВС из МОКС-топлива;

Франция: завод Pierrelatte (Tricastin), производит комплектующие для PWR-сборок; завод Romans (Romans-sur-Isère), производит диоксид урана (UO_2), топливные таблетки, форсунки, ТВЭЛы и узлы для PWR;

Великобритания: завод Springfields, производит порошок закиси-окиси урана (U_3O_8), топливные таблетки и ТВС;

Испания: завод Juzbado, производит топливные таблетки и ТВС.

2.3.2. Производство ядерного топлива в США

В США имеется пять заводов по фабрикации топлива для АЭС путем преобразования обогащенного урана в гранулы (таблетки) для ТВЭлов: Areva, Westinghouse, Babcock & Wilcox и General Electric – функционируют в штатах Вирджиния, Вашингтон, Северная Каролина и Южная Каролина.

В декабре 2010 года Areva и Mitsubishi объявили о создании совместного предприятия для производства топлива для реактора APWR на заводе в Ричланде (штат Вашингтон). На заводе производят диоксид урана (UO_2), топливные сборки для PWR и BWR, стержни выгорающих поглотителей (карбид бора). На заводе в Эрвине (штат Теннеси) нитрат уранила преобразуют в обогащенный диоксид урана и передают на завод в Ричланде, где из него делают гранулы для производства топлива.

2.3.3. Производство ядерного топлива в России

В России топливо для ядерных реакторов производится на предприятиях топливной компании «ТВЭЛ», которая была образована в 1996 году. Предприятия ТК «ТВЭЛ» обеспечивают потребности в ядерном топливе 76 энергетических реакторов в России и ядерных реакторов в 15 государствах Европы и Азии, а также 30 исследовательских реакторов по всему миру. ТК «ТВЭЛ» является единственным поставщиком свежего ядерного топлива для АЭС Болгарии, Венгрии и Словакии, а также поставляет его во все страны Европы, где были построены АЭС, работающие на реакторах российского (советского) дизайна.

В комплекс фабрикации ядерного топлива ТК «ТВЭЛ» входят четыре завода: ОАО «Машиностроительный завод» (Электросталь, Московская обл.), ОАО «Новосибирский завод химконцентратов» (Новосибирск), ОАО «Чепецкий механический завод» (Глазов, Удмуртия) и ОАО «Московский завод полиметаллов». Эти предприятия осуществляют фабрикацию ядерного топлива для водо-водяных реакторов российского (ВВЭР-1000, ВВЭР-440) и западного (PWR, BWR) дизайна, для уран-графитовых реакторов (РБМК-1000, ЭГП-6), а также для исследовательских, судовых и реакторов на быстрых нейтронах (БН-600).

ОАО «Машиностроительный завод» – ведущий поставщик ТВС. Основой производственной программы предприятия является фабрикация ядерного топлива, которое поставляется на рынок в виде ТВС практически для всех типов реакторов АЭС (ВВЭР-440, ВВЭР-1000, РБМК-1000, РБМК-1500, БН-600, ЭГП-6, PWR), судовых и исследовательских реакторов, а также в виде отдельных топливных компонентов (порошка и топливных таблеток). Завод имеет полный цикл производства ЯТ – от конверсии гексафторида урана в порошок диоксида урана до изготовления ТВС.

Ядерное топливо на ОАО «МСЗ» изготавливается по заказам головных компаний, осуществляющих поставки ТВС на российские и зарубежные АЭС. В рамках кооперации с компанией AREVA NP (AREVA Group) завод изготавливает ЯТ для западноевропейских реакторов PWR и BWR.

ОАО «МСЗ» в последнее время совершенствует свои технологии, стремясь выйти с ними на международные конкурентные рынки. В 2010 году была отработана технология прессования порошка на оборудовании фирмы Hosokawa, по которой было изготовлено 140 тонн таблеток. Введено в эксплуатацию производство по извлечению порошка диоксида урана по АДУ-процессу (процесс получения керамического диоксида урана (UO_2) из UO_6 с использованием диураната аммония).

ОАО «Новосибирский завод химконцентратов» производит топливо в основном для реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000. Кроме этого, ОАО «НЗХК» изготавливает ядерное топливо для некоторых исследовательских реакторов, производит литий и его соединения. В 2010 году на предприятии была изготовлена и введена в промышленную эксплуатацию установка восстановительного пирогидролиза для получения порошка диоксида урана керамического сорта. Также был создан участок точного литья заготовок из нержавеющей стали и отработана технология получения отливок с гарантированным уровнем качества по химическому составу и механическим свойствам материала.

ОАО «Чепецкий механический завод» – единственный в России производитель циркония, сплавов на его основе и изделий из циркониевых сплавов ядерной чистоты, а также изделий из природного и обедненного урана. Продукция из природного урана выпускается в виде слитков, порошка металлического урана, диоксида урана и тетрафторида урана.

ОАО «Московский завод полиметаллов» является головной организацией по разработке и производству систем управления и

защиты для энергетических ядерных реакторов, реакторных установок судов атомного флота, исследовательских и промышленных реакторов. Предприятие поставляет продукцию для систем управления и защиты 42-х энергоблоков, расположенных на российских и зарубежных АЭС, в том числе в таких странах, как Украина, Болгария и Китай.

2.3.4. Международная интеграция российских компаний по фабрикации топлива

Потребителями топлива, фабрикуемого на предприятиях ТК «ТВЭЛ», являются следующие компании: ОАО «Концерн Росэнергоатом» (Россия), НАЭК «Энергоатом» (Украина), ЗАО «Армянская атомная электростанция» (Армения), Национальная электрическая компания (Болгария), Венгерская энергетическая компания (MVM Rt) (Венгрия), акционерное общество «Словакские электростанции» (Словакия), Fortum Power and Heat Oy (Финляндия), акционерное общество «ЧЕЗ» (Чехия), Компания индустрии атомной энергии (China Nuclear Energy Industry Corporation) и Цзянсуская корпорация ядерной энергетики (Jiangsu Nuclear Power Corporation, JNPC) (Китай), Департамент по атомной энергии правительства Индии (Индия) и Организация по атомной энергии (Иран).

Помимо готовых ТВС топливная компания «ТВЭЛ» экспортирует также компоненты ядерного топлива – например, поставляет в Индию топливные таблетки. Кроме того, ТК «ТВЭЛ» ведет работу по созданию смешанного уран-плутониевого топлива (МОКС-топлива).

Таблица 2.6. Фактические объемы производства ТК «ТВЭЛ» (блок фабрикации ЯТ) по видам топливной продукции в 2007-2011 гг.

Продукция	2007	2008	2009	2010	2011
ТВС ВВЭР-1000, шт.	1373	1289	1398	1498	1289
ТВС ВВЭР-440, шт.	1790	1834	1577	1808	1769
ТВС РБМК-1000, ТВС РБМК-1500, шт.		3530	3360	3630	3210
ТВС БН-600, шт.	282	236	223	249	405
ТВС ЭГП-6, шт.			144	144	144
ТВС научно-исследовательских реакторов, шт.	71	96	465	445	630
ТВС PWR, шт.				326	116
Итого ТВС:	3516	6985	7167	8100	7563
Итого таблеток керамического топлива, тУ:		1042,1	1289,0	1463,5	1583,0

Примечание. В 2010 году количество произведенных ТВС увеличилось на 8%, таблеток керамического топлива – на 13%.

В ближайших планах компании – выход на мировой рынок с топливом для АЭС западного дизайна. Ежегодный объем экспорта компании в 2010 году превысил 1 млрд долларов.

Россия–Украина–Казахстан. В 2008 году был подписан лицензионный договор ТК «ТВЭЛ» с ГП НАЭК «Энергоатом» по передаче в Украину технологий изготовления комплектующих ТВС из нержавеющей стали. В октябре 2010 года ТК «ТВЭЛ» подписала с госконцерном «Ядерное топливо» (Украина) соглашение о сотрудничестве по реализации проекта создания в Украине производства ЯТ для реакторов ВВЭР-1000. На первом этапе совместному предприятию будут переданы российские технологии изготовления ЯТ – от реконверсии урана до сборки ТВС. Строительство завода по фабрикации топлива является вторым этапом сотрудничества. Полный цикл изготовления ТВС на заводе будет наложен к 2020 году. Предполагается, что к 2013 году завод освоит технологию сборки ТВС, а в дальнейшем – технологии изготовления трубок, реконверсии урана, спекания топливных таблеток.

Также в 2010 году был подписан контракт на поставку ЯТ для АЭС Украины, который предусматривает поставку российских ТВС до конца срока эксплуатации украинских энергоблоков с учетом продления. По условиям контракта, начиная с 2016 года все энергоблоки украинских АЭС будут обеспечиваться ЯТ, изготавливаемым исключительно по российским технологиям.

Россия–Чехия–Словакия. В апреле 2010 года между ТК «ТВЭЛ» и АО «Словацкие электростанции» был подписан контракт на поставку ЯТ и сопутствующих услуг для строящихся энергоблоков № 3 и № 4 АЭС «Моховце». Контрактом предусматривается поставка с 2012 года ТВС для начальной загрузки обоих реакторов, а также по пять последующих перезагрузок для каждого из блоков.

В августе 2010 года в Чехии была завершена полная перезагрузка первого энергоблока АЭС «Темелин» российским ядерным топливом с досрочной выгрузкой американского топлива. Перевод энергоблока № 2 АЭС «Темелин» на российское топливо был осуществлен в 2011 году. ТК «ТВЭЛ» проявляет заинтересованность в строительстве ядерных топливных заводов в Словакии и Чехии.

Сотрудничество с AREVA NP. Топливной компанией «ТВЭЛ» совместно с немецким подразделением компании AREVA NP изготавливаются ТВС западного дизайна. По

состоянию на 2010 год было изготовлено более 2600 ТВС. Топливо поставляется на АЭС Германии, Нидерландов, Швейцарии и Великобритании.

2.3.5. Производство ядерного топлива в Китае

Китай стремится стать самодостаточной державой в большинстве аспектов ядерного топливного цикла.

«В 2008 году SNPTC (State Nuclear Power Technology Corporation) договорилась с двумя китайскими топливными компаниями о совместном изготовлении ТВС для китайских реакторов AP1000 (топливо для первичной загрузки, а также для нескольких перегрузок ТВС первичной загрузки будет поставляться компанией Westinghouse)».

В январе 2011 года был подписан контракт с Westinghouse для разработки, производства и изготовления топливного оборудования, что позволит Китаю производить топливо для реакторов AP1000. Завод создается в Баотоу, первоначальная мощность – 200 т/год, а начиная с 2013 года – до 2 тыс. т/год.

Топливо для АЭС «Тайшань» будет поставляться компанией Areva, т. е. топливо будет изготовлено во Франции.

В 2010 году объявлено о создании двух индустриальных парков. Первый – ядерная технологическая база близ Нанкина в провинции Цзянсу, а также производственная база, которая включает в себя научно-исследовательский центр, завод по созданию структурных модулей весом до 1 тыс. тонн и оборудования для российских реакторов ВВЭР-1000 и реакторов AP1000 компании Westinghouse. В настоящее время AP1000-модули производят на предприятии в Шаньдуне, которое имеет потенциал для строительства двух реакторов в год.

Вторая база запущена CNNC в провинции Чжэцзян, в 120 км от Шанхая. Основные направления работы базы: развитие производства оборудования для атомной отрасли; подготовка и обучение персонала; развитие прикладной ядерной науки и отраслей промышленности (медицинской, сельскохозяйственной, радиационного контроля и т. д.). Наряду с этими крупными центрами существуют завод по созданию AP1000-модулей в Хайяне и завод в провинции Хубэй для проектов AP1000 и производных CAP1400. Центр по атомной энергетике «Тайшань» (открыт в феврале 2010 года в провинции Гуандун), как

ожидается, станет центром производства энергетического оборудования, поставок оборудования и услуг для ядерно-энергетических проектов. Цель – к 2020 году производство должно занять 45% рынка ядерного оборудования провинции Гуандун.

2.3.6. Производство ядерного топлива в Японии

Единственный производитель ядерного топлива для реакторов с кипящей водой и реакторов с водой под давлением в Японии – NFI (Nuclear Fuel Industries, Ltd.), которая была основана в 1972 году путем интеграции ядерного бизнеса Furukawa Electric Co., Ltd. и Sumitomo Electric Industries, Ltd. Компания NFI занимается разработкой, производством различных типов ядерного топлива, в том числе для высокотемпературных реакторов и реакторов на быстрых нейтронах.

В мае 2009 года основным акционером NFI стала компания Westinghouse Electric Co. Среди потребителей топлива производства NFI – крупнейшие японские энергокомпании TEPCO (Tokyo Electric Power Company) и KEPSCO (Kansai Electric Power Company).

В японской префектуре Ибараки к 2013 году появится новый завод по выпуску ядерного топлива, что позволит более чем в два раза увеличить мощность производства – в настоящее время она составляет 450 тонн порошка диоксида урана в год. Строительство завода будет осуществляться в рамках совместного предприятия Areva, MMC (Mitsubishi Materials Corporation), MC (Mitsubishi Corporation) и MHI (Mitsubishi Heavy Industries Ltd.), в котором французская компания владеет долей в 30%. На заводе будет осуществляться переработка обогащенного урана в диоксид урана.

2.3.7. Производство ядерного топлива в Казахстане

В Казахстане производство ядерного топлива осуществляется на заводе АО «Ульбинский металлургический завод» (АО «УМЗ») (Усть-Каменогорск, Казахстан).

Завод был построен в 1949 году и первое время специализировался на металлургии урана. Затем на заводе изготавливали сплавы ВОУ с бериллием для использова-

ния в качестве топлива корабельных реакторов. Впрочем, основной задачей завода было обеспечение продуктами из металлического бериллия советских ядерных и аэрокосмических отраслей промышленности. С 1976 года завод был основным изготовителем порошка диоксида урана и топливных таблеток для энергетических реакторов ВВЭР и РБМК.

В настоящее время АО «УМЗ» может представлять на мировой рынок следующую продукцию:

- закись-окись природного урана;
- порошки диоксида урана ядерного керамического сорта;
- топливные таблетки для реакторов типа ВВЭР, РБМК, PWR, в том числе с добавками выгорающих поглотителей – оксида эрбия и оксида гадолиния;
- топливные таблетки типа AFA 3G для реакторов PWR дизайна французской фирмы AREVA NP;
- услуги по переработке трудновскрываемых урансодержащих материалов.

Производство АО «УМЗ» состоит из следующих основных заводов:

- бериллиевый завод, на котором изготавливают металлический бериллий, сплавы, керамику и обработанные бериллиевые продукты;
- tantalовый и сверхпроводниковый завод, на котором изготавливают продукты из tantalа, а также электронику и сверхпроводящие устройства высокого качества;
- завод ядерного топлива.

На заводе ядерного топлива работают две производственные топливные линии для реакторов РБМК и ВВЭР. Завод получает обогащенный гексафторид урана из ОАО «Ангарский электролизный химический комбинат». Материал восстанавливается до диоксида урана (имеющего форму порошка), который затем гранулируется в присутствии органического вяжущего материала, уплотняется до состояния таблеток и спекается. Таблетки отправляются для изготовления топливных стержней и сборок на заводы по производству топлива в Электростали (ВВЭР-440 и РБМК-1000) и Новосибирске (ВВЭР-1000). Производительность завода составляет 2650 тонн топлива в год.

Используемая на АО «УМЗ» технология обеспечивает получение порошков диоксида урана и топливных таблеток для реакторов АЭС не только из гексафторида урана с обогащением до 4,95% по U-235, но и из оксидов урана, солей уранила, тетрафторида урана, урановых рудных концентратов, металлического урана, различных видов

урансодержащих скрапов, зол, нерастворимых осадков, в том числе содержащих выгорающие поглотители – гадолиний и эрбий, переработка которых обычными методами затруднена.

В 2010 году между АО «УМЗ» и японской компанией NFI подписано соглашение о производстве компонентов ядерного топлива для японского рынка.

2.3.8. Производство и планы по производству ядерного топлива в странах, использующих атомную энергию

Следует отметить, что исходя из мирового опыта развития атомной энергетики производство электроэнергии на АЭС и создание ядерного топливного цикла (ЯТЦ) для обеспечения АЭС топливом должны быть разграничены, так как развитие атомной энергетики далеко не всегда предполагает создание национального ЯТЦ. Например, такие активно развивающие атомную энергетику страны, как Швейцария, Финляндия, Швеция, Бельгия, Южная Корея, Мексика, ЮАР и Тайвань, не планируют создание собственного ЯТЦ или пришли к выводу о нецелесообразности его развития и отказались от работ в этой области.

Украина вполне может стать следующей страной – производителем ядерного топлива. В декабре 2009 года украинское правительство приняло решение о соз-

дании концерна «Укратомпром», предусматривающее слияние государственного предприятия НАЭК «Энергоатом» и предприятий ЯТЦ в интегрированную компанию. Сюда также войдут ГК «Восточный ГОК», «Приднепровский металлургический завод», «Polimin», «Смолы», «Цирконий» и подразделения Национального научного центра «Харьковский физико-технологический институт» (ХФТИ). Новый концерн настроен на организацию открытого цикла производства ядерного топлива в Украине.

Иран стремится к созданию собственного ЯТЦ. Недавно в Иране началось обогащение урана на 3 тыс. центрифуг, о чем президент Ирана заявил на церемонии открытия завода в Натанзе. Иран способен обогащать ядерное топливо в промышленных масштабах. В начале 2011 года сообщалось, что в иранском городе Исфахан на территории ядерного центра завершено строительство нового завода по изготовлению топливных пластин. Кроме этого, на территории Исфаханского ядерного центра изготавливаются циркониевые губки (50 т в год), циркониевые трубы (2 т в год) и циркониевая лента (10 т в год). По некоторым данным, производство начало функционировать еще в 2004 году. Современные производственные показатели его неизвестны.

Становится все сложнее определить точный характер и глубину ядерной программы Ирана. В ноябре 2011 года МАГАТЭ сообщило, что располагает достоверной информацией о том, что Иран занимается деятельностью, цель которой – создание ядерного оружия (см. Приложение 2.3).

Раздел 3. МОКС-ТОПЛИВО

МОКС-топливо (mixed oxide fuel) – это ядерное топливо, состоящее из смеси диоксидов урана и плутония.

Главной причиной того, что ядерная энергетика пытается сегодня идти по пути использования МОКС-топлива, является стремление избавиться от накопленного избыточного плутония путем сжигания его в реакторе. При изготовлении МОКС-топлива может использоваться обедненный (отвальный) или природный уран в виде диоксида и плутоний – энергетический или оружейный.

Таким образом, у идеологов использования МОКС-топлива есть два аргумента: во-первых, сжигаем избыточный плутоний, во-вторых, сжигаем уран, непригодный для использования в тепловых реакторах, получая при этом энергию.

3.1. Краткий обзор технологий изготовления МОКС-топлива

В настоящее время используют несколько технологий для изготовления МОКС-топлива. Общая схема типичного процесса изготовления МОКС-топлива показана на рисунке 3.1. Технологии изготовления МОКС-топлива из оружейного и энергетического плутония существенно отличаются. На практике для переработки плутония оружейного качества в реакторное топливо используют два «неводных» метода: пирохимический – гидрирование металлического плутония с последующим окислением до PuO_2 в одном реакторе, и пироэлектрохимический – растворение металлического плутония в расплаве хлоридов ($\text{NaCl}+\text{KCl}$) с последующей осадительной кристаллизацией PuO_2 в одном электролизере.

При изготовлении таблеток из МОКС-топлива для ТВЭЛОв энергетических реакторов используют три способа:

1) способ механического смешивания исходных порошков диоксидов урана и плутония;

2) способ химического соосаждения порошков (U , PuO_2) в присутствии поверхностно-активных веществ;

3) способ прямого производства МОКС-порошков из раствора нитратов урана и плутония.

При использовании способа механического смешивания важной частью процесса является тонкий размол (микронизация) порошков UO_2 и PuO_2 , что важно для уплотнения частиц порошка до необходимой степени и качества. Смешивание происходит в высокоэнергетической мельнице, где и образовывается гомогенная структура МОКС с повышенной плотностью и за короткое время. Данная технология достаточно пыльная, что является ее существенным недостатком. Кроме этого, изготовление МОКС-топлива влечет за собой образование отходов и скрапа, загрязненных плутонием.

При втором способе производится совместное осаждение солей урана и плутония из раствора с образованием малопылящих гранул (AUPUC-процесс). Этот метод подобен методу получения уранилтрикарбоната, с той лишь разницей, что уран и плутоний осаждаются из раствора одновременно в виде $(\text{NH}_4)_4(\text{U-Pu})\text{O}_2(\text{CO}_3)_3$. Осадок представляет собой гомогенный твердый раствор, образующий после кальцинации при температуре 600 °C текучий порошок U-PuO_2 , который растворяется в кипящем растворе HNO_3 . Этот процесс требует транспортировки плутония в виде водного раствора, если завод по изготовлению МОКС-топлива расположен в отдалении от предприятия по переработке ОЯТ. Преимущество метода заключается в отсутствии пыли в ходе технологического процесса. Его недостатками являются опасность возникновения СЦР, что свойственно любому процессу с водным раствором плутония, увеличение объема радиоактивных отходов и потенциальная опасность хищения, поскольку уран и плутоний получают в разделенном и очищенном виде.

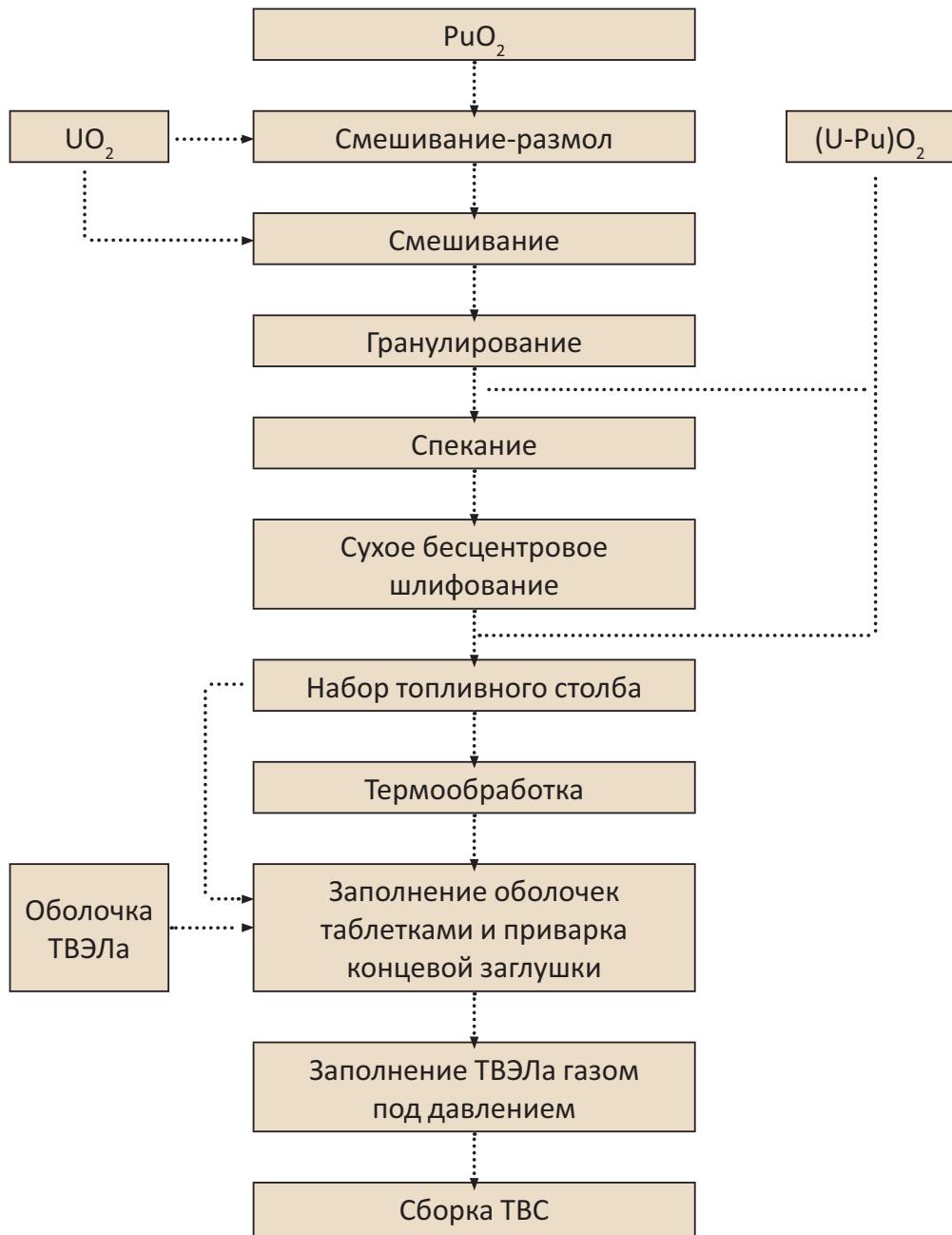


Рис. 3.1. Типичный процесс изготовления МОКС-топлива.

Третья технология производства UO_2 - PuO_2 представляет собой совместную конверсию раствора нитратов урана и плутония, которая основана на дегидратации и денитрации растворов методом микроволнового (СВЧ) нагрева. Технологическая схема этого процесса представляет собой нечто среднее между процессом получения сухого порошка и процессом водного осаждения (AUPUC) (рис. 3.2). Данная технология требует особенно эффективной очистки отходящих газов, но очень удобна для автоматизации и применения защитных перчаточных боксов.

В разное время испытывались и другие технологии для изготовления МОКС-топлива. Например, в России проводились исследования по использованию золь-гель процесса для получения гранулированного МОКС-топлива, из которого затем прессовались таблетки. Однако этот процесс не позволил обеспечить высокое и стабильное качество таблеток, поэтому решено было вернуться к методу аммиачного соосаждения урана и плутония. По этой технологии было изготовлено 12 ТВС для БН-600, большая часть которых прошла реакторные испытания.

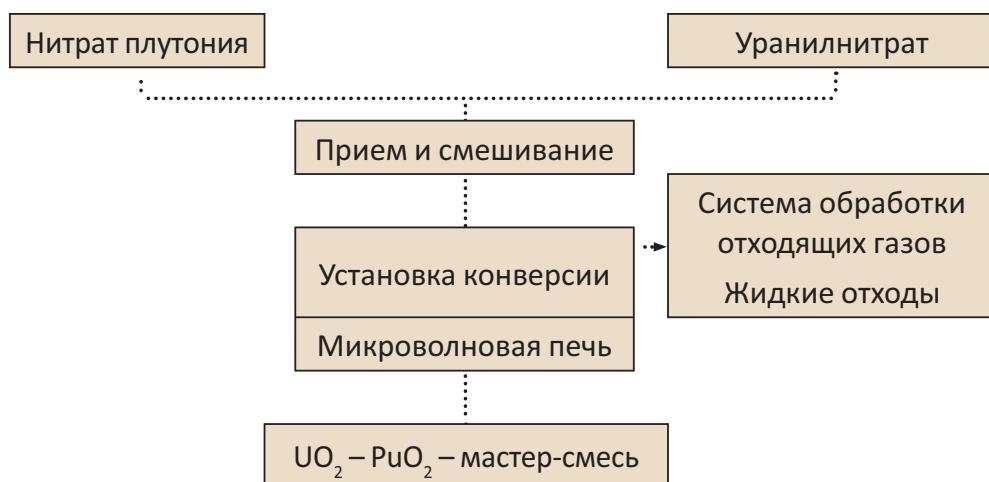


Рис. 3.2. Прямое производство МОКС-порошков из раствора нитратов урана и плутония.

Таблица 3.1. Мировые возможности и планы по изготовлению МОКС-топлива (тонн ТМ)

Страна	2010	2015
Франция, Melox	175	195
Япония, Tokai	10	10
Япония, Rokkasho	0	130
Россия, «Маяк», Озерск	5	5
Россия, ГХК, Железногорск	0	60
Великобритания, Sellafield	40	0
Индия	20	20
Итого:	250	420

3.2. Мировые мощности по изготовлению и переработке (сжиганию) МОКС-топлива. Перспективы использования МОКС-топлива в мире после аварии на Фукусиме

МОКС-топливо используется в реакторах на тепловых нейтронах более 30 лет. В настоящее время во всем мире МОКС-топливо используется на 33 тепловых реакторах. Более 2% ядерного топлива, используемого сегодня в реакторах, – это МОКС-топливо.

В мире МОКС-топливо изготавливается на нескольких заводах. Мировые возможности по изготовлению МОКС-топлива в настоящее время и прогноз до 2015 года показаны в таблице 3.1.

Нынешние производственные мощности по изготовлению смешанного уран-плутониевого оксидного топлива составляют около 250 тонн ТМ. Основные производства расположены во Франции, Великобритании и Индии, а несколько установок меньшей мощности имеются в России и Японии. В октябре 2010 года японская национальная топливная компания (JNFL) начала сооружение новой установки по изготовлению МОКС-топлива (мощностью 130 тонн ТМ) в селе Роккасе (префектура Аомори). Строительство планируется завершить в марте 2016 года. Аналогичную установку планируется построить в России в Северске (Томская обл.). Россия планирует также построить коммерческую установку по изготовлению МОКС-топлива мощностью 60 тонн в год и установку мощностью 14 тонн в год по производству смешанного (плотного) нитридного топлива для реакторов на быстрых нейтронах. В Великобритании на заводе по производству МОКС-топлива в Селлафилде сооружается новая установка по изготовлению МОКС-топлива. США планируют создавать дополнительные мощности по изготовлению МОКС-топлива в целях использования избыточного оружейного плутония. В 2010 году МОКС-топливо начали использовать в Японии на энергоблоках «Иката-3» и «Фукусима-Дайити-3».

Последствия аварии на японской АЭС «Фукусима» могут оказаться на мировых программах по использованию МОКС-топлива. На третьем блоке аварийной станции была загружена небольшая партия смешанных уран-плутониевых кассет. Хотя данный факт никак не сказался на протекании аварии, но стал поводом для очередного обсуждения перспектив МОКС-топлива в самой Японии и в мире.

3.2.1. МОКС-топливо в Европе

Использование МОКС-топлива в Европе началось в 1963 году на реакторе BR3 в Моль (Бельгия). С 1974 года МОКС-топливо использовали в ныне закрытом реакторе Chooz A (Франция). Компании Belgonucléaire и COGEMA начали совместно производить МОКС-топливо на предприятиях в Десселе (Бельгия) (введено в эксплуатацию в 1973 г.) и Кадараше (Франция) (введено в эксплуатацию в 1970 г.). Мощность этих предприятий составляла 35 и 15 тонн соответственно.

Франция и Бельгия

Сегодня 16 из 28 французских реакторов имеют лицензию на использование МОКС-топлива. По правилам французского регулирующего органа по ядерной безопасности в активную зону французских реакторов может быть загружено не более 30% ТВС с МОКС-топливом. Содержание плутония в топливе не должно превышать 5,3%.

В Бельгии в декабре 1993 года было разрешено загрузить два реактора МОКС-топливом не более чем на 20% активной зоны, но с содержанием плутония в топливе 7,7%.

Вторая волна разработки МОКС-топлива для реакторов ВВЭР привела к созданию в 1995 году нового производственного предприятия в Маркуле (Франция) мощностью 115 тонн в год.

Во Франции и Бельгии, как и во всем мире, производители МОКС-топлива испытывают ряд технических трудностей при его производстве и хранении, что, в первую очередь, ухудшает экономику МОКС-индустрии. Это такие факторы, как:

- наличие высокого альфа-излучения, а также америция-241, который является высокорадиоактивным источником гамма-излучения;

- ограничение в длительности хранения плутония при производстве МОКС-топлива (2-3 года);

- для увеличения времени, в течение которого топливные стержни могут работать в реакторе, необходимо повышать обогащение топлива. При обогащении 4,2% для уранового топлива и 8% для МОКС-топлива и разрешенной в настоящее время во Франции предельной концентрации плутония в МОКС-топливе 5,3% эквивалентное производство энергии равняется 30 000 мегаватт-дней на 1 тонну тяжелого металла, в то время как при использовании уранового топлива производство энергии равняется 47 000 мегаватт-дней;

- в ходе экспериментов по репроцессингу отработавшего МОКС-топлива был выделен плутоний, который имел большое количество примесей, в связи с чем поддавался расщеплению в меньшей степени, чем плутоний, выделяемый из уранового ОЯТ. Дальнейшее очищение плутония было связано с увеличением стоимости репроцессинга. При репроцессинге ОЯТ МОКС-топлива образуются, по сравнению с переработанным урановым топливом, более высокие концентрации трансурановых элементов, а следовательно, и больше радиоактивности. Это было одной из причин того, что в августе 1996 года энергети-

ческая компания EDF (Électricité de France) заявила о своем намерении складировать отработавшее МОКС-топливо не перерабатывая его.

Таким образом, пока неясно, какой должна быть политика относительно того, что делать с отработавшим МОКС-топливом в будущем.

Из высказанного можно сделать вывод, что предлагаемое направление по использованию МОКС-топлива рассматривается как способ уменьшить запасы плутония, однако МОКС-направление может принести намного больше проблем, чем сам плутоний. Если к уже существующим экологическим последствиям функционирования атомной, в том числе плутониевой, промышленности прибавить экономические недостатки, то Франция, возможно, пересмотрела бы свое отношение к МОКС-топливу и классифицировала его как отходы. В этом случае появится надежда, что будущим поколениям придется обращаться с меньшим количеством плутония, чем это может стать в результате реализации нынешних проектов французской компании COGEMA по репроцессингу.

Одно из первых последствий аварии на АЭС «Фукусима» – это перенос на неопределенный срок поставок очередных партий МОКС-топлива французского производства в Японию. Французская компания Areva по заказу японских энергетических компаний перерабатывает японское ОЯТ и выпускает МОКС-топливо. До аварии на Фукусиме на него частично было переведено четыре японских блока. Теперь их осталось три. Кроме этого, Areva объявила об отказе от покупки урана и ядерного топлива на сумму 191 млн евро. Причиной этому послужило закрытие реакторов в Японии и Германии. (По сообщению World Nuclear News 3 августа 2011 г.)

Великобритания

Под вопросом остается и возвращение в Японию высокоактивных отходов (ВАО), полученных от переработки ОЯТ в Великобритании, на атомном комплексе в Селлафилде. По утверждению британцев, намеченная на 2011 год отправка партии ВАО была отменена. Авария на Фукусиме сказалась на МОКС-планах Великобритании, где Управление по выводу из эксплуатации ядерных объектов (NDA) объявило о закрытии при первой возможности завода по производству МОКС-топлива в Селлафилде.

NDA провело оценку коммерческих рисков завода по производству МОКС-топлива в Селлафилде (SMP). В августе 2011 года NDA

опубликовало заявление, в котором, в частности, содергится вывод: «Для того чтобы гарантировать, что налогоплательщик Великобритании не будет нести в будущем финансового бремени, связанного с SMP, единственный разумный курс действий – закрыть его при первой возможности. Единственными клиентами завода в Селлафилде были 10 японских АЭС».

Проблемный завод в Селлафилде был построен в 1990-х годах для переработки иностранного, в основном японского, диоксида плутония, который нарабатывался из отработавшего ядерного топлива на заводе по переработке ОЯТ в том же Селлафилде.

Представитель завода в Селлафилде высказал мнение, что после того как Япония закроет еще одну АЭС – «Хамаока», – завод по производству МОКС-топлива в Селлафилде будет целесообразно законсервировать.

Правительство Великобритании рассматривает идею строительства второго завода по производству МОКС-топлива. По мнению правительства, это позволит решить проблему хранения (использования) запасов энергетического плутония Великобритании, которые являются самыми большими в мире. Если второй завод по производству МОКС-топлива будет построен, появится возможность преобразования японского плутония в ядерное топливо и использования его в новых британских реакторах, рассчитанных на этот вид топлива. По сообщению NDA, Великобритания продолжит хранение японского плутония безопасно и надежно и ответственно подойдет к дальнейшим обсуждениям с японскими клиентами.

3.2.2. МОКС-топливо в Японии

После аварии на Фукусиме японская программа по использованию МОКС-топлива испытывает серьезные трудности из-за противодействия местных властей.

В мае 2001 года на референдуме в префектуре Ниигата жители проголосовали против использования МОКС-топлива на АЭС «Касивадзаки-Карива», одном из крупнейших в мире реакторов для сжигания этого вида топлива. Протесты жителей были связаны прежде всего с отсутствием гарантий в отношении уровня безопасности использования МОКС-топлива. Такие опасения обоснованы: с 1986 по 2011 год на японских АЭС произошло более десяти достаточно серьезных аварий, в результате которых пострадало более 500 чело-

век. Однако несмотря на протесты в отношении использования МОКС-топлива правительство планировало наращивать масштабы его использования. Если все программы по переработке топлива будут выполнены, то Япония уже через десять лет станет первой в мире державой по запасам плутония – 80-90 тонн (30 т – экспорт из Европы, 6 т – в результате переработки ОЯТ на заводе в Токаяе и 50 т – на заводе в Роккасе).

Расположенная на побережье примерно в 200 км от Токио АЭС «Хамаока» находится между двумя основными геологическими разломами, что дало основание сейсмологу Кацухико Исибаси из Университета Кобе назвать ее «террористом-камикадзе, ожидающим взрыва». В мае 2011 года, опасаясь риска землетрясений магнитудой 8 в ближайшие 30 лет, японское правительство распорядилось закрыть АЭС на неопределенный срок, пока вокруг нее не будет построена массивная дамба.

В настоящее время в Японии компанией EPDC строится усовершенствованный кипящий реактор (ABWR) мощностью 1383 МВт, который будет первым японским энергоблоком, специально спроектированным для использования в нем МОКС-топлива с рециклированным плутонием.

МОКС-топливо используется на двух энергоблоках – «Михама-3» и «Такахама-4», которые принадлежат компании КЕРСО. В работе этих энергоблоков периодически возникают различные сбои. В августе 2004 года «Михама-3» был остановлен после того, как во время аварии погибли 5 человек, и возобновил свою работу только через два с половиной года. Из-за этого инцидента были заморожены работы по переводу «Такахама-4» на МОКС-топливо, хотя разрешение от властей префектуры Фукуи, на территории которой находится реактор, было получено еще в марте 2004 года. Теперь компания КЕРСО должна подтвердить безопасность эксплуатации «Михама-3», чтобы продолжить использование МОКС-топлива на своих реакторах.

До событий на Фукусиме многие энергетические компании Японии планировали использовать МОКС-топливо на своих реакторах. Так, в 2006 году компании Shikoku Electric Power Co. и Kyushu Electric Power Co. получили одобрение от местных властей на использование МОКС-топлива на одном из своих энергоблоков начиная с 2011 года. При этом загрузка МОКС-топлива должна была равняться 25% от активной зоны реактора.

Япония начала выводить из эксплуатации первый реактор на МОКС-топливе «Фукусима-1», который был остановлен в марте 2003 года. Планируется, что он будет полностью выведен и демонтирован к 2028 году, при общих расходах на вывод около 70 млрд иен (около 700 млн евро).

3.2.3. МОКС-топливо в США

В Соединенных Штатах Америки, где давно сложилось неоднозначное отношение к плутонию еще до событий на Фукусиме, МОКС-топливом интересовался единственный крупный потенциальный клиент – имеющая давние связи с федеральными органами компания TVA.

Совместное предприятие Shaw-Areva MOX Services строит в штате Южная Каролина завод по производству МОКС-топлива. Начало коммерческой эксплуатации завода намечено на 2018 год. До аварии на Фукусиме о своем согласии обсудить возможность использовать МОКС-топливо объявляли компании TVA и Energy Northwest. TVA могла бы стать крупнейшим (или одним из крупнейших) покупателем МОКС-сборок сразу для двух своих станций. На сегодняшний день никаких формальных изменений в позиции компании не произошло. В TVA по-прежнему исходят из того, что окончательное решение – соглашаться или нет на частичный переход на МОКС должно быть принято в 2012 году, при этом не уточняют, когда именно. В начале компания планирует всесторонне изучить случившееся на АЭС «Фукусима». Пресс-секретарь TVA Рей Голден заявил: «Мы по-прежнему рассматриваем потенциальное использование МОКС-топлива. Мы очень интересуемся текущими событиями в Японии и, скорее всего, извлечем из них уроки».

Известно, что в компании стартовала программа по независимой оценке последствий от использования МОКС-топлива. Одним из документов, подлежащих пересмотру, станет ОВОС (оценка воздействия на окружающую среду).

Чтобы расширить круг клиентов, министерство энергетики США (Department of Energy, DOE) предлагает внести изменения в проектную документацию МОКС-завода и расширить его возможности. Если ранее считалось, что он будет выпускать топливо только для реакторов PWR, то сегодня говорится о фабрикации топлива для реакторов BWR и современных проектов легководных реакторов, таких как AP1000.

3.2.4. Российский опыт и концепция использования МОКС-топлива

Начало работ в России по использованию плутония в качестве ядерного топлива относится ко второй половине 1950-х годов.

До настоящего времени в России в экспериментальном быстром реакторе БР-10 были испытаны две активные зоны с топливом, содержащим плутоний оружейного качества. Кроме этого, в исследовательском реакторе БОР-60 были испытаны ТВЭЛы, изготовленные по разным технологиям с использованием плутония различного изотопного состава. Многие годы этот реактор работает рециркулируя собственный плутоний.

В опытно-промышленных реакторах БН-350 и БН-600 помимо основного топлива на обогащенном уране, которое использовалось с момента их пуска, используют МОКС-топливо, которое прошло испытание в исследовательских реакторах БР-10 и БОР-60. В БН-350 испытывались, с последующими исследованиями и химической переработкой, опытные ТВС со смешанным оксидным топливом, в которых использовали 350 кг плутония оружейного качества. К настоящему времени на основе такого топлива было изготовлено и испытано в реакторах БН-350 и БН-600 более 2 тыс. ТВЭлов.

Для целей экспериментального обоснования технологии утилизации плутония в быстрых реакторах на ПО «Маяк» была создана опытно-промышленная установка «Пакет» производительностью до 10 ТВС с плутониевым топливом в год. Сегодня на ПО «Маяк» ведутся работы по модернизации установок «Гранат» и «Пакет» для выполнения последних требований Ростехнадзора по промышленной и экологической безопасности.

В настоящее время в России проектируется и строится малая серия (3-4 блока) энергетических быстрых реакторов БН-800 на Южно-Уральской и Белоярской атомных станциях.

Первоначально БН-800 строился с целью утилизации энергетического плутония, накапливаемого на ПО «Маяк» в результате переработки ОЯТ урановых реакторов. Проект БН-800 характеризуется коэффициентом воспроизводства плутония на уровне 1, т. е. планировалось, что эти реакторы будут использовать плутоний из тепловых реакторов в качестве своей стартовой загрузки, а затем переходить на собственный плутоний.

Однако дальнейшие расчеты показали, что с помощью БН-800 можно сжигать не только накапливаемый от переработки ОЯТ на радиохимическом заводе РТ-1 плутоний, но и весь оружейный плутоний, вы свобождаемый от демонтажа ядерных боеприпасов. Но для этого необходимо будет отложить переработку ОЯТ реакторов БН-800 до того момента, когда значительная часть выделенного энергетического и вы свобождаемого оружейного плутония будет обезврежена, т. е. переведена в форму отработавшего МОКС-топлива. Таким образом, переработка ОЯТ из МОКС-топлива станет отложенной на будущее проблемой.

Сегодня для реакторов БН-800 начато строительство завода по изготовлению МОКС-топлива с производством до 900 ТВС в год. Строительство планируется завершить в 2014 году, одновременно с пуском энергоблока БН-800 на Белоярской АЭС. Завод МОКС-топлива будет состоять из нескольких площадок. Исходная подготовка материалов (гранулята из урана и плутония) будет производиться на Горнохимическом комбинате в Железногорске (Красноярский край), а само изготовление тепловыделяющих элементов – в Ульяновской области, в НИИАР (Научно-исследовательский институт атомных реакторов).

Годовой расход оружейного плутония на изготовление ТВС для одного реактора БН-800 составляет около 1,6 тонны. То есть если программа ввода реакторов БН-800 будет выполнена, то весь накопленный на ПО «Маяк» энергетический и вы свобождаемый оружейный плутоний можно будет превратить в форму отработавшего топлива в течение 20-30 лет. Для снижения количества плутония в отработавшем топливе и затрат на хранение ОЯТ МОКС-топлива рассматривается также модернизированный вариант реактора БН-800 без выделенных зон воспроизводства с общим коэффициентом воспроизводства примерно 0,8.

Возможность использования МОКС-топлива в реакторах ВВЭР пока не подтверждена. Сегодня такая возможность только исследуется в рамках расчетно-экспериментального обоснования. Цель этих работ – понять преимущества и недостатки этого направления утилизации плутония, а также перенять опыт Западной Европы. В Физико-энергетическом институте им. А. И. Лейпунского (Обнинск) начато сооружение стенда СУПР (смешанные уран-плутониевые решетки) для экспериментального изучения характеристик безопасности легководных реакторов с использованием в топливе плутония, в том числе оружей-

ного. Характеристики МОКС-топлива, влияющие на безопасность реакторов в сравнении с урановым топливом, приведены в Приложении 3.1.

Для того чтобы принять решение – возможно или нет использовать МОКС-топливо в реакторах ВВЭР, необходимо определить условия совмещения конструкции реакторов и тепловыделяющих сборок с МОКС-топливом, исследовать, по крайней мере, еще около десятка важных характеристик, влияющих на безопасность и экономичность.

В первую очередь, это нейтронные характеристики, поскольку нейтронное поле активной зоны при загрузках МОКС-топливом и урановым топливом существенно отличается. Нейтронный спектр МОКС-топлива жестче, чем UO_2 -топлива. Это уменьшает вес стержней регулирования и растворенного бора, что требует увеличения количества растворенного бора, числа выгорающих поглотителей и модификации контрольных стержней для использования обогащенного бора. Кроме этого, доля запаздывающих нейтронов и среднее время жизни нейтронов меньше в активной зоне с МОКС-топливом, а температурный коэффициент реактивности в МОКС-активной зоне и доплеровский коэффициент реактивности более отрицательные, чем в UO_2 , что необходимо учитывать при анализе безопасности реактора.

Не совпадают и термофизические характеристики МОКС-топлива и UO_2 -топлива. В МОКС-топливе теплопроводность ниже, что при одинаковом уровне энерговыделения вызывает более высокую температуру (на 50-100 К по центру) и большее накопление энергии по сравнению с UO_2 -топливом. МОКС-топливо имеет более низкую температуру плавления, чем UO_2 -топливо. МОКС-топливо по сравнению с UO_2 -топливом имеет более высокое остаточное тепловыделение в долгосрочном плане, что может быть опасным при возникновении серьезных аварий в бассейне-охладителе.

В Физико-энергетическом институте им. А. И. Лейпунского считают, что необходимо продолжать исследования относительно критичности и дозовых нагрузок свежего и облученного МОКС-топлива. Свежее МОКС-топливо имеет значительно более высокие уровни нейтронов и гамма-квантов, а также более высокую альфаактивность, чем UO_2 -топливо. Оболочки ТВЭла достаточно, чтобы задержать это излучение и защитить персонал в случае неповрежденного топлива. Однако при хранении поврежденного топлива условия

будут иные.

Облученное МОКС-топливо имеет больший выход нейтронов. При перевозке ОЯТ дозовая нагрузка снаружи контейнера за счет нейтронной составляющей более чем в 3 раза выше, чем для обычного ОЯТ.

Кроме изложенных выше проблем, которые требуют изучения и выводов, существуют и другие причины, свидетельствующие о том, что сегодня использовать МОКС-топливо в российских легководных реакторах слишком опасно и нерационально.

Во-первых, ни один из тепловых реакторов в России не проектировался с учетом возможности использования МОКС-топлива. Показатели безопасности большинства действующих реакторов ВВЭР, даже на урановом топливе, полностью не удовлетворяют перспективным требованиям, предъявляемым к показателям реакторов повышенной безопасности нового поколения. В силу этого вероятность получения разрешения (лицензии) на замену части урановых ТВС в действующих реакторах ВВЭР на ТВС с МОКС-топливом практически равна нулю.

Во-вторых, важным является вопрос о радиотоксичности отработавшего топлива. Известно, что присутствие в отработавшем МОКС-топливе долгоживущих изотопов плутония, америция, нептуния и кюрия существенным образом усложняет технологию рецикла МОКС-топлива и решение проблемы его долгосрочного захоронения. Эти проблемы связаны и с накоплением в отработавшем топливе изотопа Ru-241, удельная радиотоксичность которого в 40 раз выше, чем радиотоксичность основного изотопа Ru-239. При хранении Ru-241 превращается в еще более токсичный Am-241 с периодом полураспада 433 года. Этот изотоп и определяет основной вклад в радиотоксичность трансурановых элементов в отработавшем топливе после распада краткоживущих продуктов деления.

При работе легководных реакторов на урановом топливе из общей массы нарабатываемого энергетического плутония (порядка 250 кг/ГВт(э)-год) около 30 кг составляет изотоп Ru-241. При использовании в легководных реакторах МОКС-топлива, изготовленного с использованием оружейного плутония, годовая наработка Ru-241 увеличивается более чем в три раза, т. е. около 100 кг.

В-третьих, использование в реакторах ВВЭР МОКС-топлива (на оружейном плутонии) приведет к увеличению в несколько раз (в сравнении с использованием

уранового топлива) массы малых актиноидов, радиотоксичность которых более чем в 3 раза превышает радиотоксичность трансурановых элементов, накапливаемых при работе ВВЭР на урановом топливе такой же мощности.

В то же время при утилизации оружейного плутония в реакторах БН радиотоксичность утилизированного плутония практически совпадает с радиотоксичностью первоначального плутония.

Что касается экономики, то быстрые реакторы (и технологии, их обслуживающие) обходятся намного дороже, чем тепловые. В России первый промышленный быстрый реактор БН-600 производит электроэнергию на 40% дороже, чем реактор ВВЭР-1000. Цена БН-800 несколько снижена за счет уменьшения удельной металлоемкости на 80% по сравнению с аналогичным показателем БН-600. Также улучшена экономика топливного цикла за счет перехода с неэффективного для быстрых реакторов уранового топлива на МОКС-топливо и увеличения в последующем выгорания топлива.

Таким образом, главным аргументом для объяснения и оправдания развития российской программы по быстрым реакторам, использующим МОКС-топливо, является лишь необходимость утилизации оружейного плутония, а также плутония, накопленного в результате переработки уранового топлива на ПО «Маяк». Других серьезных и положительных аргументов у сторонников использования МОКС-топлива сегодня нет. Особо следует подчеркнуть, что быстрых реакторов, способных использоваться на полную мощность для утилизации плутония, сегодня нет ни в одной стране, в том числе и в России. А для того чтобы утилизировать накопившийся плутоний в тепловых реакторах, используя их с полной МОКС-нагрузкой, потребуется в 2 раза больше или реакторов, или времени, чем при утилизации в быстрых реакторах такой же мощности. Это обусловлено различиями в годовом расходе плутония на изготовление топлива для ВВЭР и быстрых реакторов. При ограничении доли смешанного топлива 1/3 загрузки активной зоны (как, например, на французских АЭС) требуемое число ВВЭР возрастает в 6 раз по сравнению с быстрыми реакторами.

3.3. Транспортировки МОКС-топлива

МОКС-топливо, так же как и другие ядерные делящиеся материалы, перевозится по воде, по воздуху и по сушке. Кон-

струкция контейнеров для транспортировок МОКС-топлива не обнародована.

Известно, что правилами и нормами МАГАТЭ не предусматривается специально каких-либо дополнительных мер безопасности для морских контейнеров с МОКС-топливом. Более того, не существует сценариев и подготовленных мер на случай затопления корабля с грузом МОКС-топлива. Позиция МАГАТЭ для этого сценария такова, что произойдет «незначительный ущерб окружающей среде и минимальное радиоактивное облучение людей».

Перевозка по воздуху в настоящее время не является редкостью при транспортировке МОКС-топлива в Европе. Например, швейцарские ТВЭЛы с МОКС, собранные в Англии, транспортировались из аэропорта в Карлайл (Сев. Англия, вблизи границы с Шотландией) в Цюрих. Также были осуществлены перевозки МОКС-топлива по воздуху из Германии в Шотландию.

США имеют строгие стандарты безопасности (NUREG-0360) на воздушные перевозки вообще и вряд ли разрешат воздушную транспортировку плутония или МОКС-топлива, содержащего плутоний, над своей территорией. В 1987 году сообщалось, что контейнер для воздушной перевозки плутония, разработанный японской компанией по атомной энергии Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation (PNC) совместно с институтом «Бэттелл-Коламбус» (США), не выдержал аварийных испытаний в Национальной лаборатории Sandia. Это вызвало жаркие дебаты в Конгрессе США, было предложено изменить критерии безопасности, применяемые Комиссией по ядерному регулированию (NRC) при лицензировании транспортных контейнеров для воздушных перевозок плутония, в сторону повышения их строгости, с тем чтобы контейнеры могли выдержать даже при наихудших сценариях авиакатастрофы. Это предложение означает по существу запрет другим странам осуществлять воздушную транспортировку плутония над территорией США.

В публикации в «Киодо Ньюз» от 10 июня 1997 года сообщалось, что компания BNFL рассматривает возможность применения воздушного транспорта для перевозки отработавшего топлива из Японии, Швейцарии и Германии на завод THORP в Селлафилде и для возвращения переработанного плутония в эти страны. Компания BNFL считает, что воздушные перевозки допустимы и что выбор должны делать в первую очередь заокеанские партнеры.

Для воздушных перевозок МОКС-топлива предполагается использовать контейнеры типа «С». Контейнер типа «С» должен выдерживать «ужесточенные аварийные условия», включая удар на скорости 90 м/с (324 км/ч) и обработку огнем при 800 °С в течение 1 часа, однако эти воздействия применяются порознь (а не последовательно). Но эти «ужесточенные аварийные условия» перекрывают только 85-90% авиакатастроф, поэтому вновь встает вопрос о соотношении между правилами и реальностью.

МАГАТЭ полагает, что скорость столкновения 90 м/с оказывается превышена только в 5% катастроф, тогда как Гринпис утверждает, что это происходит в 50% авиакатастроф. МАГАТЭ признает, что 10% пожаров самолетов продолжается свыше 60 минут. Заметим, что требования МАГАТЭ к контейнеру типа «С» менее строги, чем требования для обычных самолетных «черных ящиков», которые должны выдержать удар на скорости 138 м/с (496 км/ч) и пожар при 1100 °С в течение 1 часа (причем не порознь, а последовательно, т. е. как при аварии, когда пожар следует сразу за ударом, в отличие от испытаний контейнеров типа «С», по МАГАТЭ). Известно, что «черные ящики» при аварии нередко разрушаются. Стандарт США на контейнеры для авиаперевозок plutonия предусматривает удар на скорости 282 м/с (1015 км/ч). Ни тип «В», ни тип «С» контейнеров, по МАГАТЭ, не соответствует стандарту США.

Конкретные модели контейнеров типа «С» пока еще не разработаны. Их использование сильно удорожит транспортировку МОКС-топлива. Поэтому не удивительно, что представители индустрии ядерного топлива требуют разрешения перевозить МОКС-топливо в контейнерах других типов. При пересмотре стандартов безопасности МАГАТЭ в 1996 году такое послабление было сделано для слабодисперсных материалов (СДпМ). Очевидно, что ТВС с МОКС-топливом могут попасть в категорию СДпМ, поскольку МОКС-топливо спечено в прочные гранулы, которые находятся в ТВЭЛах, изготовленных из твердого сплава.

Однако это не означает, что будет разрешена транспортировка МОКС по воздуху в существующих контейнерах типа «В». Версия правил безопасной транспортировки, одобренная МАГАТЭ в сентябре 1996 года, разрешает использовать контейнеры типа «В» для перевозок plutония и МОКС-топлива при условии, что перевозчик докажет, что радионуклиды не будут распылены даже в случае разрушения контейнера

при аварии. Это достаточно строгий тест, означающий испытание самого груза СДпМ при аварийных условиях, в которых испытываются контейнеры типа «С». В настоящее время совершенно очевидно, что атомной промышленности будет трудно удовлетворить этому требованию.

Разрешение на воздушные перевозки МОКС-топлива в контейнерах типов, отличных от «С», должно быть одобрено Международной организацией гражданской авиации (ИКАО). Но ни один из контейнеров типа «В» пока не был испытан в авиакатастрофе.

Контейнеры для воздушных перевозок расщепляющихся материалов (таких, как МОКС-топливо) должны удовлетворять «ужесточенным аварийным условиям», близким к тем, которые установлены для контейнеров типа «С», и в них следует включить требование поддержания подкрайности. Удовлетворить этим требованиям будет непросто.

Перевозки наземным транспортом, по железной или автомобильной дороге осуществляются между Францией и Бельгией. Вполне вероятно, что МОКС-топливо также перевозится по суше в Японии от заводов, производящих МОКС-топливо, к японским же электростанциям, где оно используется.

При наземной перевозке МОКС-топлива возникает, прежде всего, проблема радиационного облучения транспортных рабочих, а также проблема терроризма. Тяжелые последствия возможны и в случае аварии, выходящей за рамки тестовых условий, предъявляемых к контейнерам типа «В». В Японии много мостов: почти 10% от общей длины основных автодорог страны поднято над землей, причем более чем в половине случаев – на высоту 9 метров и выше. Поэтому разумно допустить возможность возникновения более серьезных аварийных условий, чем предусмотрено стандартами МАГАТЭ для контейнеров типа «В».

3.4. Некоторые вопросы экономики МОКС-топлива

Производство МОКС-топлива обходится в несколько раз дороже производства топлива из обычного обогащенного урана. Например, для Японии – в 20 раз, а для Франции – в 5 раз. По данным японской компании по атомной энергии PNC (октябрь 2008 г.), использование МОКС-топлива увеличит стоимость 1 кВт/ч электроэнергии

на 40%. Однако переход на МОКС-топливо решает две важные задачи – утилизацию накопленного плутония и использование в ядерном топливном цикле урана-238, который составляет свыше 99% природного урана и 95% ОЯТ. То есть технология МОКС-топлива, безусловно, увеличит энергоресурсный потенциал ядерной энергетики Японии и позволит не зависеть от импорта обогащенного урана.

Однако сегодня на мировом рынке достаточно много дешевого природного урана. Кроме этого, можно отметить относительную дешевизну и доступность его обогащения. Эти два фактора приводят к тому, что стоимость обогащенного урана достаточно низка. Если предположить, что стоимость природного урана составляет 40 долларов за 1 кг и стоимость обогащения – 100 долларов за ЕРР, то обогащенный уран будет стоить около 1100 долларов за 1 кг. Цена же производства топливных элементов с МОКС-топливом – значительно выше. Минимальная стоимость производства 1 кг МОКС-топлива составляет 1300-1600 долларов. На практике стоимость оказывается еще выше. Цена МОКС-топлива еще более возрастает при включении в нее стоимости осуществления мероприятий по обеспечению безопасности хранения и транспортировки плутония, которая заметно выше аналогичной стоимости для уранового топлива.

В таблице 3.2 приведены отечественные расчеты стоимости стандартной урановой ТВС РБМК, а также, для сравнения, – аналогичные данные о стоимости стандартной урановой ТВС легководного реактора и эквивалентной ей по энерговыработке ТВС со

смешанным уран-плутониевым топливом легководного реактора. Расчет выполнен на основе современных мировых цен по регенерации ОЯТ.

Как следует из таблицы 3.2, стоимость ТВС из МОКС-топлива для РБМК и, соответственно, выработанной электроэнергии примерно в 10 раз выше стоимости эквивалентной ей по энерговыработке стандартной урановой ТВС. Основной вклад в стоимость ТВС со смешанным уран-плутониевым топливом вносят затраты на выделение плутония из ОЯТ. Поэтому стоимость ТВС, изготовленной из урана и плутония, который выделен из ОЯТ ВВЭР с более высокой концентрацией плутония в нем, будет превышать стоимость стандартного уранового топлива в меньшее число раз (в 5 раз). Затраты на хранение урановых отработавших тепловыделяющих сборок, отсутствующие в случае переработки ОЯТ, немного уменьшат указанные соотношения (до 8 – для РБМК и до 4 – для ВВЭР).

Стоимость начальных загрузок быстрых реакторов будущего может достичь 800 млн долларов на блок (примерно 4 т делящегося плутония на 1 ГВт).

Согласно расчетам, выполненным Национальной академией наук США в 1995 году, стоимость переработки и производства реакторного топлива на базе низкообогащенного диоксида урана (с обогащением 4,4%) – 1400 долларов за 1 кг в ценах 1992 года, при условии, что цена 1 кг природного урана составляет 55 долларов. Стоимость производства МОКС-топлива, даже при условии наличия бесплатного плутония (т. е. извлеченного из избыточных ядерных боезарядов), составит 1900 долларов за 1 кг

Таблица 3.2. Стоимость смешанного уран-плутониевого топлива, долл./кг ТМ

	Затраты	Обогащенный уран	Смешанное топливо
ТВС РБМК			
Природный уран		200	-
Обогащение урана (до 2,4% по U-235)		250	-
Выделение плутония из ОЯТ		-	5600
Коммерциализация регенерированного урана (обогащение 0,65% по U-235)		-	140
Изготовление ТВС		200	1300
Всего:		650	7040
ТВС ВВЭР			
Природный уран		400	140
Обогащение урана (4,4% по U-235)		600	1300
Выделение плутония из ОЯТ		-	7040
Коммерциализация регенерированного урана (обогащение 1,2% по U-235)		-	420
Изготовление ТВС		300	1300
Всего:		1300	7320

в ценах 1992 года, исключая налоги и страховку.

Более высокая стоимость МОКС-топлива означает, что ежегодные затраты на полную загрузку реактора мощностью 1000 МВт данным видом топлива будут на 15 млн долларов выше, чем на урановое топливо для реактора аналогичной мощности. В течение всего срока эксплуатации реактора разница между МОКС-топливом и урановым топливом будет выше на 450 млн долларов (в ценах 1992 г.), даже если плутоний будет бесплатным. Это эквивалентно примерно 500 млн долларов в ценах 1995 года. Стоимость утилизации отработавшего МОКС-топлива также, вероятно,

будет выше стоимости утилизации уранового топлива, поскольку оно более радиоактивно и содержит вдвое-втрое большее количество остаточного плутония.

Понятно, что до тех пор, пока цены на уран относительно низки, использование МОКС-топлива нерентабельно даже при наиболее благоприятных условиях – когда сам плутоний бесплатен, а стоимость урана выше существующих рыночных цен. Разница в стоимости еще более увеличится, если принять во внимание затраты на репроцессинг, так как он потребует в течение всего срока эксплуатации реактора дополнительного сотни миллионов долларов на каждый реактор.

Раздел 4. ОРУЖЕЙНЫЕ ДЕЛЯЩИЕСЯ МАТЕРИАЛЫ

Понятие «оружейные делящиеся материалы» (ОДМ) появилось при разработке и производстве ядерного оружия. К оружейным делящимся материалам относятся высокообогащенный уран (U-235 85% и выше) и оружейный плутоний.

4.1. Высокообогащенный уран

Высокообогащенный уран (ВОУ), который в настоящее время относят к категории «оружейный», имеет обогащение по U-235 85% и выше. Обычно для компонентов современного ядерного оружия используют сверхобогащенный уран (обогащение 90% и выше). На практике для изготовления бомбы можно использовать уран с обогащением 20% и выше, однако такая бомба будет слишком объемна, что создаст проблемы при ее доставке и использовании. Причем чем ниже обогащение, тем больше требуется урана и обычного взрывчатого вещества для создания бомбы. Для урановой бомбы современного типа обычно необходимо около 20-25 кг ВОУ оружейного качества.

В России оружейный ВОУ для атомных боезарядов производился и может производиться на четырех заводах – Уральском электрохимическом комбинате (УЭХК) (Новоуральск, Свердловская обл.), ФГУП ПО «Электрохимический завод» (Зеленогорск, Красноярский край), Сибирском химическом комбинате (СХК) (Северск, Томская обл.) и Ангарском электрохимическом комбинате (Ангарск, Иркутская обл.).

Начиная с середины 1990-х годов запасы ВОУ уменьшаются, поскольку согласно соглашению между Россией и США высокообогащенный уран разбавляется низкообогащенным и переводится в категорию энергетического для использования его

в реакторах АЭС. В 1993 году между правительствами России и США было заключено Соглашение ВОУ-НОУ. За 2011 год по контракту между ОАО «Техснабэкспорт» и корпорацией USEC в рамках Соглашения ВОУ-НОУ отгружено около 834 тонн НОУ. При этом стоимость объема поставок урана в США по этой программе в 2011 году составила 1,01 млрд долларов. К настоящему времени соглашение выполнено на 88% от общего запланированного объема 20-летней программы. По предварительной оценке итоговой выручки, с учетом предстоящих до конца 2013 года поставок НОУ, доход России от реализации программы НОУ-ВОУ в целом может достигнуть 17 млрд долларов.

На конец 2011 года глобальный запас ВОУ (не только категории «оружейный») всех стран, который находится под контролем МАГАТЭ, составил около 1470 тонн. Однако, по оценкам экспертов, более 10% ВОУ из всего мирового запаса МАГАТЭ не контролирует.

4.1.1. Использование высокообогащенного урана для военно-морского флота

Реакторы на быстрых (промежуточных) нейтронах с жидкостнометаллическим теплоносителем (ЖМТ) использовались в СССР на атомных подводных лодках (АПЛ) типа «Альфа», которых в советское время было построено 7 корпусов. В реакторы этих АПЛ загружалось примерно 175 кг топлива, обогащенного по U-235 до 90%. Таким образом, для реакторов этих подводных лодок в 1970-х годах было наработано около 1,5 тонны ВОУ с обогащением до 90%. За 70 реакторо-лет эксплуатации на этих

АПЛ не было ни одной перезарядки активной зоны (за исключением одной или двух аварийных). В конце 1990-х годов АПЛ «Альфа» были выведены из эксплуатации, а топливо из реакторов было выгружено и отправлено в Димитровград (Ульяновская обл.), где имеется единственный в России стенд для обращения с активными зонами этого типа.

ВОУ с различным повышенным обогащением используется и на кораблях с водо-водяными реакторами разных типов, как в России, так и в других странах. Обогащение топлива в этих реакторах ниже, чем в реакторах с ЖМТ, но выше 20%.

США, Франция, Великобритания и Россия, используя ВОУ в реакторах подводных лодок и надводных кораблей, стремятся к тому, чтобы энергозапас активной зоны обеспечивал ее работу на протяжении всего срока эксплуатации корабля. Этого можно достичь при условии использования высокообогащенного топлива и при высоком качестве конструкционных материалов активной зоны реактора. Флоту США в настоящее время требуется около 2 тонн оружейного урана в год. США зарезервировали 128 тонн избыточного оружейного урана, который может быть использован в дальнейшем в военно-морских реакторах (достаточно для 5 тыс. единиц ядерного оружия).

4.2. Плутоний

Плутоний (Pu) – искусственный радиоактивный трансурановый химический элемент III группы Периодической системы химических элементов Менделеева, атомный номер 94, относится к актиноидам.

После лабораторного открытия плутония были предприняты попытки обнаружить его в природе. След плутония был найден в микроскопических количествах (0,4-15 частей Pu на 10^{12} частей U) в естественных минералах, содержащих уран. Было установлено, что величины полураспада всех изотопов плутония много меньше возраста нашей планеты, и поэтому весь первичный плутоний (существовавший на нашей планете при ее формировании) полностью распался. Чрезвычайно малые количества Pu-244 (самый долгоживущий изотоп плутония, период полураспада 80 млн лет) были обнаружены в церевской руде, по-видимому, оставшиеся там со времен формирования Земли. Кроме этого, ничтожные количества Pu-239 постоянно образуются при бета-распаде Np-239, который, в свою очередь, возникает при ядерной реакции урана с нейтронами (например, нейтронами космического излучения). Таким образом, количество природного плутония в доступном для человека

Таблица 4.1. Национальные запасы высокообогащенного урана (по состоянию на 2011 г.)

Страна	Метрические тонны (МТ)					
	Запасы, пригодные для оружия	Военно-морской флот (новое)	Военно-морской флот (облученное)	Гражданские материалы	Избыток (главным образом для blend-down)	Ликвидированные
Китай	16*					
Франция	26				4,6	
Индия	2*					
Израиль	0,3*					
Пакистан	2,75*					
Россия	616*	20*	10*	20*	71	446
Великобритания	11,7	8,1		1,4		
США	260	130	100	20	100	135
Страны без ядерного оружия				20		

*По оценке IPFM. По России неопределенность составляет ± 120 МТ.

Примечание. Данные по Великобритании и США основаны на информации, опубликованной в этих странах. Гражданские запасы ВОУ Франции, Великобритании основаны на декларациях этих стран для IAEA. Величины, отмеченные звездочками, – это оценки IPFM, нередко с большими погрешностями. Неоружейный ВОУ остается под гарантией МАГАТЭ. 20% неопределенности присутствует в данных по общим запасам Китая и по военным запасам Франции, около 30% – в данных по Пакистану и около 40% – в данных по Индии. 413 тонн ликвидированного ВОУ в России включают 400 тонн из имеющихся 500 тонн ВОУ и 13 тонн по МСС проекту (Material Consolidation and Conversion). Около 4 тонн ВОУ остаются для blend-down (для переработки ВОУ в НОУ) в рамках МСС проекта.

слое поверхности Земли составляет лишь несколько десятков килограммов.

Весь остальной плутоний, количество которого на Земле измеряется сотнями тонн, – техногенный, т. е. имеет искусственное происхождение. Плутоний нарабатывают в ядерных реакторах из урана-238. При захвате ядром U-238 нейтрона вновь образованное ядро (U-239) в результате бета-распада переходит в Np-239, который, в свою очередь, также за счет бета-распада переходит в Pu-239.

Первые промышленные реакторы для получения плутония были построены в 1940-х годах сначала в США, а затем в СССР. Эти реакторы имели возможность нарабатывать плутоний в количествах, достаточных для изготовления ядерного взрывного устройства.

Первый ядерный военно-промышленный комплекс с уран-графитовыми реакторами и заводом для химического выделения плутония из облученного топлива был построен в США, недалеко от Ричленда (штат Вашингтон) – так называемая Хэнфордская резервация. В 1943 году в США был получен металлический плутоний в виде порошка, из которого плавлением изготавливались слитки. В 1945 году в США на основе плутония были изготовлены первые три атомные бомбы. Одна была испытана 16 июля 1945 года на полигоне в штате Нью-Мексико, вторая – 9 августа 1945 года была сброшена на Нагасаки, третья так и не была использована. В разгар холодной войны ядерный оружейный комплекс США включал 18 объектов, в том числе 14 промышленных реакторов.

В СССР первые реакторы для производства плутония были построены на комбинате в Челябинской области (ПО «Маяк», Озерск). Затем было сооружено пять промышленных реакторов на Сибирском химическом комбинате (Северск, Томская обл.) и три реактора на Горно-химическом комбинате (Железногорск, Красноярский край). Первое советское ядерное устройство с плутониевым зарядом было испытано 29 августа 1949 года на полигоне под Семипалатинском. Два из восемнадцати построенных промышленных реакторов до сих пор находятся в работе.

Позже заводы по производству плутония появились в Англии, Франции и Китае. Затем в «ядерный клуб» вошли Индия, Пакистан, Израиль. В октябре 2006 года первое подземное испытание ядерной бомбы мощностью около 1 килотонны осуществила КНДР. Следующее испытание ядерной бомбы было проведено Северной Кореей в мае 2009 года, мощность заряда равнялась примерно 12 килотоннам.

4.2.1. ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА ИЗОТОПОВ ПЛУТОНИЯ

Плутоний – очень тяжелый блестящий металл серебристого цвета, плотность которого равна 19,8 г/см³ при температуре 25 °С. Химически активный (гораздо в большей степени, чем уран) элемент. Быстро тускнеет, образуя радужную пленку, вначале светло-желтую, со временем переходящую в темно-пурпурную. При сильном окислении на его поверхности появляется оливково-зеленый порошок оксида (PuO₂).

Плутоний имеет множество специфических свойств. Он обладает самой низкой теплопроводностью из всех металлов и самой низкой электропроводностью (конкуренцию ему составляет лишь марганец). В своей жидкой фазе это самый вязкий металл. При изменении температуры плутоний подвергается самым сильным и неестественным изменениям плотности (аллотропные превращения). Он может быть хрупким, как стекло, и пластичным, как алюминий. При затвердевании он расширяется, как вода при замерзании. Вследствие своей радиоактивности плутоний теплый на ощупь. Большой кусок плутония в термоизолированной оболочке разогревается до температуры, превышающей температуру кипения воды.

Плутоний имеет 15 хорошо изученных радиоактивных изотопов с массовыми числами от 232 до 246. В таблице 4.2 указаны наиболее значимые изотопы для изготовления ядерного оружия и использования плутония в качестве ядерного горючего.

Таблица 4.2. Изотопы плутония

Нуклид	Период полураспада (лет)	Излучение	Удельная активность ($\times 10^9$ Бк/г)
Pu-238	87,74	α (γ)	630
Pu-239	24 113	α (γ)	28,2
Pu-240	6570	α (γ)	8,4
Pu-241	14,6	β (α)	3680
Pu-242	375 000	α	0,141

Изотопы, представленные в таблице, присутствуют в любом плутониевом материале, который нарабатывается в ядерных реакторах. Изотопный состав нарабатываемого плутониевого материала в значительной степени зависит от энерговыработки

ядерного топлива, уровня начального обогащения топлива по изотопу U-235, а также от типа ядерного реактора, определяющего особенности его нейтронного спектра.

Для классификации плутония используются следующие категории:

– **оружейный плутоний (WGPu)** (плутоний оружейного качества), определяемый как плутониевый материал, содержащий не более 7% изотопа Pu-240;

– **топливный плутоний (FGPu)**, определяемый как плутониевый материал, содержащий от 7 до 18% изотопа Pu-240;

– **реакторный плутоний (RGPu)**, определяемый как плутониевый материал, содержащий более 18% изотопа Pu-240.

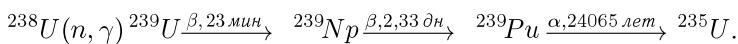
Как видно из приведенной классификации, основным фактором, определяющим «качество» плутониевого материала, является содержание в этом материале изотопа Pu-240.

4.3. Изотопы плутония

Плутоний-238 является первым открытым изотопом плутония. Его ядра (как и ядра всех изотопов плутония с четными массовыми числами) не делятся, поэтому его нельзя использовать при производстве ядерной энергии. Изотоп Pu-238 при радиоактивном распаде ($5,1 \times 10^6$ распадов на 1 г/ч) выделяет большое количество тепла – 567 Вт/кг. Обладает очень сильной альфа-радиоактивностью (в 283 раза сильнее Pu-239), может использоваться для получения нейтронов по реакции (α, n). Содержание плутония-238 обычно не превышает 1% от общего состава плутониевого материала.

Pu-238 в настоящее время широко применяется как источник тока в космической технике и медицине. При альфа-распаде Pu-238 выделяется 5,5 МэВ энергии. В источнике электричества, содержащем 1 кг плутония-238, развивается тепловая мощность 560 Вт. Максимальная мощность такого же по массе химического источника тока – 5 Вт. Отсутствие в Pu-238 сильного гамма-излучения по реакции (α, γ) позволяет использовать его как источник тока в медицине, например в батарейках специальных стимуляторов сердечной деятельности.

Плутоний-239 – практически самый важный изотоп, который образуется в результате захвата нейтрона ядром U-238 по реакции:



В настоящее время Pu-239 является главным компонентом практически любого ядерного боеприпаса, поскольку технологии его получения – более простые, экономичные и перспективные, чем технологии обогащения природного урана изотопом U-235 до уровня оружейного. Кроме этого, Pu-239 имеет большие сечения рассеивания и поглощения, чем уран, и большее число нейтронов в расчете на одно деление, и, соответственно, меньшую критическую массу. Один килограмм Pu-239 эквивалентен 22 млн кВт/ч тепловой энергии. Взрыв одного килограмма плутония эквивалентен взрыву 20 тыс. тонн тротила.

Оружейный плутоний отличается от топливного и реакторного не столько степенью обогащения и химическим составом, сколько изотопным составом, сложным образом зависящим как от времени облучения урана нейтронами, так и от времени хранения его после облучения.

Следует заметить, что атомную бомбу можно создать при любом содержании Pu-240. Поэтому термин «плутоний оружейного качества» имеет скорее экономическую характеристику (т. е. влияет на стоимость дизайна бомбы, который может быть выполнен на различном технологическом и техническом уровнях), чем характеристику плутония, из которого возможно создать атомную бомбу.

С одной стороны, с ростом доли Pu-240 стоимость плутониевого материала снижается, с другой – наличие Pu-240 увеличивает критическую массу, что ведет к удорожанию изделия. Однако следует иметь в виду, что основным параметром, влияющим на риск ядерного распространения, является не количество изотопа Pu-240 в плутониевом материале, а содержание в нем изотопов Pu-241 и в некоторой степени Pu-238. Эти изотопы имеют достаточно короткое время жизни ($T_{1/2, Pu-241} = 14,4$ лет, $T_{1/2, Pu-238} = 86,4$ лет), и, превращаясь путем бета- и альфа-распада в другие изотопы (Am-241 и U-234 соответственно), существенно изменяют изотопный состав плутония и, соответственно, его возможности для использования в качестве оружейного.

В США было построено 14 промышленных реакторов для производства оружейного плутония – 9 в Хэнфорде (штат Вашингтон) и 5 в Саванна-Ривер (штат Джорджия). Последний из этих реакторов был остановлен в 1988 году.

В России (СССР) оружейный плутоний нарабатывался на 18 промышленных реакторах различного типа (табл. 4.3).

Как видно из таблицы 4.3, в эксплуатации остались два промышленных реактора типа ВВР и ТВК. Все уран-графитовые промышленные реакторы остановлены, из эксплуатации пока не выведены. Последний промышленный уран-графитовый реактор (ПУГР) АДЭС-2 на ГХК, проработавший более 46 лет, остановлен 15 апреля 2010 года.

В Госкорпорации «Росатом» разработана концепция вывода из эксплуатации ПУГР по варианту радиационно безопасного захоронения на месте их расположения. Стоимость мероприятий на все эти цели зафиксирована в размере 4,8 млрд рублей в федеральной целевой программе «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года», а вывод из эксплуатации только одного реактора оценивается в 2 млрд рублей.

Кроме того, оружейный плутоний можно выделять из ОЯТ при его переработке, что и осуществляется на ПО «Маяк» в реакторах, оставшихся в эксплуатации.

Плутоний-240 – основной изотоп, загрязняющий оружейныйPu-239. Pu-240 хорошо делится (лучше, чем U-235). Однако большое количество этого изотопа увеличивает требуемую критическую массу, соз-

давая тем самым проблему нейтронного фона.

Плутоний-241 делится, как и Pu-239, имеет низкий нейтронный фон и умеренную тепловую мощность, потому непосредственно не влияет на удобство применения плутония. Распадается через 14 лет в америций-241, который очень плохо делится и выделяет много тепла – 106 Вт/кг. Pu-241 при распаде сильно не нагревается (всего 3,4 Вт/кг) по причине слабого бета-распада.

Плутоний-242. Интенсивность испускания нейтронов Pu-242 примерно вдвое выше, чем у Pu-240 ($8,4 \times 10^5$ распадов/с/кг). Он плохо подвержен делению. При заметной концентрации Pu-242 увеличивает необходимую критическую массу и нейтронный фон. Имея большую продолжительность жизни и малое сечение захвата, Pu-242 накапливается в переработанном реакторном топливе.

4.4. Запасы плутония

Все основные ядерные страны, за исключением России, официально сообщили о количестве наработанного оружейного плутония. Однако по некоторым странам, например Ирану, Израилю, КНДР и др.,

Таблица 4.3. Промышленные ядерные реакторы России

Предприятие	Название реактора	Тип реакторной установки	Поколение реакторной установки	Год	
				ввода	остановки
Производственное объединение «Маяк», Озерск (Челябинск-65)	А	УГК	I	1948	1987
	АИ-ИР	УГК	I	1951	1987
	АВ-1	УГК	II	1950	1989
	АВ-2	УГК	II	1951	1990
	АВ-3	УГК	II	1952	1990
	ОК-180	ТВК	I	1951	1966
	ОК-190	ТВК	I	1955	1965
	ОК-190М	ТВК	I	1966	1985
	«Руслан»	ВВР	I	1979	В работе
	«Людмила»	ТВК	II	1986	В работе
Сибирский химкомбинат (СХК), Северск (Томск-7)	И-1	УГК	I	1955	1990
	ЭИ-2	УГКЦ	II	1958	1990
	ОК-140	УГКЦ	III	1961	1992
	ОК-204	УГКЦ	III	1964	2008
	ОК-205	УГКЦ	III	1965	2008
Горно-химический комбинат (ГХК), Железногорск (Красноярск-26)	ОК-120	ОК-120	II	1958	1992
	ОК-135	ОК-135	III	1962	1993
	ОК-206	ОК-206	III	1964	2010

Примечание. Типы реакторных установок: уран-графитовый канальный – УГК; тяжеловодный корпусной – ТВК; уран-графитовый канальный двухцелевой – УГКЦ, водо-водянной – ВВР.

точных данных нет, поэтому в публикациях пользуются экспертными данными.

В соответствии с оценками, всеми странами мира наработано около 300 тонн оружейного плутония.

В США более чем за 50 лет было наработано свыше 100 тонн оружейного плутония. В настоящее время все плутониевые промышленные реакторы в США остановлены. На конец 2010 года в США на учете состояло 99,5 тонны оружейного плутония, из них, по заявлению правительства США, 54 тонны являются избыточными для нужд национальной обороны.

В России, согласно оценкам экспертов, в настоящее время имеется от 123 до 200 тонн оружейного плутония. Россия объявила, что 34 тонны, а потенциально и до 50 тонн, оружейного плутония являются избыточными для оборонных целей.

Запасы оружейного плутония в остальных странах мира составляют в сумме около 18 тонн. Из них около 7 тонн принадлежит Великобритании, 6 тонн – Франции, 2 тонны – Китаю, остальное – Индии, Израилю и другим ядерным странам.

Таблица 4.4. Национальные запасы разделенного плутония (по состоянию на 2011 г.)

Страна	Запасы плутония (тонн МТ)				
	Военный запас	Избыток военного материала	Дополнительный стратегический запас	Гражданский запас, хранящийся в стране	Гражданский запас, хранящийся вне страны
Китай	1,8*				
Франция	6*			56	
Германия				2	5,6
Индия	0,52*		4,2*	0,24	
Израиль	0,8*				
Япония				9,9	35
Северная Корея	0,03*				
Пакистан	0,14*				
Россия	88*	34	6*	48,4	
Великобритания	3,2*	4,4		86,8	0,9
США	38	53,9			
Другие страны					10,7

* По оценке IPFM.

Примечание. Гражданские запасы (по праву собственности, а не по месту нахождения) приведены по данным INFCIRC/549 на январь 2010 года. Запасы оружейного плутония основаны на неправительственных оценках, за исключением США и Великобритании, чьи правительства декларировали эти данные. Неопределенность военных запасов Китая, Франции, Индии, Израиля, Пакистана и России составляет от 10 до 30%. Плутоний, полученный на тяжеловодном энергетическом реакторе в Индии, отнесен к категории «стратегический» и не гарантируется IAEA. В России имеется 6 тонн оружейного плутония, который она согласилась не использовать как оружие, но не задекларировала как избыток.

4.4.1. Энергетический (гражданский) плутоний

Энергетический плутоний нарабатывается в ядерных реакторах с урановым топливом и выделяется из ОЯТ по технологиям, аналогичным технологиям получения оружейного плутония.

Один килограмм отработавшего в легководном реакторе топлива содержит около 6 граммов плутония. В быстрых реакторах – гораздо больше. В таблице 4.5 указаны данные по количеству урана и плутония, которые находятся в ОЯТ легководных и быстрых реакторов.

Таблица 4.5. Количество урана и плутония в ОЯТ одной активной зоны реактора

Состав	Легководные реакторы	Быстрые реакторы
Уран, кг	960	856
Плутоний, кг	7	103

В таблице 4.6 указано общее количество накопленного в России ОЯТ и прогноз по его накоплению до 2050 года, а также количество плутония в этом ОЯТ.

Таблица 4.6.

	2000	2010	2025	2050
ОЯТ, тонн	15 000	23 000	33 000	50 000
Плутоний, тонн	90	140	240	500

Если АЭС работает в проектном режиме производства энергии, то типичный изотопный состав образующегося плутония будет отличаться от оружейного. В таблице 4.7 приведен примерный изотопный состав плутония, образующегося в легководном реакторе типа ВВЭР с глубиной выгорания топлива 33 МВт/сут/кг.

Таблица 4.7.

Изотоп плутония	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242
Содержание, %	1,4	56,5	11,28	2,95	1,42

Чем меньше в энергетическом плутонии изотопаPu-239 и чем больше изотопаPu-240, тем менее он привлекателен для производства ядерных боеприпасов по сравнению с оружейным плутонием.

Тем не менее энергетический плутоний может быть использован для изготовления ядерного взрывного устройства, которое, при всех прочих равных условиях, будет иметь лишь большие размеры, более сложную конструкцию и на порядок меньшую мощность.

США в 1962 году в Неваде (а в 1974 г. – в Индии) были проведены испытания ядерного заряда, в котором в качестве расщепляющегося материала использовался энергетический плутоний. Испытания подтвердили теоретические расчеты возможности применения энергетического плутония для создания атомного оружия. Таким образом, энергетический плутоний также является предметом политики нераспространения. Сообщение об этом было сделано на конференции МАГАТЭ в 1971 году.

Специалисты Ливерморской национальной лаборатории им. Лоуренса пришли к выводу, что «практически любая комбинация изотопов плутония... может быть использована для изготовления ядерного оружия... поэтому плутоний с любым содержанием изотопа должен рассматриваться как стратегически важный и опасный материал». Кроме этого, МАГАТЭ определило, что 25 кг U-235, содержащегося в ВОУ, и 8 кг плутония являются «существенным количеством» расщепляющего материала, т. е. тем количеством, которое требуется для изготовления имплозивной бомбы первого поколения, аналогичной примененной в Нагасаки.

С учетом плутония, который находится в ОЯТ (которое не переработано на сегодняшний день), в мире произведено более 1200 тонн плутония (оружейного и энергетического), причем это количество возрастает ежегодно примерно на 75 тонн.

По оценкам экспертов, глобальные запасы выделенного (в чистом виде) плутония (гражданского и военного) составляют около 500 тонн. В хранилищах различных стран находится более 250 тонн выделенного гражданского (энергетического) плутония, не включая плутоний (54 тонны у США и 34 тонны у России), который был объявлен США и Россией избыточным. Более 80% из всех запасов выделенного гражданского плутония хранится на трех площадках в Европе (Ла Аг, Маркуль, Селлафилд) и в России (ПО «Маяк»). По различным данным, около 7-10 тонн плутония

распылено по земному шару в результате испытаний ядерного оружия, потерь при производстве, аварий на различных ядерных установках.

Выделенный энергетический плутоний принадлежит странам, до сих пор занимающимся переработкой ОЯТ или заключившим контракты по его переработке. Есть страны, например Германия, Италия, Нидерланды и Швейцария, обладающие небольшими собственными запасами плутония и хранящими его на своей территории.

США обладают относительно небольшими запасами энергетического плутония, наработанного на радиохимическом предприятии в Вест-Вэлли (штат Нью-Йорк), которое было закрыто в 1972 году.

Великобритания выделяет энергетический плутоний из ОЯТ отечественных и зарубежных реакторов. В настоящее время на ее территории хранится около 100 тонн энергетического плутония. Плутоний из иностранного ОЯТ будет переработан в МОКС-топливо и возвращен иностранным клиентам. Стратегия государства относительно собственного плутония еще не определена.

Франция накопила около 70 тонн энергетического плутония, 30 из которых принадлежит иностранным клиентам.

Япония начала выделять плутоний на заводе в Роккасе, где к концу 2010 года было выделено около 10 тонн энергетического плутония.

Россия в мае 2010 года передала в МАГАТЭ очередную сводку по общему количеству имеющегося в России гражданского плутония. В сводке содержатся сведения по российским запасам гражданского плутония на 31 декабря 2009 года в сравнении с аналогичными показателями на 31 декабря 2008 года:

«Общее количество гражданского необлученного выделенного плутония на российских предприятиях, занимающихся обращением с ОЯТ, составляет 46,3 т. В конце 2008 года такого плутония в России было 45,2 т.

В необлученных МОКС-сборках или иных изделиях на реакторных площадках или иных подходящих местах в России содержится 300 кг гражданского плутония. По сравнению с 2008 годом данный показатель не изменился. ...Количество плутония, отмеченного в справке как «необлученный выделенный плутоний, хранящийся в других местах», составляет теперь 1100 кг против 1000 кг в 2008 году.

Таким образом, общие запасы необлученного выделенного гражданского плуто-

ния, находящиеся на территории России, выросли в 2009 году до 47,7 т против 46,5 т в 2008 году.

Из этого числа 300 г плутония, хранящегося в России, принадлежит другому государству. В то же время 600 г российского гражданского плутония находилось в 2009 году за рубежом и поэтому не включено в общую сумму российских запасов».

В сводке содержатся также сведения по общему количеству гражданского плутония в составе ОЯТ, накопленного в России. Эти величины в документе округлены до тонн: «...В составе ОЯТ на площадках АЭС в 2009 году хранилась 71 т плутония, или на 3 т больше, чем в 2008 году. В составе ОЯТ, вывезенного на перерабатывающие заводы, находилось 4 т плутония, или на 1 т больше, чем в 2008 году. ...Запасы плутония в ОЯТ, содержащегося в иных местах, составляли 47 т, что на 2 т больше показателя 2008 года.

Таким образом, общее количество гражданского плутония во всех видах, имевшегося на конец 2009 года в России, оценивается в 169,7 т. Прирост за год составил 7,2 т».

4.5. Обращение с плутонием и его утилизация

На сегодняшний день в мире существуют две точки зрения на дальнейшее обращение с плутонием. В США большинство экспертов склоняется к варианту захоронения плутония в глубоких геологических формациях в остеклованном виде, смешанного с высокоактивными отходами. Россия рассматривает плутоний в первую очередь как энергетический материал, который можно использовать в качестве топлива для АЭС в виде МОКС-топлива. Исследования в области использования чистого плутония в качестве топлива в реакторах на быстрых нейтронах, проводившиеся с 60-х годов XX века, оказались безуспешными и, очевидно, будут прекращены.

В марте 2011 года правительство РФ одобрило протокол к соглашению между Россией и США об утилизации плутония, заявленного как «плутоний, не являющийся более необходимым для целей обороны», обращению с ним и о сотрудничестве в этой области. Протокол был подписан в Вашингтоне 13 апреля 2010 года. Протокол явился дополнением к двустороннему межправительственному соглашению об утилизации избытков оружейного плутония, подписанному в 2000 году.

Согласно документу каждая из сторон должна утилизировать по 34 тонны накопленного избыточного плутония. Предусматривается, что американская сторона выделит до 400 млн долларов в российскую программу утилизации избыточных оружейных плутония. Правительство РФ направит на реализацию этой программы 2,5 млрд рублей.

Избыток оружейного плутония образуется при снятии с вооружения боевых зарядов. Демонтаж ядерных боеголовок в России производится на заводах, которые их когда-то создавали, – Уральском электрохимическом комбинате (Новоуральск, Свердловская обл.), Пензенском приборостроительном заводе (Заречный, Пензенская обл.), Приборостроительном заводе (Трехгорный, Челябинская обл.). При полной загрузке эти предприятия способны демонтировать до 2 тыс. боеголовок в год. Стоимость демонтажа одной боеголовки составляет 10-15 тыс. долларов в зависимости от степени ее сложности. При демонтаже из боеголовки извлекается таблетка ядерного материала, так называемый «пит», в котором используются уран-235 (с обогащением 90%) и плутоний-239 (с обогащением более 90%). Расщепляющиеся материалы (уран и плутоний), извлекаемые при демонтаже из боеголовок, являются не только национальной, но и международной проблемой с точки зрения как экологической безопасности, так и политики нераспространения.

В рамках программы «Взаимного сокращения угрозы» (Cooperative Threat Reduction program) между Россией и США в декабре 2003 года ПО «Маяк» приняло в промышленную эксплуатацию уникальный объект стратегической важности – хранилище делящихся материалов (ХДМ). Это единственное хранилище подобного типа на территории России, предназначеннное для столетнего хранения оружейного урана и плутония, высвобождающегося в процессе сокращения ядерных вооружений и утилизации компонентов ядерных зарядов. Согласно имеющейся информации хранилище в основном заполняется специальными контейнерами с оружейным плутонием. Суммарная масса плутония

(оружейного и энергетического), уже хранящегося на ПО «Маяк», составляет более 60 тонн (табл. 4.8).

По мнению ряда специалистов и аналитиков, единственное хранилище опасных ядерных материалов нарушает принцип рассредоточенного хранения таких материалов и допускает беспрецедентную концентрацию радиоактивных веществ. Официально Росатом настаивает на том, что перечень возможных аварийных ситуаций при разработке проекта ХДМ включает все реально возможные события. Однако в этом перечне нет четкого ответа на ряд вопросов, касающихся возникновения форс-мажорных обстоятельств, особенно учитывая реалии катастрофы на японской АЭС «Фукусима». Основные из них: обеспечивают ли конструкция ХДМ и здания первого промышленного реактора «А» удержание хранящегося материала при различных вариантах ядерного удара или современного проникающего боеприпаса типа GBU-28 или аналогичного; что произойдет при падении на эти сооружения современного авиалайнера (аэробуса), полетная масса которого составляет 200 тонн, при скорости более 800 км/ч (принятые в проекте ХДМ параметры падающего самолета аналогичны параметрам бомбардировщика времен Второй мировой войны). С учетом столетнего срока хранения необходимо учитывать даже ничтожную вероятность таких угроз.

В момент выбора площадки для сооружения ХДМ обсуждался вариант перемещения запасов плутония в расположенные глубоко под землей помещения, например в помещения остановленных производств Горно-химического комбината (Железногорск, Красноярский край) на свободных производственных площадях. Этот проект получил положительное заключение государственной экологической экспертизы. Специалисты, возможно, смогли бы определить другие, подходящие для этих целей проекты глубинного сооружения ХДМ, чтобы гарантировать защиту содержимого от всех возможных угроз.

Таблица 4.8. Характеристики плутония на объектах размещения на ПО «Маяк»

Объект	Назначение	Масса, тонн	Активность, мКи
ХДМ	Хранение оружейного плутония	25	130
Здание реактора «А»	Хранение энергетического плутония	38	Более 100 000
Суммарная активность – более 100 000 мКи ($3,7 \times 10^{12}$ Бк)			

4.6. ОДМ и международная политика и безопасность

Сегодня ядерным оружием обладают девять государств – США, Россия, Великобритания, Франция, Китай, Израиль, Индия, Пакистан и Северная Корея.

В СССР в разгар холодной войны число ядерных боезарядов составляло, по некоторым оценкам, около 30 тыс. В соответствии с международными соглашениями по сокращению стратегического и тактического ядерного вооружения стране предстояло демонтировать 16-18 тыс. ядерных боезарядов. Россия, как преемница СССР, уже к 1997 году демонтировала около 50% боезарядов.

В апреле 2010 года президентами России и США был подписан договор о мерах по дальнейшему сокращению и ограничению стратегических наступательных вооружений – СНВ-3, который вступил в силу

5 февраля 2011 года (он сменил истекший в декабре 2009 года СНВ-1). Договор расчетан на 10 лет, с возможной пролонгацией по взаимной договоренности сторон на 5 лет. Договором предусмотрено сокращение ядерных боезарядов до 1550 единиц, межконтинентальных баллистических ракет, баллистических ракет подводных лодок и тяжелых бомбардировщиков – до 700 единиц. В рамках СНВ-3 были обнародованы данные о количестве ядерных боезарядов в обеих странах. По состоянию на начало 2010 года на боевом дежурстве у России состояло 2504 боезаряда, а ядерный арсенал США составлял 1968/2468 боезарядов (второе число включает в себя не попадающие под действие договора 500 боезарядов, установленных на крылатых ракетах «Томагавк» дальностью более 600 км, на подводных лодках и свободнопадающих бомбах).

Раздел 5. ОТРАБОТАВШЕЕ ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО

Отработавшее ядерное топливо (ОЯТ) – это ядерные материалы и продукты деления, находящиеся в составе отработавших (облученных) тепловыделяющих сборок (ОТВС), которые извлечены из ядерного реактора после их использования (облучения).

Строго говоря, отработавшее ядерное топливо представляет собой гомогенно-гетерогенную высокорадиоактивную смесь конструкционных материалов (потерявших прочность и герметичность и ставших радиоактивными), а также смесь радионуклидов (остатки имевшегося и образовавшегося нового ядерного делящегося материала). Эта смесь уже не может быть ядерным топливом как таковым.

Термин «отработавшее ядерное топливо», употребляемый для характеристики предельно радиоактивного конгломерата иного изотопного состава, по сравнению с исходной конфигурацией ядерного топлива, придуман с целью искусственного вывода этой смеси из категории «радиоактивные отходы». А то, что из этого радиоактивного конгломерата можно извлечь с большими затратами новые ядерные делящиеся материалы, свидетельствует лишь об одном: нет отходов, из которых невозможно было бы извлечь что-то ценное, вопрос лишь в стоимости технологий, которые для этого необходимо использовать. Однако, поскольку термин «отработавшее ядерное топливо» общепринятый, мы его применяем в данной работе, хотя его суть мы охарактеризовали выше.

ОЯТ является наиболее потенциально опасным продуктом использования атомной энергии, поскольку в нем содержится до 98% общей радиоактивности, сосредоточенной во всех материалах ядерного топливного цикла.

В 1 кг ОЯТ АЭС в первый день после его выгрузки из реактора содержится от 26 тыс. до 180 тыс. Ки ($9,6\text{-}67 \times 10^{14}$ Бк) радиоактивности. Через год активность 1 кг ОЯТ снижается до 1 тыс. Ки ($3,7 \times 10^{13}$ Бк), через 30 лет – до 0,26 тыс. Ки ($9,6 \times 10^{12}$ Бк). Через год после извлечения из реактора, в результате распада короткоживущих радионуклидов, активность ОЯТ снижается в 11-12 раз, а через 30 лет – в 140-220 раз, и дальше медленно уменьшается в течение сотен лет.

Продукты деления, образующиеся в результате ядерных реакций, представляют собой элементы с массовыми числами от 72 до 161, т. е. от цинка до диспрозия. Кроме этого, свою долю в общую радиоактивность ОЯТ вносят радионуклиды железа (55), кобальта (58, 60), никеля (59) и др., которые образуются под действием нейтронного облучения в конструкционных материалах ТВС. Деление ядер и радиоактивный распад приводят к образованию в ОЯТ нескольких сотен радионуклидов с периодами полураспада от тысячных долей секунды до миллионов лет. Основные радионуклиды, определяющие активность и токсичность ОЯТ, указаны в таблице 5.1.

Таблица 5.1. Основные радионуклиды, определяющие активность и токсичность ОЯТ

Временной интервал (год)	Определяющие радионуклиды
До 100	Fe-55, Co-58, Ni-59, Sr-90, Ru-106, Cs-134, 137, Ce-144, Pm-147, Eu-154, 155
100-1000	Sm-151, Co-60, Cs-137, Ni-59, 63
1000-10 000	Pu-239, 240, Am-241
$10^4\text{-}10^5$	Np-237, Pu-239, 240, Am-243, C-14, Ni-59, Zr-93, Nb-94
$> 10^5$	I-129, Tc-99, Pu-239

Обязательным компонентом ОЯТ являются и образующиеся изотопы актиноидов: урана (232, 236), плутония (239, 240, 241, 242), америция (241, 242, 243), кюрия (242, 243, 244) и нептуния (237).

Отработавшее топливо после выгрузки из реактора содержит 96% U-235 и 238, 1% – Pu-239, 240 и 3% – радиоактивных осколков деления (см. Приложения 5.1 и 5.2).

Химические и физические характеристики ОЯТ зависят от вида исходного топлива, его обогащения, типа и мощности реактора, длительности облучения, времени выдержки с момента выгрузки и ряда других параметров.

Извлеченное из реактора ОЯТ имеет значительное остаточное тепловыделение, являющееся следствием бета- и гамма-распада продуктов деления, которые накопились в топливной матрице за время работы ТВС в реакторе, а также альфа- и бета-распада актиноидов.

Наличие в составе ОЯТ «старых» и «новых» ядерных делящихся материалов, повышенная токсичность радионуклидов и остаточные тепловыделения требуют повышенных мер безопасности и особых технологий при обращении с ним. Возможность транспортировки, перевода на «сухое» хранение, переработки и выполнения других операций с ОЯТ появляется только после его выдержки в «мокром» бассейне в течение 3-5 лет.

Таблица 5.2. Количество ОЯТ в первой десятке ядерных стран (по состоянию на начало 2011 г.)

Страна	Накоплено ОЯТ (тонн ТМ)	Политика по обращению с ОЯТ
Канада	37 300	Прямое захоронение
Финляндия	1600	Прямое захоронение
Франция	13 500	Переработка
Германия	5850	Прямое захоронение
Япония	19 000	Переработка
Россия	22 000	Частичная переработка
Южная Корея	10 900	Хранение с неопределенным будущим
Швеция	5400	Прямое захоронение
Великобритания	5850	Переработка с неопределенным будущим
США	64 500	Прямое захоронение

Таблица 5.3. Ежегодная мировая наработка ОЯТ

Тип реактора (мощностью 1 ГВт)	Средняя глубина выгорания топлива (ГВт/сут/т U)*	Средняя наработка ОЯТ одного реактора за год (тонн)
ВВЭР (легководный)	50	20
CANDU (тяжеловодный)	7	140
РБМК (графитовый)	15	65

* Под средней глубиной выгорания понимается отношение количества выработанной энергии к количеству загруженного топлива.

5.1. Накопление, хранение и транспортировка ОЯТ в России и за рубежом

Наиболее достоверные данные о накоплении ОЯТ в разных странах отражены в национальных докладах, которые представляются в МАГАТЭ правительствами в соответствии с требованиями Объединенной конвенции о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами.

На начало 2011 года в мире было накоплено около 250 000 тонн ОЯТ (как тяжелого металла). Количество ОЯТ (на этот же период) в первой десятке ядерных стран (в которых сосредоточено более 80% глобального ядерного потенциала) приведено в таблице 5.2.

По данным МАГАТЭ, в мире сегодня работают 331 ГВт реакторов ВВЭР, 23 ГВт реакторов CANDU и 19 ГВт реакторов РБМК.

Ежегодная мировая наработка ОЯТ для каждого из трех типов реакторов при их проектной мощности 1 ГВт и операционной мощности 90% приведена в таблице 5.3.

Типовая схема обращения с ОЯТ энергетических реакторов российского (советского) дизайна приведена на рисунке 5.1.

5.1.1. Хранение ОЯТ

90% накопленного в мире отработавшего ядерного топлива хранится в «мокрых» хранилищах, остальное – в «сухих» контейнерах. Из примерно 10 500 тонн нарабатываемого ежегодно в мире ОЯТ 8500 тонн размещают в хранилищах, остальное поступает на длительное хранение и переработку. МАГАТЭ не устанавливает каких-либо норм относительно способов и сроков хранения, однако отмечает, что срок хранения ОЯТ в «сухих» контейнерах может достигать сотен лет.

Ядерные страны сами регулируют вопросы длительности и способов хранения. Например, Комиссия по ядерному регулированию (NRC) приняла решение о возможности хранения ОЯТ в «сухих» контейнерах в течение 60 лет после выгрузки топлива из реакторов АЭС. В России каких-либо установленных норм по хранению ОЯТ нет. Однако проблема долговременного (бессрочного) хранения ОЯТ остается главной для атомной промышленности всех стран.

«Мокрый» способ хранения обеспечивает снятие остаточного тепловыделения ОЯТ и значительно снижает уровень радиационных нагрузок. Кроме того, «мокрое» хранение позволяет контролировать состояние ОЯТ, в том числе и визуально. Период, в течение которого происходит необходимое снижение тепловыделения, составляет от 1 года до 5 лет, в зависимости от типа и выгорания ядерного топлива.

Основной риск хранения ОЯТ в «мокрых» хранилищах – это прекращение охлаждения воды в бассейнах. Авария на АЭС «Фукусима» показала, к каким катастрофическим радиационным последствиям это может привести.

Другая опасность, которая сопровождает «мокрое» хранение ОЯТ, – это возникновение СЦР в случае недопустимого уплотнения тепловыделяющих сборок, поскольку вода является замедлителем. Это может произойти или из-за ошибок операторов АЭС, или при авариях, таких, например, как авария в «мокром» хранилище на территории Андреевой губы (Заозерск, Мурманская обл.).

«Сухой» способ хранения предполагает использование воздуха или инертного газа вместо воды. Имеется несколько вариантов хранилищ на основе технологии «сухого» хранения – контейнерные хранилища, железобетонные массивы, бетонные модули и др.

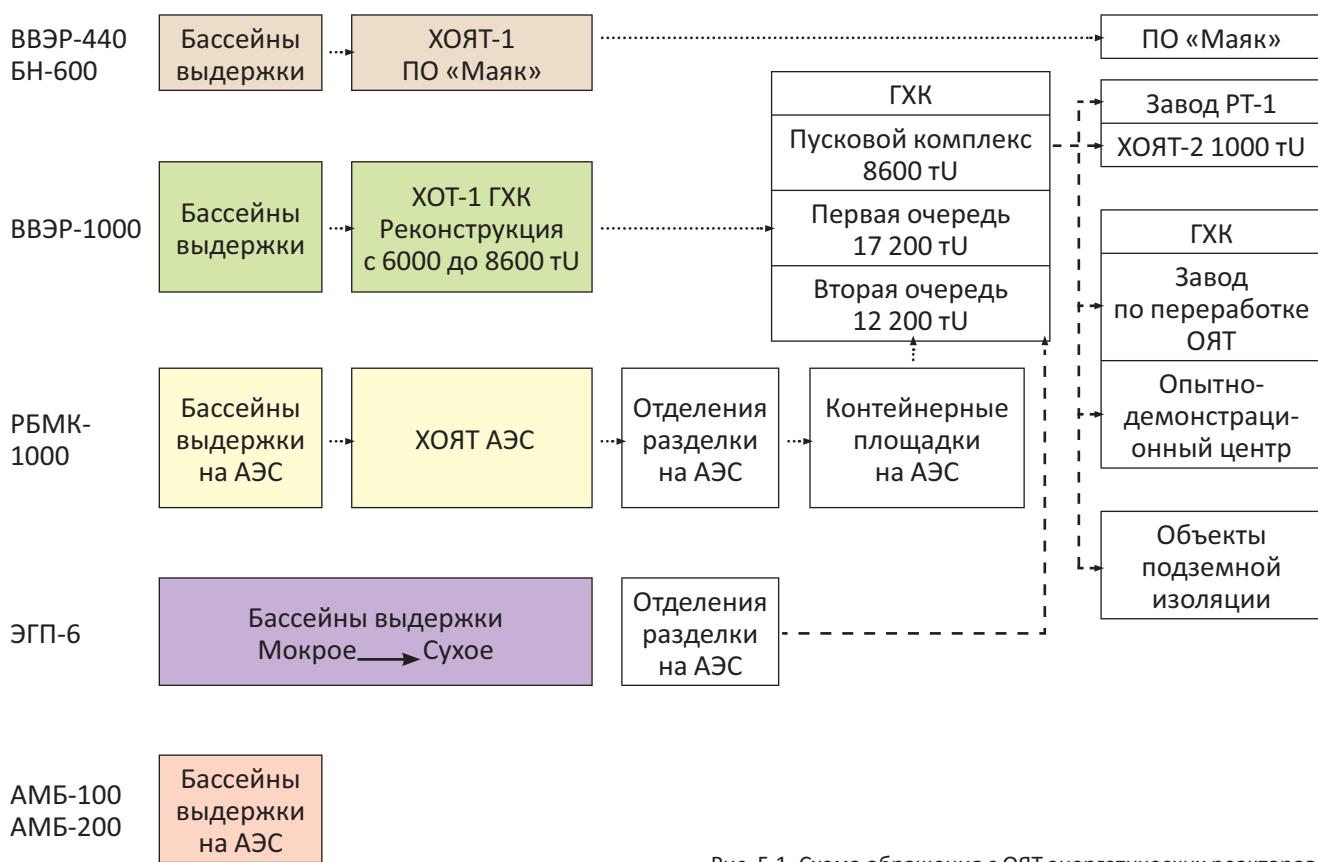


Рис. 5.1. Схема обращения с ОЯТ энергетических реакторов.

«Сухие» контейнеры могут выполнять различные функции: собственно хранение, транспортная упаковка или окончательное захоронение. Кроме этого, имеется достаточно большое количество разработок контейнеров двойного назначения. Наиболее существенным для «сухого» хранения является вопрос о допустимой температуре: она не должна превышать 380-410 °C для цирко-ниевых сплавов в атмосфере инертного газа.

«Сухой» способ хранения не имеет тех недостатков, которые присущи «мокрому» способу, но является более опасным в радиационном отношении, поскольку отсутствие воды повышает уровень радиационных нагрузок в хранилищах и вокруг них.

Промежуточное хранение предполагает расположение временных хранилищ на реакторной площадке или в других местах. Такие хранилища могут быть созданы как в виде «мокрых» бассейнов выдержки, так и в виде «сухих» модулей, которые могут иметь возможность транспортировки ОЯТ за пределы площадки. Промежуточное хранилище может иметь сроки эксплуатации, значительно превышающие 50 лет. В России на всех АЭС с реакторами РБМК и на Нововоронежской АЭС построены промежуточные хранилища для накопления и хранения ОЯТ в течение не менее 10 лет. Такие хранилища размещаются на площадке АЭС в отдельно стоящих зданиях.

В качестве примера промежуточного хранилища также можно привести «сухое» хранилище ОЯТ на территории «Атомфлота» в Мурманске, в котором сосредоточено ОЯТ, выгруженное из реакторов АПЛ, АНК и ледоколов.

Хранение в геологических хранилищах. Ни одна страна в мире не рассматривает длительное наземное хранение ОЯТ как безопасное и долгосрочное (более 100 лет). Политика Франции, Великобритании, России и Японии в отношении ОЯТ направлена на поиск и реализацию возможностей по замыканию ЯТЦ, т. е. на переработку ОЯТ. Остальные страны предполагают, что ОЯТ необходимо будет захоранивать в подземные хранилища, которые должны создаваться на глубинах в несколько сотен метров.

Многие аналитики считают, что отработавшее топливо должно размещаться в геологических хранилищах в специальных контейнерах и при контролируемых условиях. Однако во всех рассматриваемых вариантах геологического хранения остаются большие неопределенности. В основном они связаны с тем, что трудно предугадать, как в краткосрочной перспективе (в первые 100 лет) будет вести себя отработавшее топливо. Поэтому в наиболее успешных

проектах (например, SKB, Швеция) по размещению топлива под землей предусматривается легкое извлечение топлива из контейнера (см. Приложение 5.3).

Создание геологических хранилищ на глубинах 3-5 км сегодня стало возможным в результате развития глубинной буровой техники. Проблемы, которые при этом возникают, например проблема полной изоляции хранилища от протечек, имеющихся даже в гранитных монолитах, в принципе решаемые. Например, компания SKB применяет для изготовления контейнеров специальные сплавы, которые не подвержены воздействию повышенной влажности, перепадам температуры и коррозии в течение миллиона лет (по расчетам). Поэтому, скорее всего, технологии долгосрочного захоронения ОЯТ будут двигаться в этом направлении, поскольку хранение ОЯТ в подземных геологических хранилищах является более безопасным, чем хранение на поверхности.

5.1.2. Накопление и хранение ОЯТ в России

В России накоплено около 22 000 тонн ОЯТ (как тяжелого металла). Каждый год в России нарабатывается порядка 850 тонн нового ОЯТ. Прогнозируемая динамика накопления ОЯТ показана на рисунке 5.2.

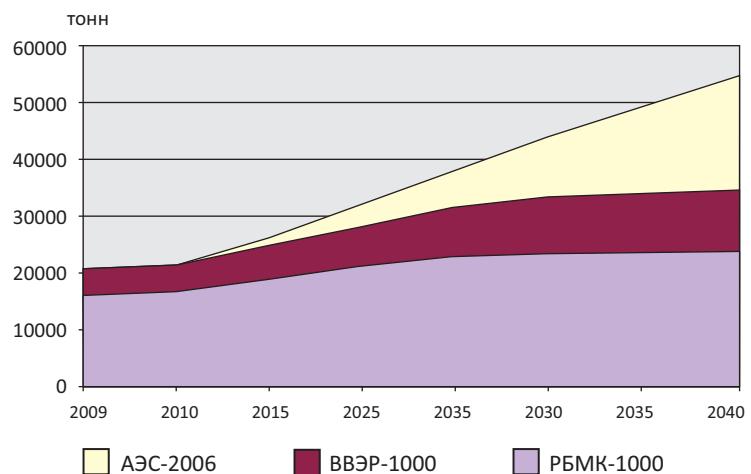


Рис. 5.2. Прогнозируемая динамика накопления ОЯТ в России из реакторов различных типов на период до 2040 г.

Отработавшее топливо имеет различный изотопный состав. Примерный состав отработавшего топлива реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 приведен в Приложении 5.4.

Основными источниками накопления ОЯТ в России в настоящее время являются: 32 реактора АЭС (в том числе 10 – ВВЭР-1000, 6 – ВВЭР-440, 11 – РБМК-1000, 4 – ЭГП-6, 1 – БН-600), 8 ледокольных реакторов, 20-30 реакторов АПЛ и АНК и около 53 (2009 г.) исследовательских ядерных установок.

Динамика накопления ОЯТ на действующих и строящихся реакторах в России приведена в Приложении 5.5.

Временное хранение ОЯТ различных видов в России осуществляется на действующих АЭС (приреакторные и промежуточные хранилища), специальном хранилище ФГУП «ПО «Маяк» (Озерск, Челябинская обл.), а также в «мокром» и «сухом» хранилищах на территории ФГУП «ГХК» (Железногорск, Красноярский край). Основное количество ОЯТ сосредоточено на АЭС и других предприятиях Росатома (табл. 5.4).

Таблица 5.4. Количество тонн ОЯТ реакторов различных типов, хранящихся на предприятиях ГК «Росатом» (по состоянию на начало 2008 г.)

ВВЭР-440		ВВЭР-1000				РБМК-1000			БН-600	АМБ	ЭГП-6	ВВЭР-440, АМБ	ВВЭР-1000	Трансп. ЯЭУ
Кольская	Нововоронежская	Нововоронежская	Балаковская	Ростовская	Калининская	Курская	Ленинградская	Смоленская	Белоярская	Белоярская	Билибинская	ПО «Маяк»	ФГУП «ГХК»	ФГУП «Атомфлот»
75,4	73,9	138,5	400,3	98,2	222,1	4612,0	4485,2	2372,1	35,9	190,9	140,9	463,6	4871,6	5541,0 ОТВС

ФГУП «ПО «Маяк»

Хранилище ОЯТ на площадке ФГУП «ПО «Маяк» введено в эксплуатацию в 1969 году. Хранилище предназначено для приема и хранения ОЯТ транспортных ядерных энергетических установок (ЯЭУ), реакторов ВВЭР-440, БН-600, исследовательских реакторов с последующей передачей его на переработку. Также в хранилище находится ОЯТ реакторов АМБ, не подлежащее переработке. В настоящее время всего накоплено около 500 тонн ОЯТ. Хранилище ПО «Маяк» является частью завода по пере-

работке ОЯТ (завод РТ-1) и входит в состав отделения подготовки ОТВС.

ФГУП «ГХК»

В 1986 году на ФГУП «ГХК» было построено хранилище ОЯТ ВВЭР-1000 (ХОТ-1) вместимостью 6000 тонн (по урану). В настоящее время практически все хранилище заполнено. Сюда на хранение поступает ОЯТ с российских атомных станций – Нововоронежской, Балаковской и Калининской, также предусмотрен прием с Ростовской АЭС. Кроме этого, осуществляется прием ОЯТ из-за рубежа – из Болгарии (АЭС «Козлодуй») и Украины (Южно-Украинская, Запорожская, Хмельницкая, Ровенская АЭС). Также планируется увеличение вместимости ХОТ-1 до 8600 тонн.

В ближайших планах ГК «Росатом» по этому предприятию – введение в эксплуатацию крупного «сухого» воздухоохлаждаемого централизованного хранилища для ОЯТ РБМК-1000 и ВВЭР-1000 вместимостью почти 26 510 тонн (2015 г.). На рисунке 5.3. показана прогнозируемая динамика заполнения этого централизованного хранилища ОЯТ РБМК. Заполнение пускового комплекса хранилища началось в 2011 году. Предполагается, что вывоз ОЯТ с территории АЭС будет осуществляться более 20 лет.



Рис. 5.3. Прогнозируемая динамика заполнения «сухого» хранилища ФГУП «ГХК» с момента его планируемого ввода в эксплуатацию.

5.1.3. Транспортировка ОЯТ

Основным видом транспорта для перемещения ОЯТ внутри ядерных стран является железная дорога. По заключению МАГАТЭ и национальных агентств по ядерной и радиационной безопасности железнодорожные транспортировки являются достаточно безопасными. Однако признается, что до конца не исследованы проблемы, которые могут возникнуть в связи с терроризмом, а также вопросы, касающиеся транспортировки через густонаселенные территории.

Морской транспорт используется при транспортировке ОЯТ между странами и континентами, например между Японией и Европой, между континентальной Европой и Великобританией, а также между Россией и европейскими странами. Некоторые страны перевозят отработавшее топливо специальными судами вдоль своего побережья (например, Швеция).

Правила МАГАТЭ не запрещают перевозку ОЯТ воздушным транспортом, но имеют ряд дополнительных требований к безопасности, поскольку последствия аварии с самолетом более тяжелые, чем с наземным или водным транспортом. По оценкам, воздушная транспортировка ОЯТ осуществляется достаточно редко и только в тех случаях, когда не удается согласовать (или по другим причинам) межгосударственное перемещение опасного груза по железной дороге или в случае чрезвычайных обстоятельств.

Транспортировка ОЯТ в России осуществляется всеми видами транспорта – железнодорожным, морским, воздушным и автомобильным.

Ежегодно в России осуществляется около 30 транспортировок ядерно и радиационно опасных грузов. Риски при перевозке ОЯТ связаны, в основном, с плохим состоянием российских дорог. В России показатели по аварийности на транспорте (наземный, морской и воздушный) превышают аналогичные показатели в развитых странах не менее чем в 2 раза.

Кроме этого, существует реальная уязвимость транспортных коммуникаций от возможности террористического нападения. Это подтверждается многочисленными случаями терактов, произошедших в России на всех видах транспорта, включая железнодорожный. Также существует проблема перевозок вблизи крупных городов и густонаселенных районов.

При железнодорожных перевозках для каждого вида ОЯТ предназначен определенный тип вагона-контейнера. В настоящее время используют 59 вагонов-кон-

тейнеров различных типов. Маршруты перемещения ОЯТ, в основном, проходят от АЭС до ПО «Маяк» и к хранилищу в Красноярске. Кроме этого, приблизительно около 700 кг ОЯТ (по урану) в год перемещают из хранилищ Северного и Тихоокеанского флота на ПО «Маяк». Общие характеристики используемых контейнеров приведены в Приложении 5.6.

В ближайшие годы будет наблюдаться рост числа железнодорожных перевозок, поскольку Росатом планирует интенсивный вывоз ОЯТ из хранилищ АЭС на ФГУП «ГХК» и ПО «Маяк». Масштабный вывоз ОЯТ (не менее 35 эшелонов) предстоит на Севере России в процессе реализации проекта в Андреевой губе (филиал № 1 ФГУП «СевРАО»), где скопилось около 21 тыс. ОТВС реакторов АПЛ.

Морские перевозки ОЯТ начали осуществлять на Северо-Западе и на Дальнем Востоке России в связи с базированием в этих районах атомных подводных и надводных кораблей с ЯЭУ. Эти транспортировки осуществляются, в основном, вдоль берега между военными базами и судоремонтными заводами. На Севере это короткие по расстоянию маршруты: Полярный (СРЗ-10), Снежногорск (СРЗ «Нерпа»), Заозерск (филиал № 1 ФГУП «СевРАО»), Островной (филиал № 2 ФГУП «СевРАО») с пунктом назначения – Мурманский морской порт.

Перевозки осуществляли и осуществляют как гражданские суда атомно-технологического обеспечения ФГУП «Атомфлот» («Лепсе», «Имандра», «Лотта» и «Серебрянка»), так и военные плавучие технологические базы.

Первая морская транспортировка ОЯТ по Северному морскому пути была осуществлена в 1998 году теплоходом «Кандалакша» (ОАО «Мурманское морское пароходство») из порта Дудинка в Мурманск. В качестве груза, размещенного в упаковках ТУК-19, было ОЯТ в количестве 71 ОТВС исследовательского реактора ОАО «Норильский никель». Теплоход не был сертифицирован на соответствующий класс для перевозки опасных грузов по российским правилам, а также ни по одному из правил международного класса INF (Irradiated Nuclear Fuel – международный сертификат соответствия судна для перевозки опасных грузов, имеет три категории (см. Приложение 5.7); российский аналог этого международного сертификата обозначается как «ОЯТ»).

В 2003 году правительство РФ утвердило перечень морских портов, в которые разрешается заход (выход) судов и иных

плавсредств, транспортирующих ядерные материалы, радиоактивные вещества и изделия, их содержащие, в транспортных упаковочных комплектах (работы с опасными грузами класса 7): Архангельск, Большой Камень, Высоцк, пос. Диксон, Дудинка, Калининград, Кандалакша, Мурманск, Певек, пос. Провидения, Санкт-Петербург, Усть-Луга. В 2010 году этот список пополнился портами Восточный и Ванино. Из перечисленных портов всем требованиям по безопасности отвечает только Мурманский морской порт, поскольку на его акватории расположены причалы ФГУП «Атомфлот», имеющие необходимые подъездные железнодорожные пути, грузоподъемные средства и системы физической защиты.

Сегодня морская транспортировка ОЯТ между Россией и другими государствами осуществляется, в основном, в рамках международных договоров, в соответствии с которыми отработавшее топливо из АЭС, а также из исследовательских реакторов, построенных Россией (СССР), должно быть возвращено на территорию России.

Осенью 2008 года в рамках программы депатриации ОЯТ исследовательских реакторов российского производства была осуществлена первая морская перевозка ОЯТ по маршруту Копер (Словения) – Мурманск. ОЯТ венгерского исследовательского реактора перевозил теплоход «Lynx» (сертификат класса INF-2) под датским флагом. ОЯТ (1,7 т) было упаковано в транспортные контейнеры ŠKODA VPVR/M, которые, в свою очередь, были раскреплены в усиленных 20-футовых ISO-контейнерах.

В конце 2010 года теплоход «Ruma» под датским флагом доставил в Мурманск 2,5 тонны ОЯТ сербского реактора RA из Винчи (Сербия) по аналогичному маршруту.

В 2009 году было проведено переоборудование российского теплохода «МСЛ Трейдер» в соответствии с международными требованиями для перевозки ОЯТ (сертификат класса INF-2). Это судно в 2009-2010 годах выполнило 5 морских транспортировок ОЯТ (25,5 т) польских исследовательских реакторов из порта Гдыня (Польша) в Мурманск. Ответственность за выполнение этих перевозок лежала на российской судоходной компании «АСПОЛ-Балтик».

В августе 2011 года ФГУП «Атомфлот» получило в управление новое судно ледового класса «Россита», специально предназначенное для транспортировки ОЯТ и РАО (см. Приложение 5.8). Судно построено на верфи компании «Финкантьери» (Италия). Планируется, что судно будет ходить по Северной Атлантике, а также Баренцеву и Белому морям,

совершая транспортировки между Мурманском, Андреевой губой, губой Сайда, ЗАТО Островной и Северодвинском. «Россита» должна полностью обеспечить перевозки ОЯТ и РАО на период проведения реабилитационных работ на Северо-Западе России.

Также в России прорабатывается вариант перевозки опасных грузов с помощью морских паромов (накатный железнодорожный способ) либо дооборудования судов под аналогичные условия. Рассматривается вопрос о применении для транспортировки ОЯТ и РАО судов типа «река–море» в режиме смешанного плавания по трассе Северного морского пути, что может значительно сократить протяженность маршрутов.

Риски морских перевозок достаточно велики. Например, в декабре 2001 года плавучая технологическая база «Имандра», на борту которой находилось ОЯТ, проходя по акватории судоремонтного завода «Нерпа» (ЗАТО Снежногорск, Мурманская обл.), из-за сложных метеоусловий и сильного ветра навалилась на выведенную из эксплуатации атомную подводную лодку, стоящую у пирса. В результате «Имандра» получила небольшую пробоину в районе ватерлинии. С помощью экипажа и аварийных служб серьезные последствия этого столкновения удалось предотвратить.

Воздушные перевозки ОЯТ в Россию (ФГУП «ПО «Маяк») были осуществлены в период 1993-1994 годов из Ирака (исследовательский реактор ИРТ-5000). Это были транспортировки, вызванные чрезвычайными обстоятельствами, связанными с войной 1991 года в Персидском заливе.

В июне 2009 года осуществлена первая сертифицированная перевозка ОЯТ воздушным транспортом из Румынии (исследовательский реактор ВВР-С). Для транспортировки использовали самолет АН-124-100, 18 защитных контейнеров типа ТУК-19 в 6 специализированных грузовых 20-футовых ISO-контейнерах. Общая стоимость проекта составила более 10 млн долларов на 70 ОТВС (примерно 25 кг урана). Аналогичная транспортировка ОЯТ исследовательского реактора ИРТ-10 (26 ОТВС) была осуществлена в 2009 году из Ливии.

Очевидно, что авиаперевозки осуществлялись и в случаях транспортировок ОЯТ АЭС из тех стран, которые не имеют выхода к морю (например, из Венгрии). Однако данных по этим транспортировкам нет.

Без сомнения, применение авиации для выполнения регулярных перевозок ОЯТ – очень дорогой вид транспортировки, и, скорее всего, в обозримом будущем не будет иметь широкого применения, за ис-

ключением случаев возникновения чрезвычайных ситуаций.

Автомобильный транспорт для перевозки ОЯТ используется преимущественно на небольших расстояниях, например от места загрузки ТУК (транспортный упаковочный комплект) на объекте использования атомной энергии до пункта формирования железнодорожного состава или погрузки на специальное судно или до аэропорта. Автомобильная перевозка тяжеловесных и опасных грузов с ОЯТ требует специальной техники и дополнительных средств обеспечения безопасности.

Транспортировки по городским улицам, даже при милицейском сопровождении, которые иногда выполнялись в российских регионах, – достаточно опасное мероприятие (например, в Мурманске до середины 1990-х годов осуществлялись автомобильные перевозки контейнеров с ОЯТ на расстояние около 5 км, включая движение по жилому микрорайону, от территории ФГУП «Атомфлот» до места загрузки в железнодорожные вагоны).

5.2. Переработка ОЯТ

Перерабатывать ОЯТ начали с целью получения плутония для ядерного оружия. Однако в 1960-х годах во многих ядерных странах программы ядерной энергетики рассматривали переработку ОЯТ как способ получения урана и плутония для производства нового топлива. К тому же сторонники переработки активно доказывали, что запасы природного урана заканчиваются, и уран и плутоний, полученные в процессе переработки, будут основным источником топлива для АЭС. Однако в настоящее время, после переоценки запасов урана, эти аргументы отошли на второй план.

До аварии на Фукусиме только пять стран – Франция, Великобритания, Россия,

Япония и Индия сохраняли намерение продолжать политику, направленную на замыкание ядерного топливного цикла и переработку ОЯТ.

События на Фукусиме отразились на ядерной политике Японии, и поэтому правительство страны заявляет о закрытии программ строительства быстрых реакторов, а в перспективе – и о выходе до 2050 года из ядерной энергетики. Судьба завода в Роккасе, который должен был быть введен в эксплуатацию в 2012 году, остается под вопросом.

Великобритания сокращает интенсивность своих производств. Так, в августе 2011 года Управление по выводу из эксплуатации ядерных объектов Великобритании (NDA) объявило о скором закрытии завода по производству МОКС-топлива в Селлафилде. Основная причина – убыточность предприятия. Закрытие АЭС в Японии через некоторое время приведет к уменьшению объемов переработки ОЯТ в Селлафилде.

Индия имеет ограниченные мощности по переработке ОЯТ и расплывчатые перспективы о их наращивании.

Россия ведет жесткую политику, направленную на переработку ОЯТ, планируя строительство завода РТ-2 и готовя закон об отработавшем ядерном топливе, в котором эта политика будет закреплена законодательно. Нынешнее руководство Росатома исходит из того, что переработка ОЯТ на территории России – это перспективный международный бизнес-проект. Однако во многом все будет зависеть от экономической ситуации и от того, насколько успешными будут технологии, которые Россия планирует использовать сначала в опытно-демонстрационном центре (ОДЦ), а затем на РТ-2.

Данные, приведенные в таблице 5.5, показывают проектную производительность заводов по переработке ОЯТ, но, как правило, ни одно из указанных предприятий не достигало таких объемов.

Таблица 5.5. Потенциал предприятий по переработке ОЯТ

Вид ОЯТ	Страна	Предприятие	Мощность, т/год
ОЯТ (легководные реакторы)	Франция	UP2, UP3, La Ar (La Hague)	1700
	Великобритания	THORP, Селлафилд (Sellafield)	900
	Россия	РТ-1, ПО «Маяк», Озерск	400
ОЯТ (другие виды реакторов)	Япония	Роккасе (Rokkasho)	800*
	Великобритания	Magnox, Селлафилд (Sellafield)	1500
	Индия	PHWR, Тарапур (Tarapur)	330
Итого (оценочно):			5630

* Ввод в эксплуатацию запланирован на конец 2012 г.

В настоящее время в мире перерабатывается примерно 4 тыс. тонн отработавшего топлива, извлеченного из коммерческих реакторов. При этом количество ОЯТ, переработанного до настоящего времени, оценивается в 90 тыс. тонн (при общем накоплении более 250 тыс. т). Процесс накопления ОЯТ не снижается, а, вероятнее всего, будет увеличиваться. При существующей производительности перерабатывающих предприятий к 2030 году во всем мире на хранении может оказаться до 400 тыс. тонн ОЯТ, в том числе в США – около 60 тыс. тонн, в Европе – 69 тыс. тонн, в России – 40 тыс. тонн.

5.2.1. Технологии переработки ОЯТ

Более 60 лет в мире разрабатывают и применяют различные технологии переработки отработавшего топлива. Технологии переработки в разных странах отличаются друг от друга в основном лишь методами отделения оболочки ТВЭлов от топливной композиции, а также методами экстракции (процесс извлечения компонентов), которые применяются при разделении топливной композиции.

Общая схема переработки облученного в реакторе уранового топлива изображена на рисунке 5.4.

Существующие методы отделения материала оболочки ТВЭлов от топливной композиции подразделяются на две группы: методы вскрытия с разделением материалов оболочки и сердечника ТВЭлов (механический метод) и методы вскрытия без отделения материалов оболочки от материала сердечника (водно-химический метод).

Механический метод снятия оболочек предусматривает снятие оболочки ТВЭлов и удаление конструкционных материалов до растворения ядерного топлива. Он состоит из нескольких стадий: сначала отрезают концевые детали тепловыделяющей сборки и разбирают ее на пучки ТВЭлов и на ТВЭлы, затем механически снимают оболочки отдельно с каждого ТВЭла.

При водно-химическом методе материалы оболочки растворяются в кислотах или их смесях, не затрагивая при этом материалы сердечника. ТВЭлы современных реакторов имеют оболочки из коррозионностойких, труднорастворимых материалов – циркония, сплавов циркония с оловом или ниобием, нержавеющей стали. Селективное растворение этих материалов возможно только в сильноагрессивных средах. Цирконий растворяют в плавиковой кислоте, в смесях ее со щавелевой или азотной кислотой или в растворе NH_4F .

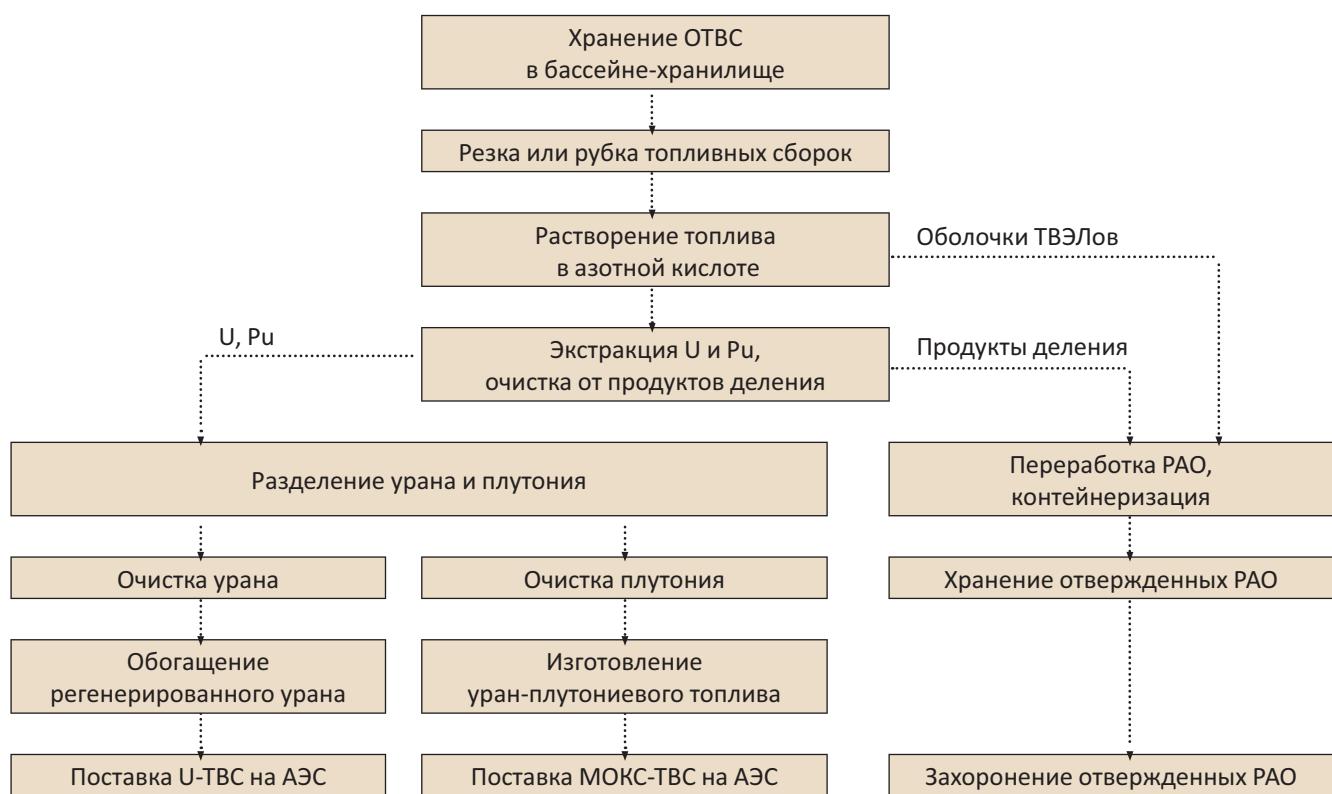


Рис. 5.4. Общая схема переработки ОЯТ.

Оболочку из нержавеющей стали – в кипящей серной кислоте H_2SO_4 .

Основной недостаток водно-химического способа снятия оболочек – образование большого количества сильнозасоленных жидких радиоактивных отходов. Чтобы уменьшить объем отходов от разрушения оболочек и получить эти отходы сразу в твердом состоянии, более пригодном для длительного хранения, разрабатывают процессы разрушения оболочек под воздействием неводных реагентов при повышенной температуре (пищеварительные методы).

Кроме указанных выше методов сегодня применяется комбинированный метод «рубки-выщелачивания» (см. Приложение 5.9). Сборки ТВЭлов разрезают на мелкие куски, при этом сердечник ТВЭла становится доступным действию химических реагентов и растворяется в азотной кислоте. Нерастворившиеся оболочки отмывают от остатков задержавшегося в них раствора и удаляют в виде скрата.

При экстракции, т. е. разделении компонентов топлива, применяют два метода – ПУРЕКС-процесс (Plutonium-uranium recovery by extraction) и РЕДОКС-процесс (Reduction-oxidation).

В этих процессах исходный раствор нитратов урана, плутония и продуктов деления подвергается действию растворителей-экстрагентов для отделения урана и плутония от основной массы продуктов деления. Далее проводят следующий цикл экстракции, в ходе которого уран и плутоний подвергают дальнейшей очистке от продуктов деления, нептуния и друг от друга до уровня, отвечающего техническим условиям ЯТЦ. Затем уран и плутоний превращают в товарную форму для дальнейшего использования.

СИВЕКС-процесс (Civex) – это воспроизведение ядерного топлива без выделения

плутония. При использовании этого метода переработки ОЯТ плутоний ни на одной из стадий процесса не отделяется полностью от урана и продуктов деления, что значительно затрудняет возможность его использования для военных целей.

Для повышения экологичности переработки ОЯТ этим методом разрабатываются неводные технологические процессы. Преимущества неводных процессов заключаются в их компактности, отсутствии сильных разбавлений и образования больших объемов жидких радиоактивных отходов, в меньшем влиянии процессов радиационного разложения. Образующиеся отходы находятся в твердой фазе и занимают значительно меньший объем.

Предполагается, что этот метод переработки ОЯТ будет использован в новых строящихся и проектируемых заводах по переработке, таких как РТ-2 (Россия) и Роккасе (Япония).

5.2.2. Переработка ОЯТ в России

В России тепловыделяющие элементы промышленных реакторов перерабатываются на радиохимических производствах трех предприятий: СХК (радиохимический завод), ГХК (горно-химический завод), ПО «Маяк» (радиохимический завод).

Единственный завод, который перерабатывает ОЯТ энергетических, исследовательских и транспортных реакторов, – это РТ-1 на ФГУП «ПО «Маяк» (Озерск, Челябинская обл.), который был введен в эксплуатацию в 1977 году. За все время работы завод РТ-1 не достигал проектной мощности (400 т/год), в 2008 и 2009 годах объемы переработки составили 66 и 94 тонны соответственно.

Технологическая водно-экстракционная схема переработки ОЯТ на заводе РТ-1 близка к классическому варианту схемы ПУРЕКС-процесса (рис. 5.5).

Переработка ОЯТ осуществляется с целью получения оксида плутония, закиси-окиси урана и плава нитрата уранила $[UO_2(NO_3)_2 \cdot 6H_2O]$. ОТВС из бассейна-хранилища поступают на резку (электроконтактный метод) концевых деталей, после чего направляются на измельчение. Далее эта смесь топлива с остатками металлических оболочек подается в аппарат для растворения, в результате чего получается технологический раствор, представляющий супензию из многих компонентов. Затем следуют стадии осветления и фильтрования.

Выделение необходимых компонентов осуществляется с помощью многоступенчатых экстракционных процессов с последующим осаждением нужных химических соединений урана, плутония и нептуния. По данной схеме перерабатывается ОЯТ реакторов ВВЭР-440. Аналогичный технологический процесс реализован на заводах во Франции и Великобритании.

В настоящее время полученные при переработке на РТ-1 уран и плутоний используются для изготовления свежего ядерного топлива, в том числе МОКС-топлива.

Радиохимическая переработка ОЯТ на РТ-1 является радиационно грязным производством, в результате которого в России нарабатывается основное количество

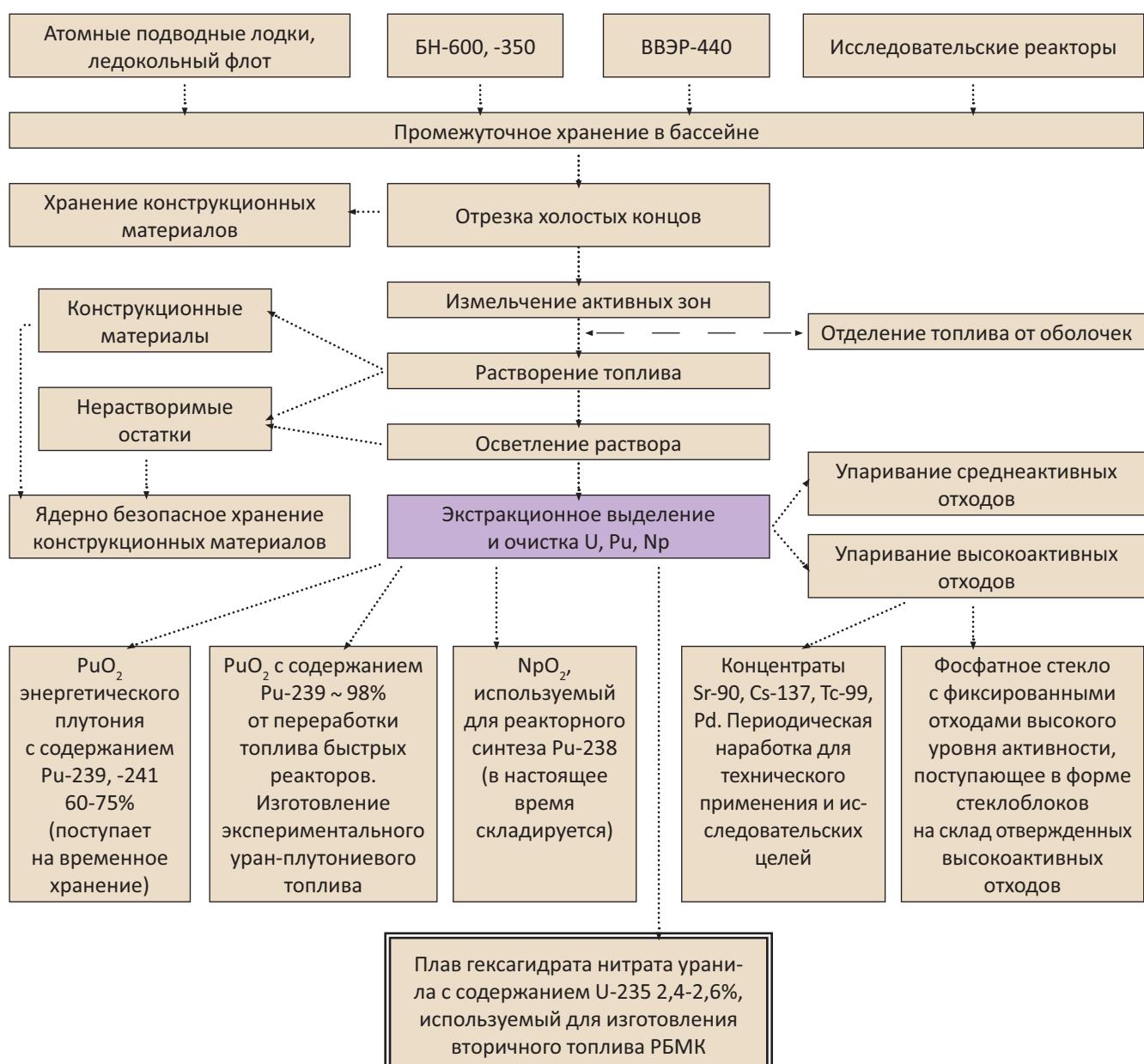


Рис. 5.5. Схема переработки ОЯТ в России.

твердых, жидких и газообразных РАО различной степени активности (табл. 5.6). При этом на жидкие высокоактивные отходы приходится 95% всей активности образующихся РАО, на твердые – 1%, на жидкие среднеактивные отходы – около 5%, на жидкие низкоактивные – 0,01% активности. Активность РАО обусловлена, в основном, наличием таких радионуклидов, как стронций-90 и цезий-137.

За весь период работы завода РТ-1 было переработано около 4500 тонн ОЯТ реакторов ВВЭР-440, транспортных и исследовательских реакторов. При этом было образовано более 1,5 млн м³ жидких высокоактивных отходов, более 4 млн м³ среднеактивных отходов и около 54 млн м³ низкоактивных отходов. На конец 2011 года на ПО «Маяк» хранилось около 6 тыс. тонн остееклованных ВАО суммарной активностью около 637 млн Ки ($2,4 \times 10^{19}$ Бк).

Проект завода РТ-2 по переработке ОЯТ ВВЭР-1000 выполнило ФГУП «ГИ ВНИПИЭТ». Строительство завода началось в 1979 году. Для транспортирования, приема и хранения ОЯТ был создан комплекс объектов для обращения с ОЯТ, основным из которых является «мокрое» (водоохлаждаемое) хранилище ОЯТ проектной емкостью 3 тыс. тонн. В декабре 1985 года в хранилище была принята первая партия ОЯТ ВВЭР-1000 с Нововоронежской АЭС. Хранилище вошло в состав действующих объектов завода РТ-2. В различной стадии строительства находились и другие объекты завода РТ-2. С 1991 года в связи с финансовыми затруднениями в бывшем СССР строительство объектов приостановливалось, а затем было прекращено.

В настоящее время на площадке РТ-2 создается ОДЦ по переработке ОЯТ на основе инновационных технологий с перспективой создания на его базе завода по переработке ОЯТ с производительностью от 1,5 тыс. тонн ОЯТ в год. Планируется, что первая очередь мощностью 100 т/год будет введена в эксплуатацию в 2017 году.

Создаваемые на ОДЦ технологии оцениваются как технологии третьего поколения, которые обеспечивают значительное (до 10 раз) сокращение объема низкоактивных отходов, представляющих сегодня основную проблему.

Заявлено, что основой для будущего опытно-демонстрационного центра станут технологии, не имеющие аналогов в мире, такие как:

- процесс термохимической фрагментации ОТВС (технология «Хруст»);
- процесс волоксидации ОЯТ для удаления трития и активации оксидного ОЯТ;

Таблица 5.6. Удельные объемы ЖРО, образующиеся на тонну регенерированного топлива (завод РТ-1)

Вид ОЯТ	Тип ЖРО	Характеристики	
		Среднее кол-во ЖРО, м ³ /т	Стандартное отклонение, м ³ /т
ВВЭР-440	Низкоакт. ЖРО	2000,0	707,1
	Среднеакт. ЖРО	150,0	12,4
	Высокоакт. ЖРО	45,0	2,3
	Низкоакт. ЖРО	1552,0	413,0
БН	Среднеакт. ЖРО	59,0	9,38
	Высокоакт. ЖРО	31,0	14,4

- процесс двухконтурного выпаривания жидких РАО от переработки ОЯТ с изоляцией тритийсодержащего потока;
- двухстадийный процесс разделения урана и плутония с выводом последнего из головного цикла в виде концентрированного уран-плутониевого потока;
- массообменные сепарационные процессы;
- процесс аффинажной изогидрической кристаллизации нитрата уранила.

В настоящее время на ФГУП «ГХК» отрабатывается технология переработки топлива «Упрощенный ПУРЕКС-процесс», которая взята за основу как базовая, а также технологии термохимического вскрытия ОТВС, остееклования ВАО и др.

Планируется, что на основе исследований и разработок, выполненных в рамках деятельности ОДЦ, будет принято решение (не ранее 2020 г.) о строительстве полно масштабного производства по радиохимической переработке ОЯТ (завод РТ-2), а ОДЦ планируют в дальнейшем использовать для переработки дефектного ОЯТ, а также создания и отработки радиохимических технологий различного назначения.

Однако уверенности в том, что эти технологии будут успешными, в атомном ведомстве нет.

5.3. Политика и экономика обращения с накопленным ОЯТ

Для большинства стран с ядерными программами разработка и внедрение политических стратегий обращения с отработавшим ядерным топливом является постоянной приоритетной задачей на протяжении многих лет. Все страны понимают, что если не будет решена проблема надеж-

ной изоляции ядерных и радиоактивных отходов, то ядерные программы должны будут сокращаться или даже закрываться. Поэтому сегодня ядерные страны стремятся решить две главные задачи – обеспечить экологически приемлемое обращение с ОЯТ и возврат в ядерный топливный цикл регенерированных из ОЯТ ядерных материалов.

Первая проблема касается всех стран, использующих атомную энергию. Вторая – только стран, в которых сохраняется переработка ОЯТ, – т. е. Франции, Великобритании, России, Японии и Индии. Китай также планирует построить коммерческую установку по переработке ОЯТ, в настоящее время там ведется строительство экспериментального завода по переработке, на котором в конце 2010 года были завершены горячие испытания.

Экологически приемлемое обращение с ОЯТ предполагает, что ядерным странам, в первую очередь, необходимо будет договориться об основных принципах, которые касаются перемещения, хранения и захоронения ОЯТ.

Важным шагом для решения этих проблем стало принятие Советом Европы директивы об обращении с РАО и ОЯТ, которая устанавливает общеевропейские стандарты безопасности для РАО и ОЯТ. Согласно этой директиве 14 государств – членов ЕС, имеющих ядерные программы, должны будут к 2015 году разработать национальные программы с подробным изложением предпочтительных с их точки зрения вариантов для хранения и переработки РАО и ОЯТ.

Директива вызвала неоднозначную реакцию среди общественности, поскольку в ней заложена норма, позволяющая (с оговорками) перемещать РАО через национальные границы. Позиция общественных организаций недвусмысленна – страны, эксплуатирующие атомную энергию, обязаны сами нести все издержки, в том числе и от накопления РАО и ОЯТ.

Бизнес, связанный с перемещением, хранением и захоронением ядерных и радиоактивных отходов в странах, которые эти отходы не нарабатывают, является общественно неприемлемым. В связи с этим продолжается дискуссия о возможности создания международных хранилищ для захоронения (или хранения) ОЯТ. Очевидно, что перспективы создания такого хранилища призрачные, поскольку повлекут сильное общественное противодействие и те же проблемы, с которыми сталкиваются при строительстве национальных храни-

лищ (подобные ситуации можно наблюдать в США, Германии и других странах). Практически во всех странах необходимо будет договариваться с муниципальными властями и общественностью. В Финляндии, например, закон о ядерной энергии дает муниципалитетам право вето на размещение любых ядерных установок, включая хранилища.

В то же время практически нет сомнений в том, что для захоронения ОЯТ необходимо использовать геологические хранилища. Наиболее продвинулись в решении этого вопроса скандинавские страны, которые, не видя перспектив по строительству межнациональных хранилищ, начали строить свои национальные.

Шведская компания по обращению с ядерным топливом и отходами (SKB) подала в марте 2011 года заявку на строительство геологического хранилища для окончательного захоронения ОЯТ, которое должно быть размещено в Эстхаммаре. Строительство хранилища ядерного топлива должно начаться в 2015 году, а операции по захоронению, как ожидается, – в 2025 году.

В Финляндии, на площадке Олкилуото, к концу 2010 года к установке «Онкало» был вырыт тоннель длиной 4570 м до глубины окончательного захоронения 434 м. Первоначально «Онкало» будет функционировать в качестве подземной установки для изучения характеристик скальных пород с целью определения пригодности этой площадки. Затем тоннель доступа и другие подземные структуры будут использоваться для захоронения. Ожидается, что заявка на лицензию на строительство будет подана в 2012 году, а процесс оформления лицензии на эксплуатацию начнется после 2020 года.

Однако во всем мире лишь две страны – Швеция и Финляндия – немного продвинулись в решении задач контролируемого захоронения ОЯТ. В остальных странах создание установок (хранилищ) для захоронения отработавшего топлива откладывается как минимум на несколько десятилетий.

Некоторые страны идут по пути создания приповерхностных временных (на десятилетия) хранилищ. Например, в Испании принято решение о размещении на территории муниципалитета Вильяр-де-Каньяс централизованного хранилища ОЯТ и РАО из восьми испанских энергоблоков. Национальный оператор Испании по обращению с РАО и ОЯТ (Enresa) сообщил, что хранилище будет предназначено для захоронения на срок до 100 лет 6700 тонн ОЯТ, 12 м³ ВАО, образовавшихся в результате пе-

переработки во Франции ОЯТ газографитового реактора «Vandellos-1», а также 2600 м³ среднеактивных отходов. Стоимость проекта оценивается в 700 млн евро.

В настоящее время в мире перерабатывается менее 25% выгруженного топлива, в России – менее 15%. В результате количество отработавшего топлива резко увеличивается. Поэтому накопленное ОЯТ придется хранить в течение более длительного периода, чем предполагалось первоначально, а сроки его хранения во временных хранилищах (контейнерах) превысят 100 лет. Это, в свою очередь, приведет к необходимости активизировать работу по исследованию целостности ОЯТ в течение длительных периодов хранения, а также необходимости проведения дополнительной работы, направленной на изучение поведения топлива в «сухих» хранилищах.

Что касается вопросов импорта и экспорта ОЯТ, то Франция, Великобритания и Россия импортируют отработавшее топливо из других стран, в том числе для переработки и хранения (только Россия). Франция и Великобритания продукты переработки (включая уран, плутоний и РАО) в большинстве случаев возвращают в страну-производитель, поскольку в законах Франции и Великобритании есть норма, которая гласит, что никакие РАО – из других государств или от переработки зарубежных ОЯТ и РАО – не остаются для хранения в стране и никакое отработавшее ядерное топливо или радиоактивные материалы не должны быть ввезены в страну, кроме как с целью переработки или исследования либо транзита между иностранными государствами.

Россия ввозит на свою территорию для хранения, захоронения и переработки ОЯТ, которое извлечено из реакторов, построенных Россией (СССР) за рубежом, не возвращая при этом назад РАО, образующиеся при переработке. По крайней мере, никакой открытой информации по возврату РАО в страны – наработчики ОЯТ нет.

Ядерные политические стратегии диктуются ключевыми ядерными державами, которые продолжают или намерены в ближайшее время перерабатывать ОЯТ (Франция, Великобритания, Россия, Япония, Индия и Китай), а также странами, которые планируют прямое захоронение ОЯТ (Канада, Германия, США, Финляндия и Швеция), в том числе Южной Кореей, которая не определила до конца свою позицию.

Франция, осуществляя переработку отработавшего уранового топлива, использует полученный плутоний для изготовления МОКС-топлива легководных реакторов.

Отработавшее МОКС-топливо хранится для использования в будущем в бридерах. Геологическое хранилище в глиняных формациях в районе Буре для захоронения высокоактивных и долгоживущих радионуклидов планируют ввести в эксплуатацию в 2025 году.

Великобритания перерабатывает все уран-металлическое ОЯТ из газоохлаждаемых графитовых реакторов, последний из которых должен быть выведен из эксплуатации в 2012 году. Также перерабатывается значительная часть ОЯТ из газоохлаждаемых реакторов второго поколения.

Окончательно не принято решение относительно судьбы 100 тонн плутония, наработанного в результате переработки, – возможно, он будет переработан в МОКС-топливо для легководных реакторов нового поколения. Для этого на заводе в Селлафилде сооружается новая установка по изготовлению МОКС-топлива.

Великобритания на протяжении нескольких десятков лет пытается безуспешно решить проблему выбора площадки для временного хранения (100 лет) высокоактивных и долгоживущих радионуклидов, нарабатываемых в результате репроцессинга.

Япония после аварии на АЭС «Фукусима» обнародовала свою дальнейшую ядерную политику: достроить АЭС, которые находятся в высокой степени готовности, но строительство новых АЭС не начинать. Кроме этого, согласно решению парламента и правительства, Япония до 2050 года должна завершить использование атомной энергетики в стране. Однако понятно, что предыдущая политика, направленная на быстрое развитие ядерной энергетики и переработку ОЯТ, будет существенно скорректирована.

Завод по переработке ОЯТ и площадка для хранения ОЯТ в контейнерах в Роккасе должны были быть введены в эксплуатацию в 2012 году, однако никакой информации об этом нет. Для высокоактивных отходов Япония ищет площадку, на которой можно будет осуществлять геологическое захоронение.

Китай (Тайвань) на сегодняшний день является самым активным строителем АЭС. На конец 2010 года в Китае в стадии строительства находилось 28 энергоблоков, строительство 10 из них началось в 2010 году. В то же время, имея небольшой опыт эксплуатации АЭС (111 лет на 13 блоков), Китай не определил свою окончательную дальнейшую политику относительно обращения с ОЯТ. В настоящее время в Китае

нет хранилищ для долговременного (100 лет) хранения и захоронения ОЯТ и РАО.

Сегодня в Китае ведется строительство экспериментального завода по переработке ОЯТ, также планируется построить коммерческую установку по переработке ОЯТ, однако пока лишь решается вопрос выбора площадки.

Германия находится на стадии выхода из атомной энергетики. Накопленное ОЯТ сосредоточено на площадке промежуточного хранения в Горлебене, где оно будет храниться до окончательного захоронения. Площадка для строительства геологического хранилища пока не выбрана.

Канада хранит свое ОЯТ на стационарных площадках. В 2010 году, после того как были выработаны критерии и условия для хранилища, предназначенного для захоронения ОЯТ, начались поиск и согласование с местными властями и жителями места для будущей площадки.

Швеция и Финляндия планируют использовать единую технологию для захоронения ОЯТ в контейнерах, изготовленных из специального сплава и размещенных в геологических контролируемых хранилищах.

США с 1970 года безуспешно пытаются найти площадку для геологического хранилища ОЯТ и ВАО. На подготовку технической базы для хранилища в Юкка-Маунтин было потрачено 15 млрд долларов.

В 2010 году администрация президента Обамы окончательно остановила этот проект. В настоящее время все ОЯТ размещается в «сухих» контейнерах на стационарных площадках. Для выработки новой политики по обращению с ОЯТ в 2010 году была создана специальная комиссия, которая должна провести анализ состояния дел в данной области, выработать рекомендации и подготовить доклад в отношении долгосрочных безопасных решений для государственного управления обращением с ОЯТ и РАО.

5.4. Стратегия создания национальной системы обращения с ОЯТ в России

В ноябре 2011 года правлением Госкорпорации «Росатом» были рассмотрены основные положения «Стратегии развития заключительной стадии жизненного цикла объектов и материалов использования атомной энергии до 2030 года».

Одной из основных целей Стратегии является создание государственных систем обращения с ОЯТ и РАО и решение проблем ядер-

ного наследия. В Стратегии подчеркивается, что окончательная утилизация ОЯТ требует развития инфраструктуры и неразрывно связана с вопросом выбора топливного цикла.

Однако на сегодняшний день в атомной отрасли России еще не сложилось единого мнения относительно типа будущего ядерного топливного цикла, напрямую влияющего на стратегию обращения с ОЯТ. Основными альтернативами ЯТЦ являются:

- открытый ЯТЦ, предполагающий захоронение ОЯТ в стабильных геологических формациях;

- полностью или частично замкнутый ЯТЦ, предполагающий переработку ОЯТ с целью извлечения регенерированного урана и энергетического плутония – продуктов, пригодных для дальнейшего использования и отделения от них ВАО.

Для выбора типа ЯТЦ необходимо будет провести НИОКР по перспективным технологиям переработки (хранения, захоронения), анализ полной стоимости электроэнергии, а также выполнить оценки воздействия на окружающую среду различных типов ЯТЦ.

Кроме этого, на текущий момент в России не существует нормативно-правовой базы в части обращения с ОЯТ, не закреплена ответственность наработчиков ОЯТ и не сформированы механизмы финансово-экономического взаимодействия участников этого процесса. Финансирование работ в части обращения с ОЯТ, а также в части решения проблем наследия накопленного ОЯТ происходит исключительно за счет государственного бюджета в рамках федеральных целевых программ «Ядерная и радиационная безопасность» (ФЦП ЯРБ).

Разрабатываемая в настоящее время российская долгосрочная (до 2070 г.) комплексная Национальная стратегия развития заключительной стадии жизненного цикла должна будет предусмотреть решение вопросов наследия ОЯТ, формирования системы обращения с ОЯТ, а также формирования нормативно-правовой базы. Основная проблема при решении стратегических задач связана с инфраструктурой обращения с ОЯТ, которая полностью зависит от типа топливного цикла. В расширенном варианте Стратегии рассматриваются четыре альтернативных топливных цикла:

- 1) комбинированный замкнутый ядерный топливный цикл быстрых реакторов (БР) и реакторов на тепловых нейтронах (РТН), который подразумевает: переработку ОЯТ РТН, фабрикацию первых загрузок МОКС-топлива для БР, переработку ОЯТ БР и фабрикацию следующих загрузок топлива БР из продуктов переработки;

2) цикл замыкания на МОКС реакторов на тепловых нейтронах, который подразумевает: переработку ОЯТ РТН, фабрикацию МОКС-топлива для РТН и дальнейшее долгосрочное хранение или окончательное захоронение МОКС ОЯТ в геологическом пункте захоронения;

3) цикл сжигания плутония в МОКС-топливе РТН и БР, который подразумевает: переработку ОЯТ РТН, фабрикацию МОКС-топлива для БР (с возможным промежуточным шагом по фабрикации МОКС-топлива для РТН и переработке ОЯТ МОКС для РТН) и дальнейшее долговременное хранение или окончательное захоронение МОКС ОЯТ БР в геологическом пункте захоронения;

4) цикл долгосрочного хранения/захоронения, который подразумевает: долговременное хранение ОЯТ и/или захоронение ОЯТ в геологических могильниках с возможностью извлечения.

Технологии и экономические оценки, существующие сегодня, не позволяют однозначно определить тип топливного цикла и, следовательно, создаваемую инфраструктуру обращения с ОЯТ. Поэтому принято решение, что выбор ЯТЦ в России будет происходить путем последовательного прохождения следующих ключевых точек принятия решений:

– **2015 год:** решение о строительстве головной серии реакторов на быстрых нейтронах. Условие прохождения развики – экономическая и технологическая эффективность проекта реактора БН-1200;

– **2020 год:** решение о строительстве промышленной линии завода по переработке ОЯТ РТН. Условие прохождения развики – оценка полной стоимости обращения с ОЯТ в рамках потенциально возможных ЯТЦ;

– **2030 год:** решение о дальнейшем наращивании установленных мощностей реакторов на быстрых нейтронах. Условие прохождения развики – фактические данные по полной стоимости замкнутого топливного цикла.

Госкорпорация «Росатом» склоняется к тому, что базовым сценарием должна стать первая альтернатива, т. е. замыкание ЯТЦ на основе замкнутого ядерного цикла быстрых реакторов (сценарий 1). Однако при этом оговаривается, что в случае отсутствия до 2030 года экономически реализуемых технических решений по сценарию 1 необходимо обеспечить возможность реализации отложенного решения (захоронения с возможностью извлечения ОЯТ), т. е. переход к сценарию 4. Кроме этого, по сценарию 1 определены следующие ключевые решения и даты их реализации:

– **2015 год:** подготовлена проектно-сметная документация для реактора на быстрых нейтронах, обосновывающая тип теплоносителя с точки зрения безопасности и оценивающая будущую стоимость строительства;

– **2020 год:** получены результаты испытания технологий переработки ОЯТ РТН на ОДЦ, разработан проект промышленного завода по переработке ОЯТ РТН, получены результаты проведенных НИОКР по МОКС-топливу РТН и по технологиям иммобилизации и захоронения ВАО от переработки ОЯТ, а также результаты анализа полной стоимости электроэнергии в различных типах ЯТЦ;

– **2030 год:** получены результаты исследований по возможности окончательной изоляции ОЯТ в геологическом пункте захоронения САО/ВАО, результаты тестовых испытаний МОКС-топлива РТН, результаты эксплуатации головной серии реакторов на быстрых нейтронах, результаты отработки референтных технологий замкнутого ЯТЦ БР на полифункциональном радиохимическом комплексе, разработан проект промышленного завода по переработке и фабрикации МОКС-топлива БР и/или РТН.

Таким образом, в случае отрицательных результатов в вышеуказанные периоды Россия вынуждена будет перейти на долгосрочное хранение/захоронение, которое подразумевает долговременное хранение ОЯТ и/или захоронение ОЯТ в геологических могильниках с возможностью извлечения.

5.4.1. Формирование бизнеса в области обращения с ОЯТ

Национальная стратегия рассматривает возможность формирования бизнеса в области обращения с ОЯТ. Главная цель ГК «Росатом» – стать крупным игроком с глобальным присутствием, фокусирующимся на услугах лизинга топлива для стран-новичков, услугах по переработке для стран с ВВЭР и продажах технологий в сфере ОЯТ.

Стратегия декларирует, что в случае успешного формирования закрытого топливного цикла в России на базе быстрых реакторов основной услугой в сегменте ОЯТ станет услуга по лизингу топлива (возврат ОЯТ на переработку в Россию с сохранением продуктов переработки в России). Однако отмечается, что продвижение бизнеса в этом направлении будет зависеть от экономической привлекательности ус-

луг по переработке ОЯТ для иностранных потребителей (стоимость переработки) и размера контрактного портфеля по переработке ОЯТ, достаточных для загрузки промышленной линии по переработке ОЯТ на долгосрочную перспективу.

По мнению ГК «Росатом», государство должно будет принять на себя риски, связанные с развитием инфраструктуры обращения с ОЯТ. Это вызвано тем, что значительные объемы ОЯТ были накоплены атомно-промышленным комплексом в советский период и в настоящее время нет условий (временных и экономических) для формирования фондов, необходимых для решения проблем ОЯТ, за счет предприятий атомной отрасли.

Госкорпорация «Росатом» уверена в том, что в случае успешной реализации программы строительства реакторов на быстрых нейтронах в России для бизнеса ОЯТ открывается рынок с потенциалом в 25 млрд долларов в ценах 2010 года. В настоящее время разница между фактическим рынком и потенциальным обусловлена лишь отсутствием экономически привлекательных технологий обращения с ОЯТ.

Основным конкурентом для себя на рынке ГК «Росатом» считает Areva, которая тоже обладает технологиями переработки ОЯТ.

5.4.2. Сроки и основные результаты создания национальной системы обращения с ОЯТ

К 2015 году планируется завершение разработки Национальной стратегии развития заключительной стадии жизненного

цикла, в которой будут зафиксированы основные результаты и планируемые сроки.

До 2020 года:

- выполнены цели и показатели ФЦП ЯРБ-1 и ФЦП ЯРБ-2;
- разработаны долгосрочные программы по окончательной утилизации ядерного наследия в соответствии с долгосрочными планами развития инфраструктуры обращения с ОЯТ;
- на каждый объект ядерного наследия (тепловыделяющую сборку) составлен технический паспорт с указанием планируемых сроков выполнения всех этапов по обращению с ОЯТ в соответствии с технологическими схемами обращения с ОЯТ;
- согласованы источники финансирования по всем объектам ядерного наследия, а также распределение финансирования по источникам во времени;
- сформированы целевые значения по основным ключевым показателям эффективности направления на последующие периоды.

До 2030 года:

- отработаны референтные технологии обращения с ОЯТ;
- создана инфраструктура, требуемая для централизованного обращения с ядерным наследием, в соответствии с разработанными планами;
- все ядерное наследие размещено на централизованное временное хранение.

До 2070 года:

- окончательно утилизировано 100% ядерного наследия;
- РАО, образующиеся от переработки ядерного наследия, должны быть захоронены в соответствии со сроками в утвержденных технологических схемах обращения с ОЯТ.

Раздел 6. ТОРИЙ

Торий (Th) – природный радиоактивный элемент, родоначальник семейства тория. Торий, как и уран, может использоваться для изготовления ядерного горючего (топлива).

Химический элемент Th относится к III группе Периодической системы химических элементов Менделеева, первый член группы актиноидов, порядковый номер 90, атомный вес 232,038.

На 2012 год известны 30 изотопов тория, однако природный торий состоит практически из одного изотопа Th-232, поскольку, по сравнению с другими изотопами, он имеет самый большой период полураспада ($T^{1/2} = 1,4 \times 10^{10}$ лет). Th-232 является альфа-излучателем, его удельная радиоактивность – $0,109 \text{ мКи/г}$ ($4 \times 10^3 \text{ Бк/г}$). Распад тория приводит к образованию радиоактивного газа – торона (радон-220), который при значительной концентрации представляет опасность. К природным радиоактивным изотопам тория, кроме Th-232, относятся также изотопы Th-227, Th-228, Th-230, Th-231, Th-234.

Чистый торий – это серебристо-белый блестящий металл, пластичный при комнатной температуре, легко подвергающийся механической обработке. Торий по внешнему виду и температуре плавления напоминает платину, по удельному весу и твердости – свинец. Образцы металлического тория с содержанием оксида тория 1,5–2% устойчивы к окислению, очень медленно тускнеют до темного цвета. Торий медленно разрушается холодной водой, в горячей воде скорость окисления тория и сплавов на его основе в сотни раз выше, чем у алюминия.

6.1. Торий в природе

Тория в природе значительно больше урана. В ничтожных количествах он встречается даже в гранитах. Данные о место-

рождениях тория на Земле, в отличие от аналогичных данных по урану, пока еще недостаточно хорошо систематизированы. Тем не менее принято считать, что торий в природе распространен в три-четыре раза больше, чем уран. Содержание тория в земной коре составляет около $8 \times 10^{-4}\%$ – примерно столько же, сколько свинца. Содержание тория в речной воде – $2,2 \times 10^{-14}$ КИ/л ($8,1 \times 10^{-4}$ Бк/л), т. е. на порядок ниже, чем урана.

В природных соединениях торий связан с ураном, редкоземельными элементами и цирконием. Торий обнаружен более чем в 100 минералах, представляющих собой кислородные соединения, преимущественно оксиды и значительно реже – фосфаты и карбонаты. Более 40 минералов являются соединениями тория или же торий входит в их состав в качестве одного из главных компонентов. Основными промышленными минералами тория являются монацит ($\text{Ce}, \text{La}, \text{Th} \dots \text{PO}_4$), торит ThSiO_4 и торианит $(\text{Th}, \text{U})\text{O}_2$.

Торит очень богат торием (от 45 до 93%), но встречается редко, так же как и другой богатый торием минерал – торианит, содержащий от 45 до 93% тория. Важный минерал тория – монацит (монацитовый песок). Тория в монаците – от 2,5 до 12%. Богатые торием монацитовые россыпи встречаются в Бразилии, Индии, США, Австралии, Малайзии. Известны и жильные месторождения этого минерала – на юге Африки.

Считается, что самые крупные залежи тория в Европе находятся в Норвегии (основные месторождения сосредоточены в Фенсфельте, провинция Телемарк). Однако разработки залежей тория в Норвегии не проводятся по причине того, что в среднем концентрация тория в руде незначительна (всего около 0,2%). Это осложняет процесс извлечения тория и приводит к образованию большого количества отвалов и вред-

ных отходов, против чего выступают общественность и правительство Норвегии.

Запасы тория в Австралии составляют 489 тыс. тонн (по цене 176 долл. за фунт), в Соединенных Штатах – 400 тыс. тонн, в Турции – 344 тыс. тонн, в Индии – 319 тыс. тонн.

6.2. Производство тория

Основным ториевым сырьем служат монацитовые концентраты. Получение тория сильно затруднено, поскольку монацит содержит элементы, по физико-химическим свойствам близкие к торию, – редкоземельные металлы, уран и др.

Начальная стадия производства тория – получение чистого монацитового концентратата. Для отделения монацита используют разные способы и приспособления. Первоначально его отделяют на дезинтеграторах и концентрационных столах, используя разницу в плотности минералов и их смачиваемости различными жидкостями. Тонкого разделения достигают путем электромагнитной и электростатической сепарации. Полученный таким образом концентрат содержит 95-98% монацита.

Из многочисленных методов извлечения тория из монацитовых концентратов промышленное значение имеют лишь два: обработка крепкой серной кислотой при 200 °C (сульфатизация) и обработка тонкоизмельченного концентратата 45%-ным раствором гидроксида натрия (NaOH) при температуре 140 °C.

В процессе переработки получают ториевые концентраты в виде осадков гидроксидов, основных солей, фосфатов или оксалатов. Они содержат от 40 до 70% тория. Большой частью продуктами очистки являются диоксид тория или нитрат тория, из которых затем могут быть получены другие соединения, необходимые для производства металла (например, фторид или хлорид тория).

Металлический торий в промышленном масштабе получают металлотермическим восстановлением его соединений (диоксида, галогенидов тория) или электролизом расплавленных сред.

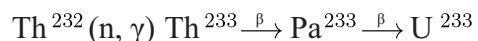
Для получения тория особо высокой чистоты (преимущественно для исследовательских целей) используют метод термической диссоциации иодида тория. Ввиду высокой температуры плавления торий получают в виде порошка или губки, которые затем превращают в металл плавкой или методом порошковой металлургии.

Различные сложности ториевого производства усугубляются необходимостью обеспечения надежной радиационной защиты.

6.3. Использование тория в уран-ториевом ядерном топливном цикле

Исторически сложилось так, что исследования возможности применения тория (Th-232) в качестве топлива для ядерных реакторов начались параллельно с первыми исследованиями по использованию урана и плутония. Торий казался привлекательным материалом для изготовления ядерного топлива в основном из-за его значительного количества в природе, возможности уменьшить издержки в топливном цикле при обогащении, высоких коэффициентов конвертации (для U-233), достижимых в тепловом спектре нейтронов, а также из-за других нейтронных и теплофизических свойств, указанных ниже.

Торий-232 не способен делиться тепловыми нейтронами самостоятельно. Тем не менее торий является источником вторичного ядерного горючего (U-233), получаемого по следующей ядерной реакции на тепловых нейтронах:



U-233, получающийся из Th-232, – отличное ядерное горючее, поддерживающее цепную реакцию деления и имеющее ряд преимуществ перед U-235 (в частности, при делении ядра U-233 получается больше нейтронов). Если сравнивать процессы деления, которые происходят с U-233, с теми, которые происходят с U-235 или Pu-239, то каждый нейtron, поглощенный ядром U-235 или Pu-239, дает 2,03-2,08 новых нейтронов, а у U-233 – намного больше – 2,37.

Преимущество тория перед ураном-235 заключается также в высокой температуре плавления, отсутствии фазовых превращений до 1400 °C, высокой механической прочности и радиационной устойчивости металлического тория и ряда его соединений (оксида, карбида, фторида). U-233 отличается высоким значением коэффициента воспроизводства тепловых нейтронов, обеспечивающим высокую степень эффективности их использования в ядерных реакторах. Сравнивая сечения захвата Th-232 и U-238 в тепловой области (7,4 барна против

2,7 барна соответственно), можно увидеть, что торий дает больший вклад в захват нейтронов, чем уран. Это означает, что в реакторе с ториевым топливом можно обеспечить меньшую (в процентном отношении) потерю нейтронов за счет паразитных захватов на конструкционных материалах и, соответственно, более высокие параметры воспроизводства.

Кроме этого, при использовании рециклированного урана из ОЯТ реакторов на тепловых нейтронах или плутония из ОЯТ МОКС-топлива из-за присутствия в топливе значимых концентраций неделяющихся изотопов U-236, Pu-240, Pu-242 в свежей загрузке ЯТ для тепловых реакторов требуется повышать обогащение U-235 или Pu-239. В ториевом же цикле эта проблема стоит менее остро, и рециклирование ОЯТ ториевых реакторов, с экономической точки зрения, может быть более целесообразным.

У ториевых реакторов имеются и другие преимущества. Так, изменение запаса реактивности в ходе кампании реактора (т. е. времени работы реактора на номинальной мощности) в установках с использованием ториевого топлива будет меньшим, чем для реакторов с урановым или уран-плутониевым топливом. Кроме того, ториевые системы позволят более эффективно использовать и U-235 и/или плутоний, добавляемые в свежее топливо, что даст возможность использовать ториевый ядерный цикл для утилизации накопленного в мире плутония.

К недостаткам тория как ядерного горючего можно отнести необходимость добавления к нему ЯДМ для осуществления ядерной реакции. Для использования ториевого воспроизводства в качестве топлива реактора должен использоваться высокообогащенный делящийся материал (U-235, U-233, Pu-239), а торий необходимо включать только для возможности воспроизводства. С другой стороны, тепловые бридерные реакторы (на медленных нейтронах) способны использовать U-233/торий цикл воспроизводства, особенно если в качестве замедлителя будет использоваться тяжелая вода.

Применение тория в качестве ядерного горючего, кроме всего прочего, осложняется еще и тем, что в побочных реакциях образуются изотопы с высокой активностью. Основной из них – U-232 – альфа- и гаммаизлучатель с периодом полураспада 73,6 года. U-233, содержащий 1% U-232, имеет в три раза более сильную альфа-радиоактивность, чем оружейный плутоний, и, соответственно, во столько же раз большую радиотоксичность.

Технология преобразования тория из руды в материал, пригодный для использования в качестве топлива ядерных реакторов, требует меньшего количества процессов, а соответственно, и затрат, чем преобразование добытого урана в топливо в виде UO_2 . Однако сегодня назвать технологии фабрикации ториевого топлива зрелыми еще нельзя. Точно так же нельзя и считать достаточными накопленные знания по поведению ториевого топлива под облучением, поэтому данная технология еще не достигла уровня, обеспечивающего свободный выход на рынок ядерных технологий.

В настоящее время из всех ядерных стран только **Индия** серьезно ориентируется на вариант ториевых топливных циклов. Начиная с 1980-х годов Индия загрузила в свои тяжеловодные энергетические реакторы в общей сложности около 232 ториевых сборок.

В США запатентована ториевая активная зона для реактора ВВЭР-1000, но в промышленном производстве ее нет. Конструкция этой зоны позволяет снизить загрузку по U-235 за счет вовлечения в цепную реакцию изотопа U-233, образующегося из тория в ходе кампании реактора, а накопление типичного для ториевых циклов изотопа U-232 позволит денатурировать находящийся в зоне плутоний, т. е. сделать его непригодным для переработки с помощью доступных на сегодня технологий. Это имеет важное значение для решения проблем наработки плутония и его нераспространения.

Для России вопрос частичного перевода ВВЭР на ториевый ЯТЦ, с одной стороны, довольно привлекателен. Однако остается нерешенной проблема, где и как производить U-233. Существует сценарий, по которому U-233 нарабатывается в ториевых бланкетах быстрых реакторов, а затем используется в качестве топлива для ВВЭР. При этом, в целях повышения радиационной безопасности, выделяемый из материала бланкетов U-233 можно дополнительно разбавлять обедненным или регенерированным ураном, снижая концентрацию U-232 и тем самым решая вопрос чрезмерной радиационной опасности ториевого топлива.

Канада рассматривает вопрос использования ториевого топлива в тяжеловодных реакторах. Вовлекать торий в топливный цикл канадцы предполагают путем освоения производства топлива, представляющего собой гомогенную смесь оксидов двух или более тяжелых металлов. На се-

годняшний день канадские реакторы типа CANDU работают только на природном или малообогащенном уране. При переходе на ториевый цикл в состав гомогенных смесей, кроме урана, должны будут входить оксиды тория, плутония и урана-233.

У других стран отсутствуют программы промышленного продвижения ториевого цикла. Однако некоторые государства занимаются исследованием возможности использования тория в ядерных реакторах. Так, например, в Норвегии компания Thor Energy на исследовательском реакторе в

Хальдене планирует эксперимент по облучению ториево-плутониевого МОКС-топлива в симулированных условиях легководного реактора. Другим направлением деятельности является проектирование и моделирование ториево-плутониевого МОКС-топлива и уран-ториевых сборок для водо-водяных кипящих реакторов BWR. В компании Thor Energy считают, что реакторы LWR с ториевым топливом могут взять на себя часть функций, традиционно отводящихся на долю реакторов на быстрых нейтронах.

Раздел 7. БЕЗОПАСНОСТЬ И ОКРУЖАЮЩАЯ СРЕДА ПРИ ОБРАЩЕНИИ С ЯДЕРНЫМИ ДЕЛЯЩИМИСЯ МАТЕРИАЛАМИ

Ядерные делящиеся материалы (ЯДМ) как радиоактивные элементы, испускающие альфа-, бета-частицы, нейтроны и гамма-излучения (ионизирующие излучения), а также вследствие их необычайной токсичности представляют опасность для всего живого. ЯДМ опасны уже лишь тем, что они существуют в природе, и никакие правила, нормы и технологии не могут полностью уберечь людей и окружающую среду от опасности, исходящей от них. Однако поскольку избавиться от них невозможно, человечество вынуждено разрабатывать и реализовывать меры безопасности, которые в определенной степени могут предотвратить или смягчить негативные последствия, возникающие при обращении с этими материалами.

Безопасность обращения с ЯДМ достигается проектными, технологическими и конструкторскими решениями, физическими расчетами, подготовкой персонала, разработкой мер по предотвращению негативных последствий от возникающих аварийных, природных и других форс-мажорных событий и явлений (цунами, землетрясение, молния, падение метеорита и летательного аппарата и т. д.) и др.

7.1. Уран (воздействие на человека и окружающую среду)

Уран в любом виде представляет опасность для человека и окружающей среды.

Уран – общеклеточный яд, который поражает все органы и ткани. Его действие

обусловлено химической токсичностью и радиоактивностью. ПДК для растворимых соединений урана – 0,015 мг/м³, для нерас растворимых – 0,075 мг/м³.

Уран – также репродуктивный яд. Радиологические эффекты являются локальными из-за малого пробега альфа-частиц, образующихся при распаде U-238. Установлено, что уранил-ионы вызывают у лабораторных животных врожденные дефекты и повреждения иммунной системы.

Химическая токсичность (химическое воздействие на обмен веществ) урана представляет даже большую опасность, чем его радиоактивность.

Добыча урановой руды в открытых и подземных шахтах сопровождается образованием радиоактивной пыли, газа и большого объема загрязненной ураном воды, которая попадает в окружающую среду. Таким образом, добыча и первичная переработка урановой руды оказывает вредное воздействие на здоровье не только работников этих предприятий, но и живущего поблизости населения, а также на окружающую среду.

Примерно 95% радиоактивности в руде с содержанием 0,3% оксида U₃O₈ исходит от радиоактивного распада U-238 и достигает $1,2 \times 10^{-5}$ КИ/кг ($4,5 \times 10^5$ Бк/кг). Уран имеет 14 радиоактивных долгоживущих изотопов, активность каждого в среднем составляет $8,7 \times 10^{-7}$ КИ/кг ($3,2 \times 10^4$ Бк/кг) (независимо от массового соотношения).

После обработки из руды удаляются U-238 и немного U-234 (и U-235), радиоактивность снижается до 85% ее перво-

начального значения. После удаления большей части U-238 два короткоживущих продукта его распада (Th-234 и Ra-234) быстро исчезают, и по истечении нескольких месяцев уровень радиоактивности снижается до 70% ее первоначального значения. Основным долгоживущим изотопом в свою очередь становится Th-230 (период полураспада – 75 тыс. лет), который превращается в Ra-226 с последующим распадом в Rn-222.

Газ радон, дочерний продукт урана, входящий в состав урановых руд и выделяющийся из горных пород, является источником облучения и представляет опасность для здоровья работников урановых шахт (основное заболевание – рак легких).

В процессе кучного выщелачивания урана серная кислота заливается на верхнюю поверхность рудного слоя, после чего просачивается сквозь руду, скапливается на футеровочном слое и стекает с нижнего края, где ее собирают и перевозят на перерабатывающий завод.

Опасность кучного выщелачивания определяется пылеуносом, просачиванием выщелачивающих растворов, а также утечкой кислоты. После завершения работ экологическая опасность сохраняется из-за естественных процессов выщелачивания, имеющих место благодаря присутствию в породе сульфида железа (FeS_2). Осадки вместе с притоком воздуха вызывают в слое непрерывную генерацию серной кислоты, что приводит к постоянному выщелачиванию урана и других загрязнителей, отравляя грунтовые воды в течение многих столетий. Сульфиды металлов в контакте с водой и воздухом в теплом климате имеют тенденцию вступать в реакцию, особенно в присутствии некоторых бактерий. Получающиеся при этом серная кислота и токсичные тяжелые металлы могут попадать через грунтовые воды в водоемы. До сегодняшнего времени рекультивацией месторождений после кислотного выщелачивания никто никогда не занимался, и неизвестно, как это возможно осуществить.

При скважинном выщелачивании выщелачивающая жидкость (раствор карбоната аммония или серная кислота) подается по одним скважинам, а обогащенная ураном жидкость извлекается через другие скважины. При этом урановая руда из месторождения не удаляется. Метод применим, если урановая руда находится в пористой породе, ограниченной непроницаемой породой.

Недостатками этой технологии являются возможность распространения выщелачивающей жидкости за пределы рудного тела с последующим загрязнением грунтовых

вод, непредсказуемое воздействие экстрагента на окружающие рудное тело породы, возникновение шлаков и сточных вод в процессе извлечения урана из растворов, невозможность восстановления естественных условий залегания грунтовых вод после завершения добычи.

После прекращения эксплуатации скважины выщелачивающий раствор, который находится в порах, начинает рассасываться. Раствор содержит высокие концентрации загрязнителей, таких как кадмий, мышьяк, никель, уран и т. д. Загрязненная жидкость может распространяться вне зоны выщелачивания в горизонтальном и вертикальном направлениях.

Большие терриконы отвалов в сочетании с теплым, дождливым климатом вызывают сток значительного количества кислотных отходов, известных как «кислотный горный дренаж» (подобное событие, например, имело место на хвостохранилище урановой шахты Рам-Джангл в Австралии).

На захоронении возникают овраги, целостность отложений могут нарушить наводнения. Корни растений и подземные животные рыхлят отвалы и распространяют радиоактивные вещества, увеличивая выделение радона и делая отложения более восприимчивыми к выветриванию и эрозии. При высыхании поверхности отложений мелкий песок разносится ветром по окрестностям.

Урановая руда доставляется на обогатительные фабрики, которые в процессе обогащения производят механическую и химическую обработку руды. Основная опасность обогатительных фабрик – это выброс радиоактивной пыли. Кроме этого, при закрытии таких фабрик возникает проблема захоронения высокорадиоактивных отходов. Обычно их сваливают в терриконы пустой породы. Химические реакции, которые возникают между «хвостами» (обедненные урановыми рудами) обогатительных фабрик и отвальными породами, сопровождаются образованием газообразных продуктов, которые могут существенно ухудшить экологическую обстановку вокруг таких захоронений.

Жидкие отходы обогатительных фабрик – это отравляющие окружающую среду растворы, содержащие радий и другие металлы. Обычно их накапливают в прудах-отстойниках. Водоемы-отстойники для «хвостов» организуют в существующих депрессиях или путем возведения специальных дамб.

Хвостохранилища урановых рудных отходов образуются на урановых шахтах и карьерах. Обычно одно хвостохранилище урановых руд занимает площадь 300-

500 га и содержит 50-100 млн тонн отходов активностью $(5-14) \times 10^4$ Ки $((2-5) \times 10^{15}$ Бк).

Количество «хвостов» равно сумме переработанной руды. При 0,1%-ном содержании в руде урана 99,9% ее идет в отходы. Кроме урана «хвосты» содержат все элементы уранового ряда – т. е. 85% радиоактивности, бывшей в руде, поскольку в них остаются долгоживущие продукты распада урана, включая долгоживущие радионуклиды Th-230 (период полураспада – 75 тыс. лет) и Ra-226 (период полураспада – 1,6 тыс. лет). Радий является непрерывным источником Rn-222 (период полураспада – 3,8 дня), который, будучи газом, легко распространяется в атмосферу.

Радионуклиды, содержащиеся в «хвостах», создают радиацию (на поверхности хранилища), в 20-100 раз превышающую фоновую. Эта радиация уменьшается при удалении от хранилища, поэтому представляет опасность только для людей, находящихся в непосредственной близости к отвалам. Гамма-излучение исходит преимущественно от изотопов висмута и свинца. Также нужно учитывать излучение радона, который образуется при распаде радия, находящегося в «хвостах».

Кроме радиоактивных элементов «хвосты» содержат другие токсичные вещества, которые ранее присутствовали в руде, например мышьяк, а также химикалии, использовавшиеся при добыче руды. Эти вещества нарушают геохимические равновесия на соседних территориях и могут стать опасными для окружающей среды вследствие возможного распространения токсинов.

В засушливых регионах соли мигрируют к поверхности отложений, где подвергаются эрозии и распространяются в окружающую среду. Если руда содержит минерал пирит (FeS_2), то в залежах отходов при проникновении туда осадков и кислорода образуются кислоты, стимулирующие выщелачивание загрязнителей. Химические взаимодействия между шламом и футеровкой под депозитом могут ухудшить качества подстилающего изолирующего слоя и тем самым увеличить выход токсинов в грунтовые воды.

На первый взгляд, самое простое решение проблемы урановых «хвостов» – возврат их туда, откуда их взяли – в подземные горные выработки, карьеры и т. п. Однако это не лучшее решение. Возвращение отходов в подземную шахту в большинстве случаев является неприемлемым решением, поскольку при этом материалы, содержащиеся в «хвостах», могут оказаться в прямом контакте с грунтовой водой. Это при том, что «хвосты» содержат 85% радио-

активности, а также все токсины, которые были в руде. Причем токсины в «хвостах» находятся в гораздо более мобильной форме и способны с большей легкостью выйти в окружающую среду.

Захоронение в горных выработках возможно, если контакт отходов и грунтовой воды при условии наличия естественных или искусственных гидроизолирующих слоев будет полностью исключен, но пока этот способ в широких масштабах не применяется. То же самое можно сказать и об идее возвращения отходов в карьеры.

7.1.1. Уран и его влияние на здоровье человека

При нормальном потреблении человеческим организмом пищи, воздуха и воды в нем присутствует в среднем примерно 90 мкг урана, однако эта величина для различных районов Земли может варьироваться. Уран в организме распределяется неравномерно. Основные места отложения и накопления – селезенка, почки, скелет, печень и, при вдыхании труднорастворимых соединений, – легкие и бронхолегочные лимфатические узлы. В крови уран длительно не циркулирует. Примерное распределение урана в организме человека следующее: 66% – в скелете, 16% – в печени, 8% – в почках и 10% – в других тканях. Содержание урана в органах и тканях животных и человека не превышает 10^{-7} г/г. В организм животных и человека уран поступает с пищей и водой в желудочно-кишечный тракт, с воздухом – в дыхательные пути, а также через кожные покровы и слизистые оболочки. Нормальное суточное поступление урана с пищей и жидкостями – $1,9 \times 10^{-6}$ г, с воздухом – 7×10^{-9} г.

Биологическое воздействие урана на здоровье человека является различным, в зависимости от химической формы, в которой он попадает в организм, и может вызываться как химическими, так и радиологическими механизмами.

Независимо от путей поступления в организм большая часть (свыше 95%) урана не поглощается, а удаляется с калом и мочой. Но 5% урана будет поглощено организмом, если при глотании поступил растворимый уранил-ион, и только 0,5% – если поступила нерастворимая форма урана (его оксид). Растворимые соединения урана выводятся намного быстрее, чем нерастворимые. Особенно это касается пыли соединений урана, поглощенной легкими.

Вошедший в кровоток уран биоаккумулируется и может много лет оставаться в костях (из-за склонности образовывать фосфаты). Из той части урана, которая поглощается кровью, примерно 67% будет в течение суток отфильтровано почками и выведено с мочой. Половина урана, поглощенного почками, костной тканью и печенью, выводится с мочой в течение 180-360 дней.

Доказано, что уран способен вызывать или способствовать возникновению генных мутаций, опухолей, врожденных дефектов, токсичности на клеточном уровне, а также неврологических повреждений. Уран также может повреждать растущие кости, пересекать плаценту и наносить вред эмбриону/плоду.

Помимо воздействия урана на скелет, репродуктивные способности и на инициирование и/или развитие рака неврологические последствия от его воздействия аналогичны последствиям от воздействия одного из видов радиоактивного свинца. По многим подобным повреждениям прослеживаются признаки потенциального синергетического эффекта, т. е. суммирующего взаимодействия урана как тяжелого металла и его радиоактивного излучения.

Токсическое действие урана зависит от растворимости его соединений: более токсичны уранил и другие растворимые соединения урана. У взрослых людей в организме задерживается 1,1%, у подростков – 1,8% суточного поступления урана. Растворимые соединения урана (нитрат уранила, фторид уранила и т. п.) могут в значительных количествах всасываться через кожу, а также быстро всасываются в кровь и разносятся по органам и тканям. Нерастворимые соединения урана (UO_2 , UO_4 , U_3O_8) через кожу практически не всасываются.

В первые часы и сутки после поступления в организм наибольшее удельное содержание урана наблюдается в почках. Уран накапливается в течение примерно 4 суток, а спустя 16 суток начинается медленное выведение его из организма, с периодом полувыведения, равным 150-200 суткам. В отдаленные сроки более 90% всего отложившегося в организме урана содержится в костях (критический орган).

Химическая токсичность урана и его соединений близка к токсичности ртути или мышьяка и их соединений. Следует отметить, что соединения уранила (например, $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$) растворяются в липидах и могут проникать через неповрежденную кожу. При попадании в организм наиболее опасны аэрозоли урана и его соединений. Для аэрозолей растворимых в воде соединений

урана ПДК в воздухе = 0,015 мг/м³, для нерастворимых форм урана ПДК = 0,075 мг/м³. В легких человека, случайно вдохнувшего U-238, через 1,5 года определяется не более 3% поступившего количества.

Уран может вызывать не только функциональные, но и органические изменения – как в результате непосредственного (прямого) воздействия на организм, так и опосредованно, через центральную нервную систему и железы внутренней секреции.

Радиологическое воздействие урана зависит от того, каким образом произошло облучение и какова его степень (через дыхательные пути, при проглатывании, при контакте или через рану), а также от характеристик (размера частиц и растворимости).

Радиационная опасность природного урана определяется в основном излучением альфа-частиц, которые не проникают через внешние слои кожи (хотя имеются данные, что при некоторых условиях альфа-частицы могут проникать и через кожу), но могут разрушать внутренние клетки организма (более подверженные ионизирующему воздействию альфа-излучения), когда уран попадает в организм при проглатывании или вдыхании. Поэтому альфа- и бета-облучение при вдыхании нерастворимых частиц урана может приводить к повреждению легочных тканей и повышать риск возникновения рака легких. Считается, что попадание урана в кровь, перенос и накопление его во внутренних органах и в скелете аналогичным образом создает дополнительный риск развития рака этих органов, зависящий от степени радиационного облучения.

Важной проблемой является оценка дозы внутреннего альфа-облучения человека за счет естественных радионуклидов уранового и ториевого ряда, основная масса которых концентрируется в скелете. Трудность расчета связана с тем, что дозу создают не только материнские нуклиды (уран и торий), но и многочисленные продукты их распада – генетически связанные радионуклиды, активность которых сложным образом изменяется во времени.

Уран, содержащийся в костной ткани, обусловливает ее постоянное облучение (период полувыведения урана из скелета – около 300 суток). Многочисленные данные указывают на то, что долговременное облучение может приводить к нарушению почечной функции и у людей, и у животных. Наблюдавшиеся типы нарушений: узелковые образования на поверхности почки, поражение трубчатого эпителия и повышенное содержания глюкозы и белка в моче.

Основную опасность уран представляют для шахтеров урановых шахт, рудников по добыче полиметаллов, угольных шахт, а также работников урановых обогатительных фабрик. Остальное население может быть подвергнуто действию урана (или дочерних продуктов его распада, например радона) при вдыхании пыли или употреблении воды и пищи.

Содержание урана в воздухе обычно незначительно, но рабочие фабрик по производству фосфорных удобрений, или жители районов, находящихся вблизи предприятий по производству или испытанию ядерного оружия, или жители областей, на территории которых в ходе военных боев использовалось оружие с обедненным ураном, или жители районов, находящихся вблизи электростанций или теплоцентралей на каменном угле, урановых шахт, обогатительных фабрик и заводов по обогащению урана и производству ТВЭЛОв, могут подвергаться действию урана.

7.1.2. Меры безопасности при работе с ураном

Металлический уран, особенно в тонкоизмельченном состоянии (а также гидрид урана) пирофорен, т. е. может спонтанно воспламеняться. В результате сгорания образуется дым оксида урана, который легко проникает в организм человека. Поэтому тонкоизмельченный металлический уран (порошок, опилки и т. д.) следует хранить в безопасном в пожарном отношении месте и, если возможно, в атмосфере защитного газа или жидкости (например, под маслом).

Гашение горящего урана следует осуществлять по возможности без воды. Можно использовать сухие песок, поваренную соль или порошковые огнетушители.

Особая взрывоопасность возникает при распылении металлического урана или гидрида урана в воздухе. Нижний предел взрывоопасной концентрации – 45-120 мг/л.

Порошок урана может взрываться при обработке галогеносодержащими углеводородами, например при обезжиривании тетрахлоридом углерода, вследствие чего следует избегать его использования для обезжиривания металлического урана (либо применять дихлорэтинен).

При обработке урана эфиrom с примесью пероксидов может произойти взрыв, а при прессовании порошка урана в компактные куски в гидравлическом прессе может произойти взрыв внутри пресс-формы. По-

этому проводить такие работы необходимо за защитным экраном.

Особую осторожность следует соблюдать при обращении с ураном, чтобы не получить критические массы делящихся изотопов U-233 и U-235. Критическое состояние довольно сложным образом зависит от геометрии, концентрации урана и замедлителя, а также материала отражателя нейтронов. Значения минимальной критической массы, т. е. того количества урана, которое при благоприятных условиях соответствует критическому состоянию, следующие: для растворов U-233 критическая масса составляет 591 г, для растворов U-235 – 856 г.

7.2. Плутоний (воздействие на человека и окружающую среду)

Около 5 тысяч килограммов плутония выделилось в атмосферу в разное время за период проведения ядерных испытаний в мире. В некоторых регионах на Земле почва загрязнена радиоактивными осадками, в том числе плутонием, в результате аварий на атомных станциях и функционирования заводов ядерного топливного цикла. Имеющегося на Земле плутония хватит для того, чтобы несколько раз уничтожить все население планеты даже без ядерных взрывов.

После Чернобыльской аварии плутонием была загрязнена 30-километровая зона вокруг АЭС. По некоторым оценкам, почва в США содержит в среднем 2×10^{-3} Ки ($7,4 \times 10^7$ Бк) (28 мг) плутония на квадратный километр.

Общая активность плутония, попавшего в окружающую среду при эксплуатации заводов по переработке ЯТ, составляет небольшую часть от общей активности плутония в природе ($1,2 \times 10^{-5}$ Ки ($4,4 \times 10^5$ Бк)). Однако для территорий, непосредственно прилегающих к этим предприятиям, уровень загрязнения от выброшенного из заводов плутония очень существен и опасен.

На поверхности Земли плутоний распределен неравномерно: максимальная активность Pu-239 составляет 2×10^{-9} Ки/м² (70-80 Бк/м²) в районе 35°-45° северной широты, что обусловлено проведением ядерных испытаний в атмосфере на этих широтах, в то время как в южном полушарии и в районе экватора – не более 4×10^{-10} Ки/м² (10-15 Бк/м²).

Активность плутония в районах испытаний ядерного оружия, заводов по производству и радиохимической переработке

плутония выше, чем указанные значения. По различным данным, около 7-10 тонн плутония распылено по земному шару в результате испытаний ядерного оружия, потерю при производстве, аварий на различных ядерных установках.

7.2.1. Распространение плутония в организме человека

Плутоний является одним из самых опасных химических элементов для всего живого, как по степени радиационного поражения внутренних органов и тканей за счет радиоизлучения, так и за счет своей химической токсичности. Однако химическая токсичность плутония как тяжелого металла несопоставима с радиологической.

Удельная активность плутония в 200 тысяч раз выше, чем U-238 – естественного альфа-излучателя. Предельно допустимое содержание Pu-239 в организме человека в миллион раз меньше, чем для U-238. Токсичность плутония связана, прежде всего, с его радиологическими свойствами. Однако в связи с ограниченной проникающей способностью альфа-излучатели (в том числе плутоний) причиняют вред здоровью людей только в случае попадания их внутрь организма.

Основные пути проникновения плутония в организм – через органы дыхания, желудочно-кишечный тракт и через кожу. При попадании плутония в организм человека происходит облучение альфа-частицами тех тканей, в которых он «застял». Попав в организм через дыхательные пути или пищеварительный тракт микрочастицы плутония, испускающие альфа-частицы, остаются там практически навсегда (период полувыведения – 50-200 лет), оседая на поверхности легких или на слизистой желудка и переходя в кровеносную систему.

Около 50% плутония откладывается в костной ткани, 30% – в печени, что чревато возникновением онкологических заболеваний. Допустимое содержание природного урана в организме человека измеряется миллиграммами, а плутония – нанограммами.

Токсичность плутония сильно зависит от пути его поступления в организм. Плутоний, попавший в желудочно-кишечный тракт, сопоставим по поражению с такими известными ядами, как цианид и стрихнин. Для получения летальной дозы необходимо проглотить 0,5 г плутония (для цианида – 0,1 г). При вдыхании его химическая

токсичность сопоставима с парами ртути и кадмия. Биологи называют плутоний «ядерным ядом» или радиотоксином.

Риски от поступления плутония в организм при вдыхании (ингаляции) являются наиболее серьезными для персонала ядерных производств. Потенциальная опасность частиц пыли плутония при поступлении их в организм человека через органы дыхания определяется их параметрами и источниками образования. В воздухе наиболее массовой является доля фракции оксида плутония (PuO_2), который способен к рассеиванию. Оксиды могут находиться в легких годами, тогда как более подвижные соединения гораздо быстрее переходят в обменные системы организма (ЖКТ, лимфатические узлы, кровь и др). Переход плутония в кровеносную и другие обменные системы зависит от физической и химической формы внесенного в организм плутония.

Вдыхание значительного количества плутония может произойти мгновенно. Обычно это случается при нарушении герметичности заводского оборудования (контейнера) или сбоя в системе вентиляции. Например, вдох одного грамма оксида оружейного плутония (с расчетной удельной альфа-активностью 9×10^{-2} Ки/г (3×10^9 Бк/г)) приводит к пожизненной эффективной дозе, равной приблизительно 0,04 Зв.

Расчетная поглощенная доза от оружейного и энергетического плутония примерно одинакова, если она измеряется на единицу активности. Однако если измерения проводить на единицу массы, доза от энергетического плутония будет на порядок больше дозы, получаемой от оружейного материала – из-за более высокой удельной активности энергетического плутония, прежде всего за счет Pu-238. Соответственно, пожизненная эффективная доза от энергетического плутония приблизительно в 10 раз выше, чем от плутония оружейного.

Самая большая частица плутония, которую можно легко вдохнуть, составляет примерно 3 мкм в диаметре и имеет массу приблизительно $1,4 \times 10^{-10}$ грамма. Вероятность развития рака со смертельным исходом в результате попадания такой частицы плутония при вдыхании составляет приблизительно 10^{-6} .

Проникновение плутония в организм при вдыхании может иметь отдаленные последствия для здоровья (например, увеличение риска смерти от рака), а также замедленные и острые последствия (например, отек легкого). К острым эффектам, тем не менее, приводит облучение достаточно

высокими дозами. Например, необходимо вдохнуть приблизительно 20 мг оптимального по размеру (примерно 1 мк) плутония, чтобы это привело к смерти (из-за его химической токсичности) в течение месяца от фиброза или отека легких. Вдыхание большого количества (более 2,7 мкКи (105 Бк) нерастворимого плутония, например при пожаре или взрыве, может привести к серьезным острым поражениям организма (из-за его радиационной токсичности).

В желудочно-кишечный тракт (ЖКТ) плутоний может попасть в результате не только глотания, но и вдыхания. До 50% нерастворимого соединения, поступившего при вдыхании, может быть выведено из легких через ЖКТ. После того как плутоний проникнет в ЖКТ, часть вещества поступает через клетки слизистой оболочки в кровеносную систему. Сразу после поступления в кровеносную систему часть поглощенногоматериала выводится с мочой и калом (через желчь), остальное концентрируется в других органах. В крови остается незначительная доля вещества.

Соотношение распределения плутония между печенью и костной системой сильно различается для разных индивидуумов, однако считается, что около 50% поглощенногоматериала плутония переходит в кости скелета, а 30% – в печень. При этом общее количество оставшегося в организме плутония составляет около 90% от поступившего.

Проникновение плутония через кожу (поврежденную и неповрежденную) может происходить как в обычных, так и в аварийных условиях при выбросе частиц плутония или его растворов за пределы защитных оболочек. В большинстве случаев оксид плутония можно легко удалить с поверхности кожи, не повреждая ее. Повышенное проникновение радионуклида в организм может происходить при повреждении кожи сильными кислотами (используемыми при выделении плутония) или комплексообразователями, используемыми для дезактивации кожи. При этом наибольшее количество плутония также обнаруживается в костях и печени, т. е. имеет место типичное распределение, установленное при поступлении плутония в организм иными путями.

При загрязнении открытой раны значительное количество плутония может быть сконцентрировано локально вокруг места раны. При таком загрязнении эффективным методом снижения дозы является хирургическое удаление загрязненной ткани. Рекомендации относительно уровня загрязнения для принятия решения

о хирургическом удалении следующие: раны, содержащие более 4×10^{-9} Ки (150 Бк) плутония, должны подлежать удалению, а содержащие менее 2×10^{-9} Ки (75 Бк) – не представляют значительного риска. Риск, возникающий при удалении ткани, в значительной степени зависит от возраста и состояния здоровья человека, расположения раны, а также характера и количества загрязненной ткани.

Доза от внешнего облучения плутонием складывается из суммарного воздействия как гамма-, так и нейтронного излучения. При работе с плутонием существует опасность облучения персонала, обусловленная радиоактивным распадом его основных изотопов, в основном это гаммаизлучение от продуктов распада Рu-241, главным образом Аm-241. Поэтому контролю за накоплением Аm-241 уделяется особое внимание. Гаммаизлучение других продуктов распада плутония может стать основным источником внешнего облучения персонала в том случае, если Аm-241 удален или его низкоэнергетическое гаммаизлучение ослаблено защитой.

Мощность нейтронной дозы определяется нейтронами спонтанного деления в основном Рu-238 и Рu-240. Для оксидов плутония и других соединений плутония с легкими элементами (углеродом, азотом и др.) свой вклад могут вносить нейтроны, образовавшиеся в результате (α, n) реакций. Частички плутония, накапливаемые, например, на фильтрах тонкой очистки, могут стать опасным источником внешнего облучения, поэтому периодически необходимо измерять дозу излучения от подобных источников и принимать соответствующие меры.

7.2.2. Распространение плутония в экосистемах

Поведение плутония в воздухе изменяется в зависимости от размера частиц и механизмов рассеивания. Плутоний, попавший в атмосферу, присутствует в окружающей среде в виде отдельных молекул оксидов. Кроме этого, плутоний обнаруживается в виде так называемых горячих частиц – твердых частиц, содержащих молекулы плутония, размером от сотых долей до десятка микрометров и уровнем радиоактивности в несколько десятков беккерелей на частицу, что в сотни и тысячи раз превышает активность обычных радиоактивных аэрозолей.

Аэрозоли, попавшие в стратосферу при испытаниях ядерного оружия и падении спутников, формируют глобальные выпадения в течение многих лет. Плутоний, поступивший в атмосферу в результате работы предприятий по его изготовлению и переработке, а также в результате аварий, обычно выпадает за более короткое время и вблизи источника выброса. Повторный подъем частиц плутония в воздух не представляет серьезной опасности, поскольку они удерживаются поверхностью больших частиц и комков почвы и слабо вовлекаются в дальнейшие процессы.

Плутоний в почве характеризуется устойчивостью к процессам миграции и переноса независимо от источника выпадения. Плутоний быстро и прочно фиксируется частицами почвы, а затем очень медленно (0,8 см/год) мигрирует в почве, а также с водными потоками. В биологических компонентах экосистем находится менее 1% плутония, большая часть которого связывается растениями. Средние коэффициенты миграции (диффузии) для плутония в грунте составляют приблизительно 10^{-7} см²/с. Вертикальная скорость переноса (транслокации) зависит от этого коэффициента, а также от концентрации растворимой фракции плутония, которая, однако, по расчетам, составляет менее 0,1% плутония, попавшего в грунт.

Транслокация плутония в грунте происходит преимущественно в горизонтальном направлении. Вертикальное перемещение возможно при обработке почвы, например рыхлении и т. п. Ветровая и водная эрозии являются основными механизмами горизонтального перемещения плутония. Мелкие пылевые частицы глины, содержащие плутоний, могут переноситься водой или ветром.

Биологические системы (как растительные, так и животные организмы) обеспечивают дополнительные пути переноса плутония из грунта. Доля плутония, попадающего в растение после выпадения на его листья, составляет приблизительно 10^{-5} . Исходя из возможных концентраций плутония в почве его фракция, усваиваемая корнями, составляет от 10^{-3} до 10^{-5} . По некоторым данным, поглощение корнями растворимой фракции плутония в грунте связано с образованием комплексных форм шестивалентного плутония.

Перенос плутония из грунта к животным за счет глотания и вдыхания является основным механизмом транслокации. При этом вдыхание представляет минимальный риск, поскольку концентрация плутония в воздухе мала, за исключением

случаев загрязнения воздуха в результате аварии, и то на короткий период времени вблизи места аварии. Поглощение плутония пастищными животными через ЖКТ или шкуру в течение длительного периода времени также не представляет серьезной опасности, поскольку количество плутония, которое может быть проглощено животным, небольшое, а усваиваемая доля плутония составляет приблизительно 10^{-4} .

Суммирование указанных процессов перехода плутония в растительных и животных системах показывает, что к травоядным животным поступает от 10^{-7} до 10^{-9} плутония, выпавшего в окружающей среде.

Распределение плутония в водных системах, как в морских, так и в пресных, очень схоже. При попадании микрочастиц плутония в пресную воду между концентрациями плутония в воде и в осадке (или взвеси) устанавливается некоторое соотношение. Константы распределения, которые находятся в диапазоне от 10^{-4} до 2×10^{-6} , показывают, что плутоний в основном осаждается в виде нерастворимой твердой фазы. Самые высокие концентрации в растворе наблюдаются в системах с низким pH и высокой концентрацией сульфатов. Коэффициенты равновесия осажденного и растворенного плутония находятся также в диапазоне от 10^{-4} до 10^{-5} , исходя из предположения, что химические реакции плутония в соленой воде подобны процессам в пресной воде.

Транслокация плутония в морях и океанах происходит вследствие химических и механических процессов. Возможность как вертикальных, так и горизонтальных процессов переноса зависит от конкретных условий. Исследования поглощения плутония морскими организмами показывают, что коэффициенты концентрации плутония относительно его концентрации в морской воде составляют 40, 300 и 3000 – для рыб, ракообразных и моллюсков соответственно.

Попавший в моря и океаны плутоний постепенно осаждается и закрепляется в донных слоях.

Более 99% поступившего в окружающую среду плутония содержится в донных отложениях и поверхностных слоях почвы.

7.3. МОКС-топливо

При изготовлении МОКС-топлива может использоваться обедненный (отвальный) или природный уран в виде диоксида и Ри-239 (энергетический или оружейный). Поэтому для человека и окружающей среды степень опасности, исходящей от МОКС-

топлива, сопоставима со степенью опасности, исходящей от урана и плутония, что было рассмотрено выше.

Увеличение рисков, опасностей и масштабов последствий от плутониевого загрязнения происходит вследствие использования МОКС-топлива на атомных станциях. Для человека опасность от МОКС-топлива возникает, прежде всего, при попадании его внутрь организма, при внешнем гамма-облучении Am-241, а также при нейтронном облучении. Am-241, продукт распада Pu-241, является одним из основных источников гамма-облучения. Наибольшую опасность в стандартном МОКС-топливе представляют нейтроны, образующиеся при спонтанном делении Pu-240 и Pu-238.

При производстве МОКС-топлива работники предприятий подвергаются дополнительному риску, который исходит от технологий, используемых для его изготовления.

Облученное (отработавшее) МОКС-топливо по сравнению с ОЯТ из диоксида урана представляет дополнительный радиологический риск в основном из-за более высокого содержания плутония и других трансурановых элементов.

Для обеспечения ядерной безопасности при обращении с МОКС-топливом предпринимаются те же меры, что и при обращении с другими ЯДМ: контролируется масса ядерных материалов и замедлителей, соблюдается геометрическое расположение (сочетание массы и дистанционирования) при хранении порошка, таблеток и изделий. Помещения, в которых ведутся работы с ЯДМ, оснащаются системой контроля за ростом потоков нейtronов (для избежания СЦР). Также учитывается опасность, связанная с тепловыделением (которая обусловлена, главным образом, содержанием Pu-238).

Серьезную опасность при обращении с водными растворами плутония представляет радиолиз, в результате которого образуется взрывоопасная смесь водорода и кислорода. Эту опасность следует принимать во внимание также при обращении со скрапом, который может содержать органические добавки, т. е. должны быть приняты меры по удалению этих добавок.

Условия обращения с МОКС-топливом с точки зрения радиационной безопасности отличаются от условий обращения с обычным урановым топливом, прежде всего из-за различного количества в их составе радионуклидов, формирующих нейтронную и гамма-дозу. Вследствие этого эквивалентная мощность дозы от ТВС со свежим МОКС-топливом оказывается существенно выше, чем от ТВС с ураном. Так,

мощность дозы на поверхности ТВС со свежим МОКС-топливом составляет $6,35 \times 10^2$ мкЗв/ч и превышает мощность дозы от ТВС с урановым топливом примерно в 20 раз; в урановом топливе мощность дозы полностью определяется гамма-излучением, в случае МОКС-топлива вклады нейтронной и гамма-составляющих приблизительно равны и составляют $3,31 \times 10^2$ мкЗв/ч и $3,04 \times 10^2$ мкЗв/ч соответственно.

7.4. Отработавшее ядерное топливо

Основные риски, связанные с обращением с ОЯТ, возникают при его переработке. В России действует единственный завод по переработке ОЯТ – радиохимический завод РТ-1 на ПО «Маяк». В результате деятельности ПО «Маяк» на территории предприятия накоплено более 8×10^8 Ки ($2,9 \times 10^{19}$ Бк) жидких и твердых радиоактивных отходов. В Теченском каскаде водоемов на ПО «Маяк» депонировано 360 млн тонн жидких радиоактивных отходов, которые не изолированы от окружающей среды. Это самое большое в мире количество жидких РАО в окружающей природной среде. Дополнительно к уже имеющимся объемам РАО ежегодно только от переработки ОЯТ образуются РАО с суммарной активностью несколько десятков миллионов кюри.

7.5. Урановое топливо

Производство урановой продукции, в том числе топлива, предполагает образование жидких и твердых радиоактивных отходов.

Жидкие РАО, которые образуются при изготовлении топлива, – это рафинады со стадии экстракционного аффинажа, маточные растворы со стадии осаждения, пульпа и зачистки с узлов фильтрации и гидролиза, смывные воды после дезактивации помещений и оборудования.

Твердые РАО, которые появляются в результате производства топлива, – это металлом (демонтированное оборудование и коммуникации), футеровка печей, строительные материалы, резинотехнические изделия, пластиковые покрытия, фильтроткани, респираторы и т. д.

По оценкам экспертов, в России накоплено 540 млн тонн жидких и твердых РАО (почти половина всех радиоактивных отходов, существующих в мире).

Заключение

События, которые происходят в области обращения с ядерными делящимися материалами, требуют постоянного внимания политиков, специалистов и общественности, поскольку они влияют не только на вопросы региональной политики, но и на мировую геополитику в целом.

Эта область является исключительно важной с точки зрения обеспечения ядерной и радиационной безопасности, политики нераспространения ядерных материалов и технологий, оценок современного и будущего состояния атомного оружия и атомной энергетики, а также решения многих других вопросов. Сегодня создается впечатление, что действующая международная система контроля над нераспространением не может полностью выполнить возложенные на нее задачи по контролю, учету и нераспространению ядерных материалов. Об этом свидетельствуют факты, связанные с неконтролируемой разработкой ядерных программ некоторыми странами, в первую очередь Ираном, Северной Кореей, Израилем и др.

Увеличивается количество стран, ведущих добычу урана. Рынок урана активизировался, и такие страны, как Казахстан, Канада, Австралия и Россия, сегодня добывают около 70% мировой добычи урана. Даже катастрофа на Фукусиме существенно не повлияла на мировой рынок природного урана. ГК «Росатом» продолжает скupать активы уранодобывающих компаний. Сегодня компания «Атомредметзолото» является второй в мире по запасам урана и владеет 20% запасов США. Кроме этого, урановый холдинг «Атомредметзолото» владеет запасами в Канаде, Австралии, Намибии и Танзании.

В ноябре 2011 года Сергей Кириенко заявил, что уранодобывающие активы ГК «Росатом» смогут обеспечивать ураном российские АЭС, включая те, которые построили за рубежом, на протяжении ближайших 100 лет. Хотя в связи с этим возникает вопрос: если Госкорпорация «Росатом» приобрела такие огромные урановые активы на столетнюю перспективу, чтобы использовать их в тепловых реакторах, то зачем тратятся

огромные средства на разработку и строительство быстрых реакторов, которые не требуют такого количества урана, как тепловые, и могут работать на том запасе низкообогащенного урана и плутония, который сегодня уже накоплен?

Наращаются мощности по обогащению урана. Ведущие ядерные державы и компании занимают основное место на рынке обогащенного урана. Россия и США создают урановые банки. Американский урановый банк AFS (American Assured Fuel Supply) пополняется за счет разубоживания американского высокообогащенного урана до уровня низкообогащенного. Предполагалось, что к 2012 году в банк AFS будут переданы 230 тонн низкообогащенного урана.

Особую озабоченность мирового сообщества вызывает иранская программа по обогащению урана. В январе 2012 года МАГАТЭ официально подтвердило, что иранское предприятие «Фордоу» приступило к работе по обогащению урана до 20%. Эксперты отмечают, что новый иранский завод по проекту, при выходе на номинальную производительность, должен иметь до 3 тысяч центрифуг.

Согласно прогнозам ГК «Росатом», потребности в услугах по фабрикации топлива для атомных электростанций в мире возрастут с 12,5 тысячи тонн (в 2011 г.) до 17 тысяч тонн (к 2030 г.) по обогащенному урану. Российский производитель топлива (ТК «ТВЭЛ») продолжает совершенствовать тепловыделяющие кассеты для реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000. В конце 2010 года на четвертом реакторе ВВЭР-440 Кольской АЭС начали опытную эксплуатацию топливных кассет третьего поколения с увеличенной массой урана (UO_2) и повышенным обогащением по $U-235$ до 4,87%. По заявлению ТК «ТВЭЛ», главная цель этого внедрения – улучшение экономики реакторов ВВЭР-440. Концерн «Росэнергатом» утверждает, что ожидаемый эффект от внедрения составит снижение на 15% количества кассет на перегрузку в условиях работы реактора на мощности 107%. Сегодня ТК «ТВЭЛ» является единственным бесконкурентным поставщиком топливных

кассет для ВВЭР-440, и очевидно, что других конкурентов в перспективе не ожидается, поскольку не предполагается развитие реакторов данного типа.

В последние годы ГК «Росатом» последовательно занимается усовершенствованием и продвижением на международные рынки реакторов ВВЭР-1000. Поэтому основной продукцией ТК «ТВЭЛ» стало топливо для реакторов ВВЭР-1000 всех модификаций. В 2011 году это топливо было поставлено и загружено в Бушерскую АЭС, а также в четвертый блок Калининской АЭС. Основной топливной продукцией для ВВЭР-1000 остаются разработки, начатые в конце прошлого и начале нынешнего века. Сегодня это кассеты ТВС-2М и ТВСА-PLUS, а также ТВСА-АЛЬФА и ТВСА-12. Кроме этого, в кассетах типа ТВСА появилась модель, унифицированная с ТВС-2М. В 2011 году опытную партию этих кассет в количестве 12 штук начали эксплуатировать на блоке «Калинин-1».

ТК «ТВЭЛ» приступила к разработке кассет четвертого поколения, их опытно-промышленная эксплуатация началась в 2012 году. Кроме этого, разработан технический проект ТВС-2006 для 24-месячного топливного цикла и выгорания до 70 МВтхс/т в реакторах проекта АЭС-2006. Основные решения, использованные для этой кассеты, – это таблетки 7,8/0 (т. е. без центрального отверстия), возможность увеличения мощности на 6-8% при использовании интенсификаторов теплообмена, анализ возможности повышения обогащения свыше 5% и анализ эффективности применения уран-эрбийевого топлива. Однако в настоящее время заказов на это топливо нет, поскольку еще нет ни одного построенного блока АЭС-2006.

Несомненно, что ТК «ТВЭЛ» является монополистом в производстве топлива для АЭС российской (советской) постройки. Однако в последнее время наблюдается активизация конкурентов ТК «ТВЭЛ», таких как Westinghouse, General Electric, Areva, Hitachi и Toshiba, направленная на то, чтобы потеснить ТК «ТВЭЛ» с рынков стран бывшего Советского Союза и соцлагеря, в первую очередь с Украины, Чехии, Болгарии. Поэтому в настоящий момент ТК «ТВЭЛ» активизировала строительство в Украине фабрикационного завода по изготовлению ядерного топлива мощностью по урану 400 тонн в год.

Проблема использования в современных реакторах МОКС-топлива для многих стран, включая Россию, по-прежнему остается сложной и во многом нерешен-

ной. Франция, Япония и ряд других стран благодаря специальной конструкции их тепловых реакторов имеют возможность использовать в них МОКС-топливо. В России таких реакторов нет. Попытки использовать МОКС-топливо в обычных тепловых реакторах (не приспособленных под МОКС) чреваты нежелательными последствиями. Главные из них могут возникнуть по следующим причинам:

- физико-технические характеристики МОКС-топлива при частичном использовании его в тепловых реакторах негативно влияют на уровень безопасности АЭС. В частности, использование МОКС-топлива вносит неоднородность в активную зону, которая вызывает трудности в расчете распределения мощности вблизи границ раздела между урановым топливом и ТВС с МОКС;

- при использовании МОКС-топлива в ядерных реакторах типа ВВЭР снижается эффективность системы управления и защиты этих реакторов, что, в свою очередь, ведет к снижению безопасности;

- неопределенности в расчетах режимов работы тепловых реакторов, загруженных частично плутониевым топливом, пока не снижены до того уровня, который уже достигнут для активных зон, загруженных традиционным урановым топливом. Поэтому применение МОКС-топлива несомненно увеличивает риск аварий;

- выбросы при аварии с расплавлением активной зоны, загруженной МОКС-топливом, в 2,5 раза выше, чем из активной зоны с обычным топливом.

Проблема плутония остается актуальной для всех стран, в которых накоплен этот изотоп, а также для мирового сообщества в целом, поскольку он представляет собой реальную угрозу для окружающей среды, человека, а также является основным материалом для изготовления ядерного оружия.

Российская позиция относительно плутония заключается в утверждении, что плутоний является ценным сырьем, и поскольку это искусственно полученный изотоп, то он должен таким же искусственным способом быть уничтожен. Исходя из этого российская концепция обращения с плутонием (как энергетическим, так и оружейным) основывается на постулате замыкания ядерного топливного цикла, т. е. использовании плутония для изготовления МОКС-топлива и сжигании его в реакторах, тем самым повышая эффективность использования топлива и уменьшая активность долгоживущих отходов.

В эту же концепцию пытаются встроить российскую национальную систему обращения с ОЯТ. Однако во многом это будет зависеть от типа выбранного ядерного топливного цикла, под который и будет создаваться инфраструктура по обращению с плутонием и ОЯТ.

Основные положения «Стратегии развития заключительной стадии жизненного цикла объектов и материалов использования атомной энергии до 2030 года», принятые ГК «Росатом» в декабре 2011 года, рассматривают четыре альтернативных топливных цикла. Россия склоняется к варианту комбинированного замкнутого ядерного топливного цикла быстрых реакторов и реакторов на тепловых нейтронах. Однако на начало 2012 года однозначного решения в атомном ведомстве России пока нет. В первую очередь по причинам экономическим, технологическим и обеспечения безопасности.

Согласно сценарию долгосрочного развития решение о выборе типа ядерного топливного цикла будет приниматься последовательно в 2015, 2020 и 2030 годах (окончательно) после прохождения контрольных точек и получения целевых результатов. В настоящее время российская программа по сжиганию плутония включает в себя лишь строительство энергоблока на быстрых нейтронах БН-800 на Белоярской АЭС и завода в Димитровграде по производству МОКС-топлива (пуск намечен к 2014 г.), причем завод должен быть построен раньше, чем будет пущен энергоблок.

Обращение с ОЯТ остается главной проблемой и основным тормозом для атомной энергетики. События на Фукусиме еще раз показали, что в ближайшее время необходимо будет решить вопросы, касающиеся хранения ОЯТ в пристанционных хранилищах и бассейнах выдержки. Это непростой и дорогостоящий процесс. По итогам стресс-тестов 2011 года Агентство по ядерной безопасности (ASN) Франции определило мероприятия, которые необходимо выполнить для обеспечения безопасности бассейнов выдержки ОЯТ. Стоимость этих мероприятий оценивается приблизительно в 110 млрд евро.

Экономика обращения с ядерными делящимися материалами остается достаточно закрытой, несмотря на то, что все ядерные страны присутствуют на рынках урана, ядерного топлива и других ядерных материалов. Россия в последнее время прилагает усилия по развитию бизнеса в области обращения с ОЯТ и выводу этого бизнеса на международный рынок. Основные на-

правления бизнеса будут сосредоточены на продаже решений и оборудования по хранению ОЯТ, а также технологий по переработке. Не совсем понятна стратегия атомного ведомства России относительно предоставления услуг по переработке ОЯТ на экспортные нужды, а также относительно хранения ОЯТ иностранного производства на своей территории. На данный момент ясно лишь то, что Россия намерена продолжать оказывать услуги по лизингу ядерного топлива, а также по поставкам обогащенного урана в соответствии с различными правительственными соглашениями.

В мире продолжаются инвестиции в НИОКР и собираются базы знаний по ториевому топливу. Сегодня у некоторых стран есть определенные знания и опыт для частичного использования ториевого топлива в открытом топливном цикле в легководных и тяжеловодных реакторах. Однако МАГАТЭ считает, что использование тория в замкнутом топливном цикле, т. е. с переработкой ОЯТ, станет экономически выгодным по сравнению с открытыми урановыми циклами только после удорожания природного урана до отметки \$400 и выше за килограмм.

Важным вопросом в области обращения с ядерными делящимися материалами остается вопрос безопасности. С 1953 по 2010 год на предприятиях ГК «Росатом» произошло около 15 ядерных инцидентов, связанных с возникновением СЦР, – в основном на установках химико-металлургических заводов, производящих плутоний и изделия из плутония и высокообогащенного урана, причем главным образом при обращении с растворами, пульпами ЯДМ. Причинами являлись использование ядерно опасного оборудования, ошибки персонала, недостатки в контроле за ЯДМ при производстве и транспортировке.

Предотвращение возникновения СЦР было и остается главной заботой обеспечения безопасности на предприятиях ядерного топливного цикла. Имевшие место инциденты с ЯДМ свидетельствуют о том, что главными составляющими ядерной безопасности являются учет и контроль ядерных материалов. Наибольшую опасность представляют обогащенный уран и плутоний, а по агрегатному состоянию – водные растворы и водородсодержащие смеси. К каждому процессу, который осуществляется на предприятиях ядерного топливного цикла, предъявляются свои требования и условия по соблюдению мер безопасности и предотвращению негативного вли-

ятия на людей и окружающую среду. При хранении ядерных «хвостов» необходимо предотвратить разнос частиц и ветровой унос пыли, а также попадание материалов «хвостов» в грунтовые воды. При транспортировке ядерного топлива опасность возникает при нарушении геометрии расположения ТВЭлов в контейнере, разгерметизации контейнера и попадания внутрь воды. На радиохимических заводах при нарушении правил и норм возможен взрыв водорода, образующегося при растворении металла, выход радиоактивных аэрозолей и жидкостей в окружающую среду. В отделении хранения и переработки радиоактивных растворов и пульп возможно развитие локальных СЦР, взрыв газообразных продуктов радиолиза жидкостей, автокаталитическая реакция с газовыделением в жидкой фазе, а также взрыв твердого остатка после выпаривания. При захоронении ЖРО с радиохимических заводов в подземные пласты возможно возникновение СЦР и выброс радиоактивных веществ в водоносные горизонты и в атмосферу.

Все вышеперечисленное свидетельствует о том, что обращение с ЯДМ требует специальных навыков, соблюдения правил и норм. Все ядерные делящиеся материалы несут потенциальную опасность для человека и окружающей среды.

В 2011 году вступило в силу российско-американское соглашение о сотрудничестве в области мирного использования атомной энергии (Соглашение 123).

В подписании этого соглашения была заинтересована в первую очередь Россия. До подписания Соглашения 123 Россия и США достаточно успешно сотрудничали в области использования атомной энергетики. В частности, Россия поставляла в США низкообогащенный уран, между странами было заключено соглашение об утилизации избыточного оружейного плутония, США помогали России в вопросах укрепления физической защиты ядерных объектов, шло взаимодействие по переводу исследовательских реакторов с высокообогащенного топлива на низкообогащенное. Однако Соглашение 123 значительно расширило рамки сотрудничества, в том числе в области, касающейся обращения с ядерными делящимися материалами. Пункты 3 и 4 статьи 7 Соглашения 123 предусматривают возможность перемещения ядерных материалов из одной страны в другую, в том числе и через третьи страны. В связи с этим не снят вопрос относительно возможности ввоза на территорию России ОЯТ, принадлежащего правительству США.

В середине 2011 года на заседании общественного совета ГК «Росатом» Сергей Кириенко заявил, что пока он руководит атомным ведомством, чужое ОЯТ на территорию России ввозиться не будет. К сожалению, Соглашение 123 такую возможность открывает, а Сергей Кириенко не будет руководителем атомного ведомства всегда, да и не все в Росатоме решает его руководитель.

Термины, определения и справочные данные

1. Термины

«Атомное оружие» – однофазные или одноступенчатые устройства, в которых основной выход энергии происходит от ядерной реакции деления тяжелых элементов (урана-235 или плутония-239) с образованием более легких элементов.

«Водородное оружие» – двухфазные или двухступенчатые устройства, в которых последовательно развиваются два физических процесса: на первой стадии основным источником энергии является реакция деления ядер, а на второй реакции деления и термоядерного синтеза используются в различных пропорциях, в зависимости от типа и настройки боеприпаса. Реакция термоядерного синтеза, как правило, развивается внутри делящейся сборки и служит мощным источником дополнительных нейтронов. Первая стадия запускает вторую, в ходе которой выделяется наибольшая часть энергии взрыва. В двухфазных боеприпасах большая часть энергии – до 85% выделяется за счет деления ядер урана-235, плутония-239 и/или урана-238. Термин «термоядерное оружие» используется в качестве синонима для «водородного оружия».

Тепловыделяющая сборка (ТВС) – машиностроительное изделие, содержащее ядерные материалы и предназначеннное для получения тепловой энергии в ядерном реакторе за счет осуществления контролируемой ядерной реакции. Обычно представляет собой четырехгранный (PWR) или шестигранный (ВВЭР) пучок ТВЭлов длиной 2,5-3,5 м (что примерно соответствует высоте активной зоны) и диаметром 30-40 см, изготовленный из нержавеющей стали или сплава циркония (для уменьшения поглощения нейтронов). ТВЭлы собираются в ТВС для упрощения учета и перемещения ядерного топлива в реакторе. В одной ТВС обычно содержится 150-350 ТВЭлов, в активную зону реактора обычно помещается 200-450 ТВС.

Ядерные материалы (вещества) – материалы (вещества), содержащие или способные воспроизвести делящиеся ядерные материалы (вещества).

Делящиеся ядерные материалы (вещества) – материалы (вещества), способные делиться на два-три осколка при поглощении нейтрона или самопроизвольно; при определенных условиях способны образовывать критическую массу.

Оружейные делящиеся материалы (вещества) – материалы (вещества), из которых могут быть или были изготовлены компоненты ядерных зарядов. К таким материалам (веществам) относятся: высокообогащенный уран и оружейный плутоний.

Высокообогащенный уран (ВОУ) – уран с содержанием изотопа урана-235 более 20%; часто под высокообогащенным ураном понимается уран, содержащий 90% и более изотопа урана-235.

Низкообогащенный уран (НОУ) – уран с содержанием изотопа урана-235 не более 20%; низкообогащенный уран с содержанием изотопа урана-235 от 2% до 5% используется при производстве топлива для АЭС.

Оружейный плутоний – плутоний, используемый для производства ядерных зарядов; нарабатывается в специализированных реакторах-наработчиках.

Энергетический (реакторный) плутоний – плутоний, нарабатываемый в коммерческих ядерных реакторах (быстрых и тепловых).

Быстрые реакторы (реакторы на быстрых нейтронах) – тип ядерных реакторов, способных к расширенному воспроизведству ядерного топлива.

Тепловые реакторы (реакторы на тепловых нейтронах) – тип ядерных реакторов, в которых возможность расширенного воспроизведения ядерного топлива отсутствует.

Замкнутый топливный цикл – такой топливный цикл в атомной энергетике, когда вторичное ядерное топливо (плутоний), наработанное в ядерных реакторах, применяется при производстве ядерного топлива для повторного использования в ядерных реакторах.

2. Единицы работы разделения (EPP)

Мощность урановой обогатительной установки по повышению процента U-235 представлена в единицах, которые называются килограммом единицы работы разделения (EPP) (Separative Work Units – SWU). На предприятиях производственного уровня мощности установок, как правило, составляют от нескольких сот до нескольких тысяч метрических тонн EPP (МТЕПР) в год (1 МТЕПР = 1000 EPP).

Единица работы разделения – это комплексная единица, которая зависит как от доли U-235, которую хотят получить в обогащенном потоке, так и от того, сколько U-235 из исходного вещества остается в обедненном U-235 потоке. Единицу работы разделения можно рассматривать как количество усилий, которые необходимо приложить для достижения установленной степени обогащения. Чем меньше U-235 из исходного вещества следует оставить в обедненном уране, тем больше EPP необходимо для достижения желаемой степени обогащения.

Количество EPP, обеспечиваемое обогатительной установкой, напрямую зависит от объема энергии, потребляемой этой установкой. Две самые распространенные технологии обогащения на сегодняшний день значительно отличаются по своему энергопотреблению. Для современных га-

зодиффузионных установок, как правило, требуется от 2400 до 2500 кВ·ч электроэнергии на EPP, тогда как газогенераторные центрифужные установки потребляют только 50-60 кВ·ч электроэнергии на EPP.

Для того чтобы обеспечить типовой легководный ядерный реактор мощностью 1000 МВт электроэнергии, использующий обогащенный уран в качестве топлива, потребуется примерно от 100 000 до 120 000 объема услуг по обогащению урана в EPP в год.

Помимо килограмма EPP есть еще один важный параметр – это масса природного урана, которая необходима для получения желаемой массы обогащенного урана. Как и с количеством EPP требуемое количество исходного материала тоже будет зависеть от желаемой степени обогащения, а также от количества U-235, которое остается в обедненном уране. Требуемое количество природного урана будет сокращаться при уменьшении доли U-235, которую необходимо оставить в обедненном уране.

Внизу в таблице показаны затраты (на природный уран и услуги по его обогащению), которые требуются для получения одного килограмма НОУ и одного килограмма ВОУ с долей U-235, составляющей 0,2% и 0,3% в обедненном урановом потоке.

Затраты на получение одного килограмма низкообогащенного и высокообогащенного урана

Доля U-235 в обедненном потоке	Низкообогащенный уран (3,6% U-235)		Сверхобогащенный уран (90% U-235)	
	Природный уран	Услуги по обогащению	Природный уран	Услуги по обогащению
0,3%	8,2 кг	4,5 EPP	219 кг	193 EPP
0,2%	6,7 кг	5,7 EPP	176 кг	228 EPP

3. Классификация ядерных материалов

Ядерные материалы категории 1

Продукты	Ядерный материал	Масса ядерного материала, кг, не менее
Металлические продукты:	Pu, U-233	2 по сумме масс Pu и U-233
– металлические изделия, заготовки, слитки, крупка, их сплавы и смеси;	BOU	5 по изотопу U-235
– топливные элементы и сборки, содержащие металлическое и интерметаллидное топливо;	Смесь, совокупность Pu, U-233, BOU и других ядерных материалов	2 по сумме масс Pu, U-233, U-235, Np-237, Am, Cf
– бракованные изделия и отходы, перерабатываемые путем переплавки без растворения		
Продукты с высоким содержанием ядерных материалов:	Pu, U-233	6 по сумме масс Pu и U-233
– карбиды, оксиды, хлориды, нитриды, фториды, их сплавы и смеси;	BOU	20 по изотопу U-235
– топливные элементы и сборки, содержащие топливо из вышеупомянутых соединений, а также другие продукты с концентрацией (содержанием) ядерных материалов не менее 25 г/л (25 г/кг)	Смесь, совокупность Pu, U-233, BOU и других ядерных материалов	6 по сумме масс Pu, U-233, U-235, Np-237, Am, Cf

Ядерные материалы категории 2

Продукты	Ядерный материал	Масса ядерного материала, кг
Металлические продукты:	Pu, U-233	$\geq 0,5$, но < 2 по сумме масс Pu и U-233
– металлические изделия, заготовки, слитки, крупка, их сплавы и смеси;	BOU	≥ 1 , но < 5 по изотопу U-235
– топливные элементы и сборки, содержащие металлическое и интерметаллидное топливо;	Смесь, совокупность Pu, U-233, BOU и других ядерных материалов	$\geq 0,5$, но < 2 по сумме масс Pu, U-233, U-235, Np-237, Am, Cf
– бракованные изделия и отходы, перерабатываемые путем переплавки без растворения		
Продукты с высоким содержанием ядерных материалов:	Pu, U-233	≥ 2 , но < 6 по сумме масс Pu и U-233
– карбиды, оксиды, хлориды, нитриды, фториды, их сплавы и смеси;	BOU	≥ 6 , но < 20 по изотопу U-235
– топливные элементы и сборки, содержащие топливо из вышеупомянутых соединений, а также другие продукты с концентрацией (содержанием) ядерных материалов не менее 25 г/л (25 г/кг)	Смесь, совокупность Pu, U-233, BOU и других ядерных материалов	≥ 2 , но < 6 по сумме масс Pu, U-233, U-235, Np-237, Am, Cf
Продукты с низким содержанием ядерных материалов:	Pu, U-233	≥ 16 по сумме масс Pu и U-233
– продукты, требующие сложной обработки;	BOU	≥ 50 по изотопу U-235
– продукты с концентрацией (содержанием) ядерных материалов от 1 до 25 г/л (от 1 до 25 г/кг)	Смесь, совокупность Pu, U-233, BOU и других ядерных материалов	≥ 16 по сумме масс Pu, U-233, U-235, Np-237, Am, Cf

Ядерные материалы категории 3

Продукты	Ядерный материал	Масса ядерного материала, кг
Металлические продукты: – металлические изделия, заготовки, слитки, крупка, их сплавы и смеси;	Pu, U-233	≥ 0,2, но < 0,5 по сумме масс Pu и U-233
– топливные элементы и сборки, содержащие металлическое и интерметаллидное топливо;	BOU	≥ 0,5, но < 1 по изотопу U-235
– бракованные изделия и отходы, перерабатываемые путем переплавки без растворения	Смесь, совокупность Pu, U-233, BOU и других ядерных материалов	≥ 0,2, но < 0,5 по сумме масс Pu, U-233, U-235, Np-237, Am, Cf
Продукты с высоким содержанием ядерных материалов: – карбиды, оксиды, хлориды, нитриды, фториды, их сплавы и смеси;	Pu, U-233	≥ 0,5, но < 2 по сумме масс Pu и U-233
– топливные элементы и сборки, содержащие топливо из вышеупомянутых соединений, а также другие продукты с концентрацией (содержанием) ядерных материалов не менее 25 г/л (25 г/кг)	BOU	≥ 2, но < 6 по изотопу U-235
– смесь, совокупность Pu, U-233, BOU и других ядерных материалов		≥ 0,5, но < 2 по сумме масс Pu, U-233, U-235, Np-237, Am, Cf
Продукты с низким содержанием ядерных материалов: – продукты, требующие сложной обработки;	Pu, U-233	≥ 3, но < 16 по сумме масс Pu и U-233
– продукты с концентрацией (содержанием) ядерных материалов от 1 до 25 г/л (от 1 до 25 г/кг)	BOU	≥ 8, но < 50 по изотопу U-235
– смесь, совокупность Pu, U-233, BOU и других ядерных материалов		≥ 3, но < 16 по сумме масс Pu, U-233, U-235, Np-237, Am, Cf

Ядерные материалы категории 4

Продукты	Ядерный материал	Масса ядерного материала, кг, не более
Металлические продукты: – металлические изделия, заготовки, слитки, крупка, их сплавы и смеси;	Pu, U-233	0,2 по сумме масс Pu и U-233
– топливные элементы и сборки, содержащие металлическое и интерметаллидное топливо;	BOU	0,5 по изотопу U-235
– бракованные изделия и отходы, перерабатываемые путем переплавки без растворения	Смесь, совокупность Pu, U-233, BOU и других ядерных материалов	0,2 по сумме масс Pu, U-233, U-235, Np-237, Am, Cf
Продукты с высоким содержанием ядерных материалов: – карбиды, оксиды, хлориды, нитриды, фториды, их сплавы и смеси;	Pu, U-233	0,5 по сумме масс Pu и U-233
– топливные элементы и сборки, содержащие топливо из вышеупомянутых соединений, а также другие продукты с концентрацией (содержанием) ядерных материалов не менее 25 г/л (25 г/кг)	BOU	2 по изотопу U-235
– смесь, совокупность Pu, U-233, BOU и других ядерных материалов		0,5 по сумме масс Pu, U-233, U-235, Np-237, Am, Cf
Продукты с низким содержанием ядерных материалов: – продукты, требующие сложной обработки;	Pu, U-233	3 по сумме масс Pu и U-233
– продукты с концентрацией (содержанием) ядерных материалов от 1 до 25 г/л (от 1 до 25 г/кг)	BOU	8 по изотопу U-235
– смесь, совокупность Pu, U-233, BOU и других ядерных материалов		3 по сумме масс Pu, U-233, U-235, Np-237, Am, Cf
Все другие продукты, включая: а) продукты, содержащие Pu, U-233, BOU с концентрацией (содержанием) менее 1 г/л (1 г/кг); б) любые соединения урана с содержанием U-235 в уране менее 20%; в) любые продукты с мощностью поглощенной дозы на расстоянии 1 м без защиты не менее 1 Гр/ч = 100 рад/ч; г) любые соединения: плутония с содержанием изотопа плутония-238 более 80%; тория; нептуния-237; америция-241; америция-243 и калифорния-252; д) специальные неядерные материалы и любые их соединения		Суммарная масса всех ядерных материалов не менее минимальных количеств, приведенных в данной таблице

4. Учет и контроль ядерных материалов в России

Минимальное количество ядерных материалов в организации, начиная с которого они подлежат государственному учету и контролю

Ядерный материал	Минимальное количество ядерного материала	Последние значащие цифры в значении массы ядерного материала в отчетных документах
Плутоний	15 г	1 г
Уран-233	15 г	1 г
Уран с обогащением по изотопу U-235 более 10%	15 г по изотопу U-235	1 г
Уран с обогащением по изотопу U-235 не более 10%, но более природного урана	15 г по изотопу U-235	0,1 кг
Нептуний-237	15 г	1 г
Совокупность ядерных материалов, перечисленных в первых пяти пунктах таблицы	15 г по сумме масс Pu, U-233, U-235 и Nr-237	1 г
Америций-241	1 г	0,1 г
Америций-243	1 г	0,1 г
Калифорний-252	0,001 г	0,000001 г
Уран с содержанием изотопа U-235 не более 0,72%	500 кг	1 кг
Торий	500 кг	1 кг
Литий-6	1 кг	0,1 кг
Тритий	0,2 г	0,01 г
Дейтерий, за исключением дейтерия, содержащегося в тяжелой воде	2 г	0,1 г
Тяжелая вода	200 кг	1 кг

5. Типы хранилищ ядерного топлива и обеспечение их безопасности

Хранилище ядерного топлива класса 1 – хранилище свежего топлива, для которого исключена возможность попадания воды, что обеспечивается, в том числе, совокупностью следующих мер:

- расположением хранилища выше нулевой отметки;
- отсутствием соседних помещений, из которых вода может попасть в хранилище;
- отсутствием трубопроводов с водой, маслом, водородом в хранилище;
- расположением хранилища в незатопляемой зоне на случай наводнения;
- наличием дренажа.

Хранилище ядерного топлива класса 2 – хранилище свежего топлива, для которого исключена возможность попадания воды, что обеспечивается, в том числе, совокупностью следующих мер:

- расположением хранилища выше нулевой отметки;
- отсутствием трубопроводов с водой, маслом, водородом в хранилище;
- наличием сигнализаторов обнаружения воды и дренажных систем или насосов аварийной откачки воды, связанных с сигнализаторами обнаружения воды.

Хранилище ядерного топлива класса 3 – хранилище свежего топлива, для которого не выполняются требования, предъявляемые к хранилищам классов 1 и 2.

Хранилище должно быть оборудовано насосами аварийной откачки воды, включающимися в работу по сигналам от датчиков обнаружения воды. Производительность насосов должна обеспечивать отвод воды, поступающей с максимальным предполагаемым расходом, без ее накопления.

Ядерная безопасность при хранении свежего ядерного топлива обеспечивается:

- ограничениями на размещение ТВС в упаковках (упаковочных комплектах с ядерным топливом), чехлах, стеллажах;
- ограничением количества ТВС в упаковках, чехлах, стеллажах;
- ограничением количества упаковок, чехлов в группе;
- ограничением на размещение групп упаковок, чехлов, стеллажей;
- контролем за расположением ТВС, упаковок, чехлов, стеллажей.

6. Типы ТВС, производимых на российских предприятиях

ТВС реакторов ВВЭР-440

ТВС ВВЭР-440 состоит из пучка ТВЭлов, головки, хвостовика и чехла. Пучок состоит из 126 ТВЭлов.

ТВСА

ТВС альтернативной конструкции с жестким каркасом, формируемым шестью уголками и дистанционирующими решетками. Главный упор в этих ТВС был сделан на увеличении глубины выгорания, повышении эксплуатационной надежности и усилении изгибной жесткости ТВС. ТВСА разработана ОКБМ им. И. И. Африкантова.

ТВСА-АЛЬФА

Эволюционное развитие базовой конструкции ТВСА. ТВСА-АЛЬФА комплектуется восемью дистанционирующими решетками увеличенной высоты с оптимизированной геометрией ячейки, ТВЭлами с оболочкой меньшей толщины и таблетками без отверстия.

ТВСА-Т

ТВСА с сокращенным до восьми количеством дистанционирующих решеток. Модификация ТВСА для поставок на АЭС «Темелин» (Чехия) для замены топлива американской компании Westinghouse.

ТВСА-У

ТВСА с удлиненной активной частью.

ТВСА-PLUS

Разрабатываемая конструкция ТВСА рассчитана на эксплуатацию в 18-месячном топливном цикле при работе на мощности 104% от номинальной.

РК-3

Бесчехловая ТВС третьего поколения. Технический проект кассеты базируется на опыте эксплуатации комплекса кассет второго поколения и технических решениях, воплощенных в кассетах ВВЭР-1000 (ТВСА и ТВС-2).

ТВС реакторов ВВЭР-1000

ТВС ВВЭР-1000 представляет собой активную конструкцию из 312 ТВЭлов, закрепленных в каркасе из 18 направляющих каналов, 15 дистанционирующих и одной нижней решетки. В отличие от мировых аналогов, базирующихся на прямоугольной форме, ТВС ВВЭР-1000 имеет гексагональное (шестигранное) сечение.

УТВС

В отличие от штатной ТВС ВВЭР-1000 каркас УТВС изготовлен из циркония, а не

из нержавеющей стали. В УТВС в качестве выгорающего поглотителя используется оксид гадолиния, равномерно распределенный по объему топливных таблеток нескольких ТВЭлов (ТВЭлы с гадолинием). УТВС – разборная ТВС, то есть при обнаружении негерметичного ТВЭла кассету можно отремонтировать, заменив поврежденный ТВЭЛ на герметичный. УТВС разработана ОКБ «Гидропресс» совместно с ОАО «ТВЭЛ».

ТВС-2

ТВС с жестким каркасом, образованным приваркой 12 дистанционирующих решеток к направляющим каналам. Является эволюционным развитием конструкций предшествующих бесчехловых ТВС (ТВС-М, УТВС), в отличие от которых в ней не добавлено ни одного нового элемента. Все новые качества получены путем применения положительно зарекомендовавших себя в ходе эксплуатации решений, а также усовершенствования конструкции отдельных составляющих элементов. ТВС-2 разработана ОКБ «Гидропресс» (Подольск, Московская обл.). Эксплуатация ТВС-2 ведется с 2003 года на Балаковской АЭС.

В 2007 году на ТВС-2 были переведены все энергоблоки Балаковской АЭС, а также энергоблок № 1 Волгодонской АЭС.

ТВС-2М

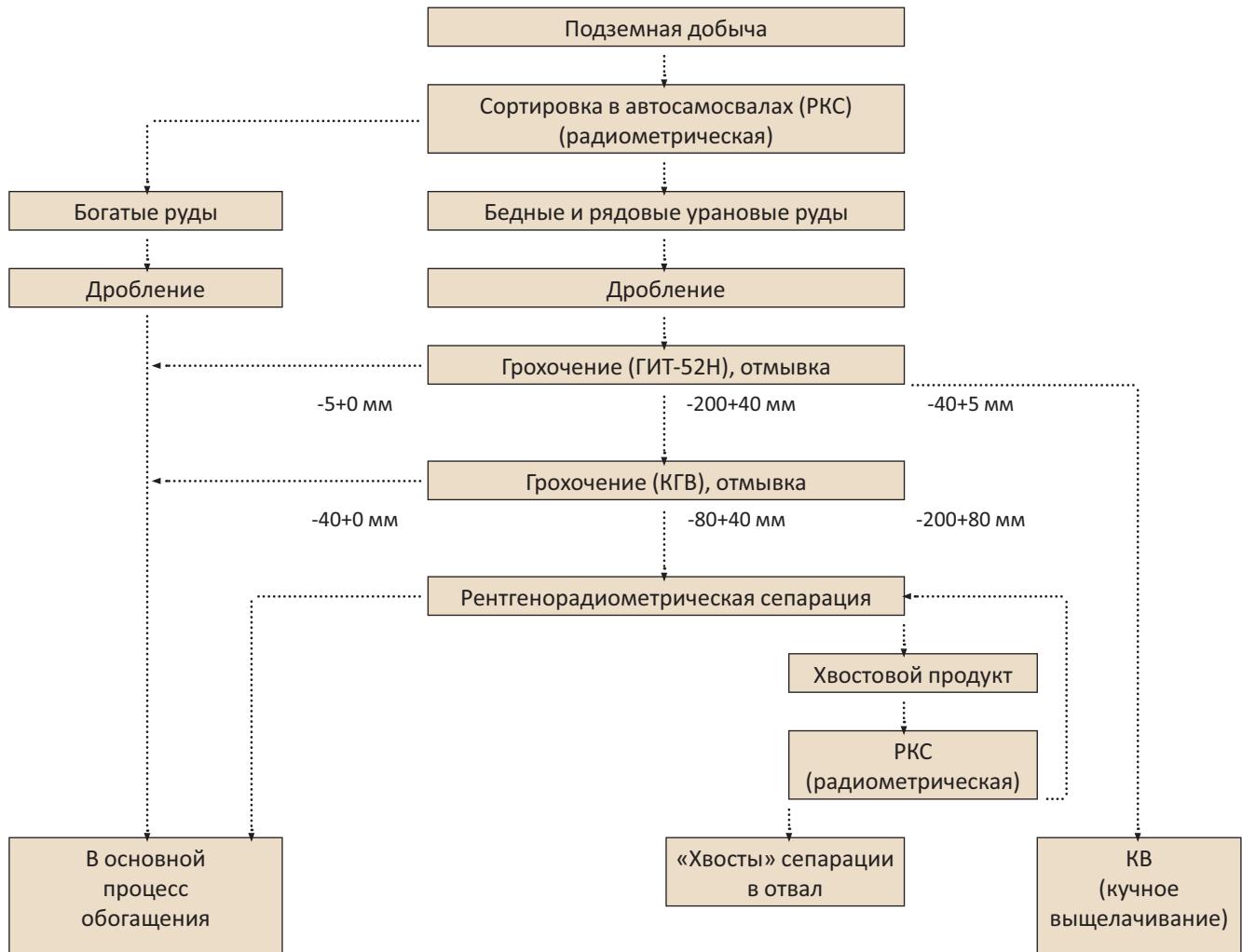
Модификация ТВС-2. В ТВС-2М укорочены концевые детали и, соответственно, удлинен топливный столб активной зоны (вниз на 100 мм и вверх на 50 мм) и введена 13-я решетка внизу, которая закрепляет пучок в зоне гидродинамической нестабильности. Дополнительно оптимизированы дистанционирующие решетки для уменьшения гидродинамического сопротивления. Назначение ТВС-2М – 18-месячный топливный цикл.

В эксплуатации с 2006 года (энергоблок № 1 Балаковской АЭС). На работу с ТВС-2М переводятся энергоблоки, работавшие на ТВС-2: № 1-4 Балаковской АЭС, № 1 Ростовской (Волгодонской) АЭС. Энергоблок № 2 Ростовской АЭС пущен с активной зоной, полностью скомпонованной из ТВС-2М.

ТВС-2М является прототипом для ТВС АЭС-2006.

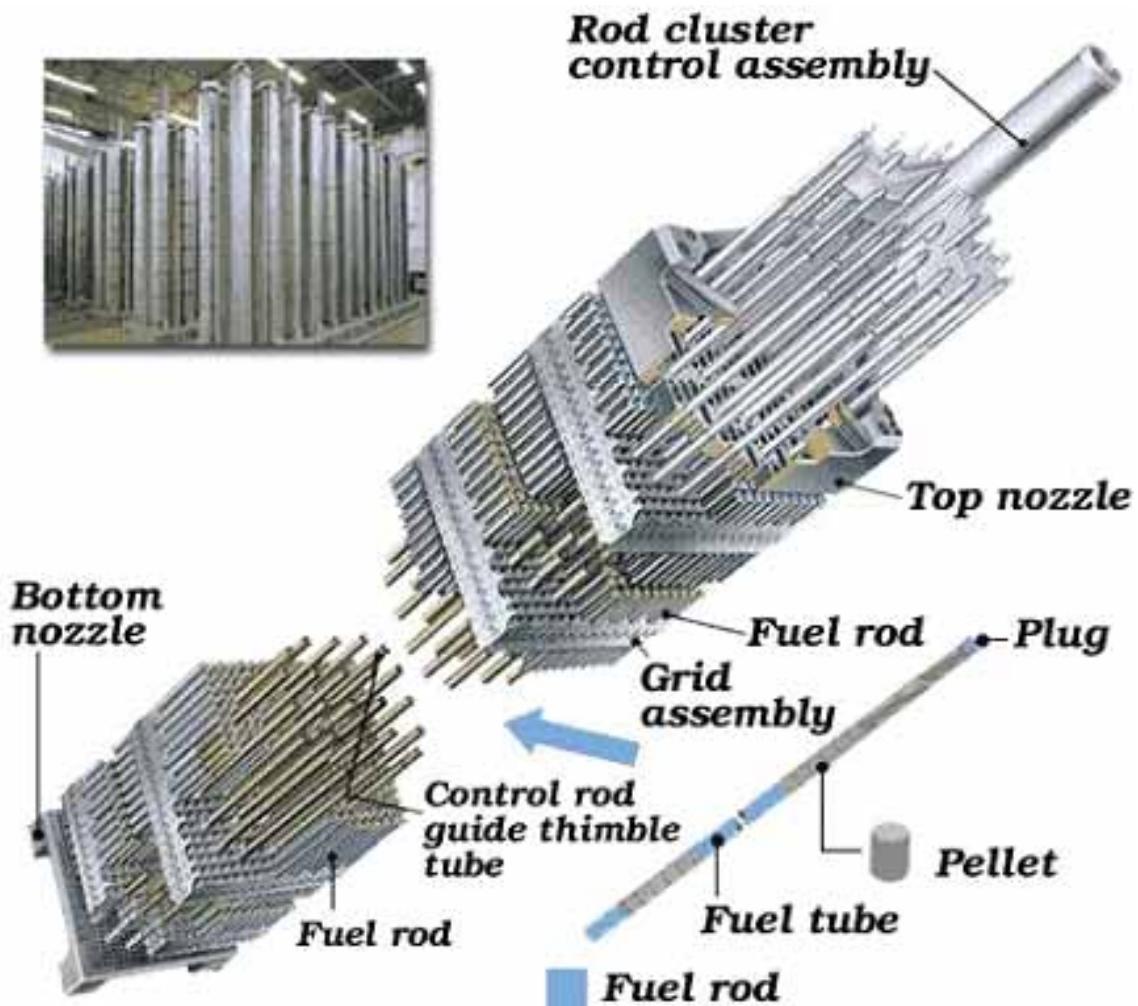
Приложение 1.1

Технологическая схема обогащения урановых руд
(радиометрическая обогатительная фабрика, ППГХО, г. Краснокаменск)



Приложение 2.1

Schematic view of PWR fuel assembly (Mitsubishi Nuclear Fuel)



Приложение 2.2

Schematic view of BWR fuel assembly (Nucleartourist and GE)

BWR/6 FUEL ASSEMBLIES & CONTROL ROD MODULE

- 1.TOP FUEL GUIDE
- 2.CHANNEL FASTENER
- 3.UPPER TIE PLATE
- 4.EXPANSION SPRING
- 5.LOCKING TAB
- 6.CHANNEL
- 7.CONTROL ROD
- 8.FUEL ROD
- 9.SPACER
- 10.CORE PLATE ASSEMBLY
- 11.LOWER TIE PLATE
- 12.FUEL SUPPORT PIECE
- 13.FUEL PELLETS
- 14.END PLUG
- 15.CHANNEL SPACER
- 16.PLENUM SPRING



Приложение 2.3

Предприятия ядерного топливного цикла Ирана

Объект	Место-расположение	Примечание
Урановые шахты	Эрдекан, 200 км от Исфахана	<p>В эксплуатации.</p> <p>По иранским данным, разведанные запасы по урановой руде составляют 1 580 000 т при содержании урана в руде 0,05%, или 790 т урана в руде. Проект освоения месторождения, который был подготовлен и передан иранской стороне в 1997 году специалистами российской компании «Атомредметзолото», строился на основании оценок о наличии на месторождении около 1,1 млн т запасов при содержании 0,05%, или 742 т по урану. По имеющейся информации, до настоящего времени на месторождении пройдено две шахты и ведутся горизонтальные выработки. В освоении месторождения участвуют китайские рабочие.</p>
Завод по отделению руды от пустой породы	Эрдекан	<p>В эксплуатации.</p> <p>Гидрометаллургический комбинат для очистки руды и производства закиси-окиси урана проектировался в 1997 году российской компанией «Атомредметзолото». Изначально предполагалось разместить его на площадке месторождения Саганд, однако затем иранцами было принято решение о переносе площадки для завода под Эрдекан. Выпуск урана в закиси-окиси по проекту был определен в объеме 50 т в год.</p>
Завод по производству желтого кека	Эрдекан	<p>В эксплуатации.</p> <p>В 1997 году на переговорах представителей ОАЭ Ирана и российской компании «Атомредметзолото» обсуждалась технология экстракционного извлечения урана из 55%-ной фосфорной кислоты на нефтехимическом комплексе «Рази» (Шираз). Производительность предприятия 100 куб. м/час при содержании урана 0,08-0,085 кг/куб. м. С учетом возможности извлечения путем этой технологии до 90% урана его можно производить в размере от 60 до 70 т в год.</p>
Завод по конверсии урана	Исфахан	<p>В эксплуатации. Предприятие по конверсии урана (на базе Исфаханского ядерного центра). Работы над проектом начаты в 2000 году. Планируется выпуск 280 тонн UF_6 и других побочных продуктов, включая металлический уран. По данным МАГАТЭ, предприятие начало свою работу в августе 2005 года.</p>
Завод по обогащению урана	Натанз, 150 км от Исфахана	<p>В эксплуатации.</p> <p>В 2004 году в подземном комплексе в Натанзе общей площадью 100 000 кв. м был установлен пилотный каскад из 164 газовых центрифуг, на территории находились также детали для сборки дополнительных машин (от 1000 до 5000 шт.). Конструкция центрифуг в Натанзе, по оценке МАГАТЭ, совпадает с первыми моделями центрифуг консорциума URENCO (SNOR, G-1), изготовленных на базе документации, похищенной основателем пакистанской программы в области ОМУ Абдул Кадыр Ханом в начале 1970-х годов. Производительность данных надкритических центрифуг, с учетом возможного их усовершенствования иранскими специалистами, оценивается, по разным данным, от 0,9 до 5 ЕРР в год.</p>
Завод по фабрикации топлива	Исфахан	В эксплуатации.
Завод по изготовлению оболочек ТВЭлов	Исфахан	В эксплуатации.

Приложение 3.1

Характеристики МОКС-топлива, влияющие на безопасность реактора, в сравнении с UO_2

Характеристики	Отличие от UO_2	Влияние
Физико-химические:		
Температура плавления	Ниже на 20-40 °C	Негативное
Теплопроводность	Пониженная	Негативное
Выход газообразных продуктов деления	Повышенный	Негативное
Выход негазообразных элементов	Возможно, повышенный	Цезий и др. элементы
Ядерные:		
Сечения захвата нейтрона и деления	Выше: сильный максимум при энергии выше тепловой	Снижение поглощающей способности управляющих стержней
Пик мощности	Повышенный	Усложнение конфигурации топливных стержней
Коэффициент реактивности	Увеличение по модулю	
<i>При низком обогащении плутонием:</i>		
Коэффициент Доплера		Более быстрое изменение
Пустотный коэффициент		реактивности при аварии;
Коэффициент температуры замедлителя	Более отрицательные	более узкие пределы регулирования реактора
Продукты деления, включая актиноиды	Повышенное образование йода, трития и актиноидов	Повышенная опасность в случае аварии
Теплота распада	Немного выше	Дополнительные трудности в обеспечении теплоотвода (в т. ч. после захоронения)
Доля запаздывающих нейтронов	Пониженная	Ослабление управляемости реактора
Время жизни мгновенных нейтронов	Укороченное	Ослабление управляемости реактора

Приложение 5.1

Удельная активность основных продуктов деления в ОЯТ ВВЭР-1000, ГБк/т U ($\times 10^9$ Бк/т)

Нуклид	Период полураспада, лет	Выдержка ОЯТ	
		1 год	10 лет
Kr ⁸⁵	10,74	542 000	303 000
Sr ⁹⁰	28,5	3 430 000	2 750 000
Ru ¹⁰⁶	1,0	1 190 000	24 600
Ag ^{110m}	0,686	69 200	7,78
Sb ¹²⁵	2,77	225 000	23 600
Cs ¹³⁴	2,062	3 300 000	160 000
Cs ¹³⁷	30,17	4 580 000	3 730 000
Ce ¹⁴⁴	0,778	22 400 000	7430
Pm ¹⁴⁷	2,62	5 680 000	526 000
Eu ¹⁵⁴	8,5	454 000	218 000

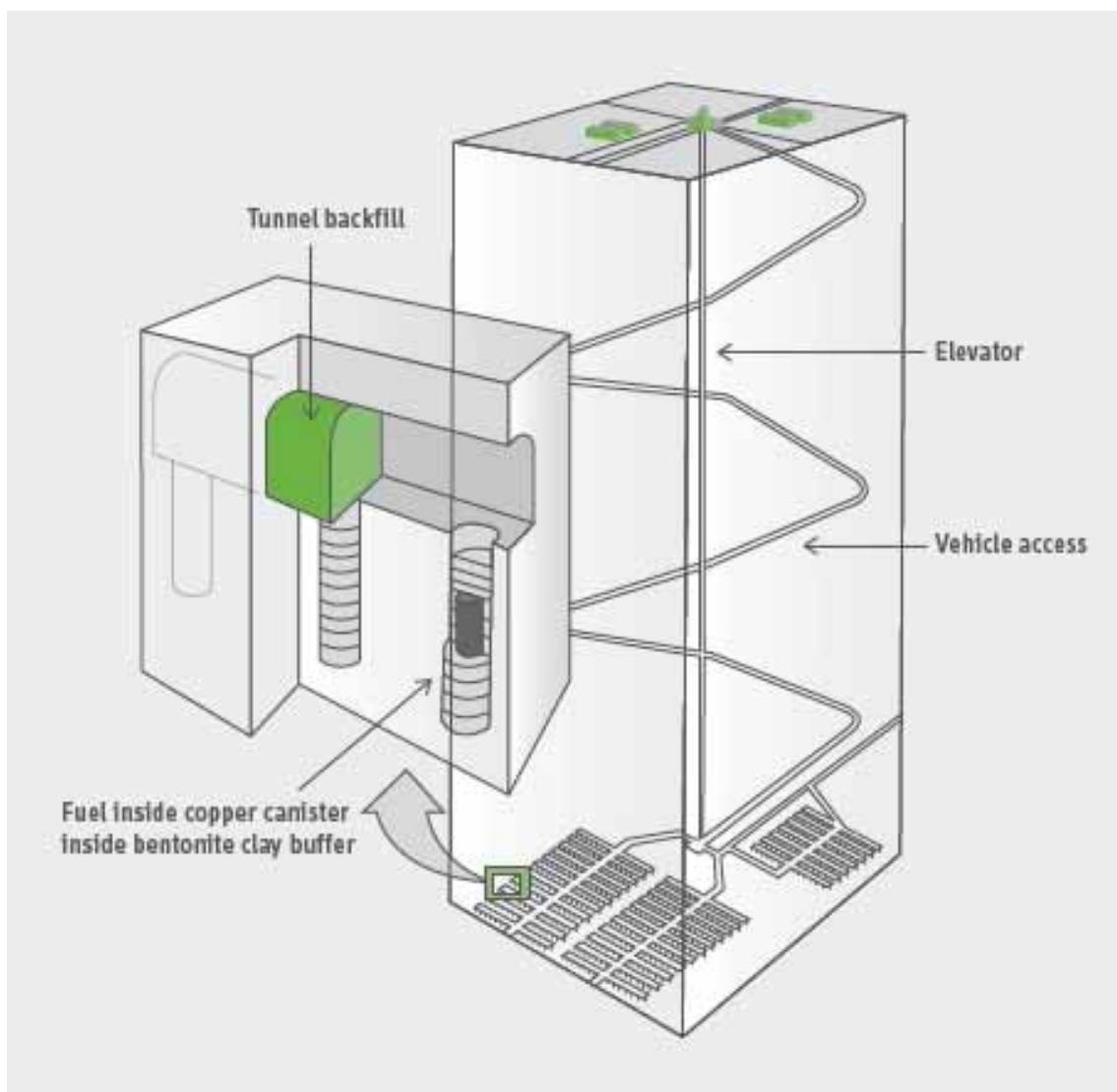
Приложение 5.2

Концентрация актиноидов в ОЯТ энергетических реакторов, г/т U

Нуклид	ВВЭР-440	ВВЭР-1000	РБМК-1000
U ²³⁵	12 700	12 300	2940
U ²³⁶	4280	5730	2610
U ²³⁸	942 000	929 000	962 000
Pu ²³⁸	75,6	126	68,6
Pu ²³⁹	5490	5530	2630
Pu ²⁴⁰	1980	2420	2190
Cm ²⁴⁴	14,8	31,7	5,66
Am ²⁴¹	517	616	293
Am ²⁴³	69,3	120	73,8

Приложение 5.3

Макет хранилища ОЯТ в Швеции



Приложение 5.4

Состав отработавшего ядерного топлива водо-водяных реакторов

Показатель	ВВЭР-1000	ВВЭР-440
1. Средняя глубина выгорания, ГВтхсут/т	50	28
2. Обогащение топлива U-235:		
Начальное, масс.% U-235	3,3-4,4	3,6
Конечное, масс.% U-235	1,3	0,75
3. Удельная активность, Бк/т	3×10^{16}	$2,0-2,5 \times 10^{16}$
4. Весовое содержание:		
Урана	947	960
продуктов деления, кг/т	42	~ 30
Pu (в т. ч. 60-70% Pu-239), кг/т	9,9	8,5-9,5
Np, кг/т	0,7	0,3-0,5
Am (241, 243), кг/т	0,2	0,15
Cm (242, 244), кг/т	0,06	0,04
Pd, кг/т	0,8-1,5	0,3-1,4
Tc, кг/т	0,9-1	0,8-0,9
5. Остаточное тепловыделение (выдержка 3 года), кВт/т	$< 1,7$ кВт/OTBC $< 4,2$ кВт/т	2,8

Приложение 5.5

Динамика накопления ОЯТ на действующих и строящихся реакторах в России

Тип установки	Энергетические	Обогащение, U-235, %	Накопление ОЯТ, шт. ОТВС
Водо-водяной энергетический реактор – ВВЭР			
ВВЭР-440 (6 ЭБ)	Нововоронежская АЭС (ЭБ 3-4), Кольская АЭС (ЭБ 1-4)	1,6-4,4	55,5-87,0 т/год (~ 450-700 ОТВС/год)
ВВЭР-1000 (10 ЭБ)	Нововоронежская АЭС (ЭБ 5), Калининская АЭС (ЭБ 1-3), Балаковская АЭС (ЭБ 1-4), Ростовская АЭС (ЭБ 1-2), Калининская АЭС (ЭБ 4, строительство), Ростовская АЭС (ЭБ 3-4, строительство)	1,3-4,4	190 т/год (~ 380 ОТВС/год)
ВВЭР-1200 (АЭС-2006)	Нововоронежская АЭС-2 (строительство), Ленинградская АЭС-2 (строительство), Балтийская АЭС (строительство)	2,4-3,9	
Реактор большой мощности канальный – РБМК			
РБМК-1000 (11 ЭБ)	Ленинградская АЭС (ЭБ 1-4), Курская АЭС (ЭБ 1-4, ЭБ 5 – строительство), Смоленская АЭС (ЭБ 1-3)	1,3-4,4	390-450 т/год (~ 3500-4000 ОТВС/год)
Быстрые нейтроны – БН			
БН-600	Белоярская АЭС (ЭБ 3)		6,2 т/год (~ 120 ОТВС/год)
БН-800	Белоярская АЭС-2 (строительство)		
Энергетический гетерогенный петлевой – ЭГП			
ЭГП-6	Билибинская АЭС (ЭБ 1-4)	3,0-3,6	в хранилище ОЯТ > 164 т/год (~ 4600 ОТВС/год)
Атом Мирный Большой – АМБ			
АМБ-100, 200	Белоярская АЭС (ЭБ 1-2), выведены из эксплуатации	1,5-21,0	190 т (АЭС), 76 т (ПО «Маяк»)
Транспортные			
Водо-водяной энергетический реактор – ВВЭР			
ВМ, ОК-650, КН-3	АПЛ, ТАРКР	21-45	~ 15-20 т/год (2002-2009 гг.)
ОК-900, КЛТ-40			~ 0,5 т/год

Приложение 5.6

Общие характеристики транспортных упаковочных комплектов (ТУК) для ОЯТ

Назначение, источник ОЯТ	Тип упаковочного комплекта	Емкость, шт. ОТВС	Вес, т	Размеры, мм	Примечание
Исследовательские ядерные установки	ТУК-19	4	5	910×2170	Транспорт
	ТУК-128	20	9	1120×2250	Транспорт
	ŠKODA VPVR/M	36	11		Транспорт
ВВЭР-440	ТУК-6	30	90	2200×4145	Транспорт
	ТУК-140	36/48	105	3160×5880	Транспорт
ВВЭР-1000	ТУК-13	12	120		Транспорт
	ТУК-141	20	125	2770×6130	Транспорт, хранение
РБМК	ТУК-109	144	127	3140×6200	МБК*, транспорт, хранение
АМБ	ТУК-84	17	86	1400×15170	Транспорт, хранение
БН-600	ТУК-136	-	5	500×2970	Транспорт
	ТУК-18	35/49	40		Транспорт
Транспортные ЯЭУ	ТУК-108	15/49	40	1850×4600	МБК*, транспорт, хранение
	ТУК-120	41/49	40	1850×4600	Хранение

* Металлобетонный контейнер.

Требования к конструкции:

С точки зрения ядерной безопасности и исключения достижения критического состояния упаковки необходимо соблюдать следующие условия: масса делящихся материалов не должна превышать 80% критической массы и эффективный коэффициент размножения нейтронов не должен быть более 0,95, как при нормальных условиях, так и при аварии. Также имеется целый ряд требований к конструкции и содержимому упаковок. Кроме этого, готовые изделия проходят достаточно экстремальные натурные испытания: на герметичность (погружение в воду), на прочность (заполнение водой, избыточное давление; падение с 9-метровой высоты на твердую поверхность), а также на выдержку в зоне пожара (до 800 °C).

Приложение 5.7

Классификация судов по требованиям Международного кодекса по безопасной перевозке на судах упакованного отработавшего ядерного топлива, плутония и высокорадиоактивных отходов

Класс	Условия
INF-1	Для ОЯТ с суммарной активностью менее $1,1 \times 10^5$ Ки (4×10^{15} Бк)
INF-2	Для ОЯТ или высокоактивных РАО с суммарной активностью менее $5,4 \times 10^7$ Ки (2×10^{18} Бк), а также для плутония с суммарной активностью не более $5,4 \times 10^6$ Ки (2×10^{17} Бк)
INF-3	Для ОЯТ, высокоактивных отходов и плутония без ограничений по максимальной совокупной радиоактивности

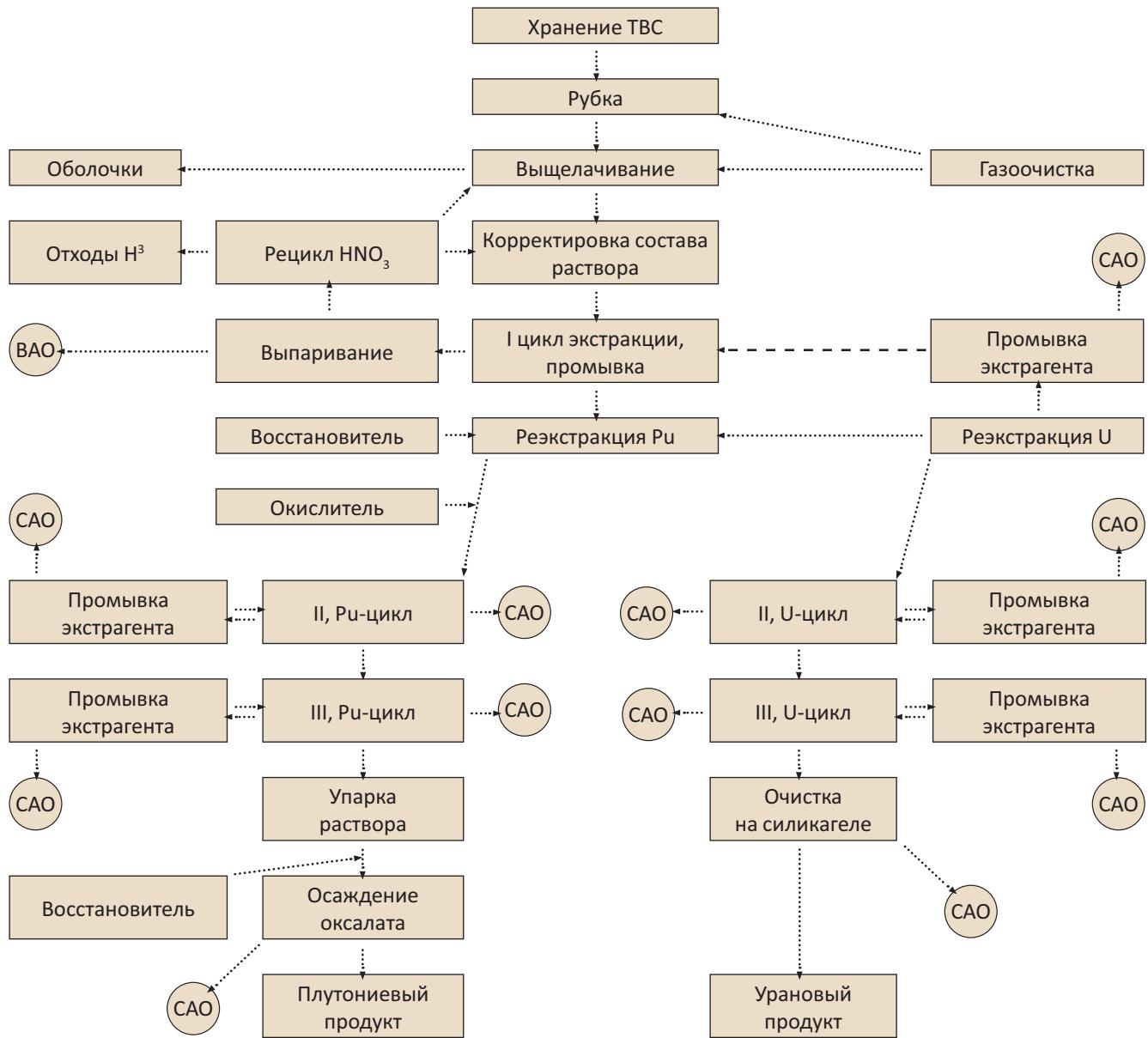
Приложение 5.8

Технические характеристики многофункционального судна-контейнеровоза «Россита»

Символ класса	KM★Arc4 2 Aut 1-C INF3
Водоизмещение	3731 т (2 грузовых трюма)
Скорость	12 узл.
Экипаж	23 чел.
Длина	84 м
Ширина	14 м
Осадка	4,15 м
Вместимость	16 шт. ТУК-18

Приложение 5.9

Водноэкстракционная схема переработки ОЯТ АЭС



Примечание. САО – среднеактивные отходы; ВАО – высокоактивные отходы.

ЛИТЕРАТУРА:

1. Андрюшин И. А. и др. Риски распространения и проблема энергетического плутония. Саров, 2007.
2. Андрюшин И. А. и др. Укращение ядра. Саров, 2003.
3. Бекман И. Н. Плутоний. Учеб. пособие. М.: Московский государственный университет им. М. В. Ломоносова, 2009.
4. Бекман И. Н. Урановое производство. Учеб. пособие. М.: Московский государственный университет им. М. В. Ломоносова, 2009.
5. Бекман И. Н. Урановый топливный цикл. Учеб. пособие. М.: Московский государственный университет им. М. В. Ломоносова, 2009.
6. Березин А. Лазерное обогащение урана может облегчить распространение ядерного оружия // Компьюлента. 2012. 5 июля (<http://science.compluenta.ru/691988>).
7. Будущее ядерной энергетики. Междисциплинарное исследование Массачусетского технологического института // Будущее атомной энергии: междисциплинарная работа. Массачусетс, 2008 (<http://web.mit.edu/nuclearpower>).
8. Глазер А. и др. Запасы и производство расщепляющихся материалов (<http://www.sipri.org/yearbook/2007/files/SIPRIYB0712C.pdf>).
9. Годлевская Е. Урановая глобализация (<http://www.rbcdaily.ru/2009/06/16/industry/419105>).
10. Годовой отчет ОАО «ТВЭЛ». М., ГК «Росатом», 2010.
11. Добыча урана в мире (<http://geo.1september.ru/articlef.php?ID=200602109>).
12. Добыча урана в России (http://www.armz.ru/media/File/facts/2011/investors/2011_07_04_Annual%20Report_final_final_finans.publish_2.pdf; <http://www.rbcdaily.ru/2009/06/16/industry/419105>).
13. Добыча урана в странах мира (<http://www.world-nuclear.org/info/uprod.html>).
14. Доклад МАГАТЭ «Безопасное обращение с плутонием и его хранение» (<http://docload.spb.ru.Basesdoc/47/47340/index.htm>).
15. Задонский С. М. Программа исламской Республики Иран по созданию ядерного топливного цикла и анализ ее экономической обоснованности (<http://www.iimes.ru/rus/stat/2006/21-12-06.htm>).
16. Кройш Ю., Нойманн В., Аппель Д., Диль П. (2006). Ядерный топливный цикл (публикация посвящена ядерным проблемам). Heinrich Böll Foundation. 2006. № 3 (http://www.boell.ru/downloads/nuclear_myth3.pdf).
17. Кузнецов В. М. Использование оксидного уран-плутониевого топлива для топливной загрузки российских энергетических реакторов типа ВВЭР-1000 // Материалы российско-американских слушаний «Перспективы развития безопасной энергетики в Ростовской области». Ростов-на-Дону, 2000.
18. Кузнецов В. М. Настоящее и будущее быстрых реакторов // Проблемы глобальной безопасности. 2001. № 2.
19. Кузнецов В. М. Основные проблемы и современное состояние безопасности предприятий ядерного топливного цикла России // Материалы конференции «Оценка влияния радиационного загрязнения на здоровье человека». Новосибирск: АртИнфоДата, 2001.
20. Кузнецов В. М. Основные проблемы и современное состояние безопасности предприятий ядерного топливного цикла России. РЭК. ЦЖВМ. М.: Агентство Ракурс Продакшн, 2002.
21. Кузнецов В. М. Основные проблемы и современное состояние безопасности предприятий ядерного топливного цикла России. 2-е изд., доп. и перераб. М.: Эпицентр, 2003.
22. Кузнецов В. М. Сравнительная потенциальная опасность предприятий ядерного топливного цикла // Башкирский химический журнал. Уфа, 2005. Т. 12. № 2.
23. Кузнецов В. М., Назаров А. Г. Радиационное наследие холодной войны. Опыт историко-научного исследования. М.: Ключ-С, 2006.
24. Кузнецов В. М., Никитин В. С., Хвостова М. С. Радиоэкология и радиационная безопасность. История, подходы, современное состояние. М.: Восход-А, 2011.
25. Кузнецов В. М., Чеченов Х. Ж. Российская и мировая атомная энергетика. М.: МГУ, 2008.
26. Кузнецов В. М., Чеченов Х. Ж., Никитин В. С. Экологическая безопасность объектов использования атомной энергии. М.: Восход-А, 2010.
27. Кузнецов В. М., Чеченов Х. Ж., Никитин В. С. Выход из эксплуатации объектов использования атомной энергии. М.: Издательство МГУ, 2009.
28. Материалы сайта Агентства атомных новостей (<http://www.atominfo.ru>).
29. Материалы сайта «Мирный атом» (<http://www.mirnyiatom.ru>).
30. Материалы сайта Национальной атомной компании «Казатомпром» (<http://www.kazatomprom.kz>).
31. Международное состояние и перспективы ядерной энергетики. Материалы Генеральной конференции IAEA, 2010 (http://www.iaea.org/About/Policy/GC/GC54/.../gc54genor-1_rus.pdf).
32. Национальный доклад Российской Федерации о выполнении обязательств, вытекающих из Объединенной конвенции о безопасности обращения с отработавшим топливом и безопасности обращения с радиоактивными отходами. М., 2009 (http://www.rosatom.ru/wps/wcm/connect/.../CNS_RF_NR-5_New_Rus.pdf).
33. Обзор ядерных технологий – 2011. Материалы 55-й очередной сессии IAEA (http://www.iaea.org/About/Policy/GC/GC55/.../Russian/gc55-23_rus.pdf).

34. Основные положения «Стратегии развития заключительной стадии жизненного цикла объектов и материалов использования атомной энергии до 2030 года». М., ГК «Росатом», 2011.
35. Переработка отработавшего ядерного топлива на комплексе РТ-1: История, проблемы, перспективы / Ю. В. Глаголенко, Е. Г. Дзекун, С. И. Ровный, В. К. Сажнов, В. П. Уфимцев и др. // Вопросы радиационной безопасности. 1997. № 2.
36. Плутоний в России. Экология, экономика, политика. Центр экологической политики России, МСОЭС, 1994.
37. Плутоний. Фундаментальные проблемы // Los Alamos Science. 2003 (<http://www.netbook.perm.ru/book/fizika/Fizika028.html>).
38. Правила безопасности при хранении и транспортировании ядерного топлива на объектах использования атомной энергии. НП-061-05.
39. Проблемы ядерного наследия и пути их решения. Т. 1. М., ГК «Росатом», 2010.
40. Производство урана на фабриках (http://profbeckman.narod.ru/RH0.files/21_5.pdf).
41. Развитие технологий, производительность электростанций на российском рынке атомной энергии (http://www.powertecrussia.com/PDF/Issue_02/2_WNA_Technolgy_Developments.pdf).
42. Синев Н. М. Экономика ядерной энергетики. М.: Энергоатомиздат, 1987.
43. Список атомных объектов России (<http://tzone.kulichki.com/anomal/atomobj.html>).
44. Уран – главный металл атомной энергетики // Атомная стратегия. 2005. № 18.
45. Хранение отработавшего ядерного топлива энергетических реакторов (препринт). Открытое акционерное общество «Восточно-Европейский головной научно-исследовательский и проектный институт энергетических технологий (ОАО «Головной институт «ВНИПИЭТ»), ГК «Росатом» / В. И. Калинкин, В. Г. Крицкий, А. И. Токаренко, Н. С. Тихонов, Н. В. Размашкин, А. Л. Серова, А. Н. Балицкая (<http://www.twirpx.com/files/tek/nuclear/?show=recent>).
46. Фабрикация ядерного топлива. Аналитический обзор. Инвестиционная компания «Велес Капитал». 2010, 7 декабря (<http://www.fincake.ru/stock/reviews/55560/download/53950>).
47. Фридман А. А. Экономика истощаемых природных ресурсов. М.: Издательский дом Государственного университета – Высшей школы экономики, 2010.
48. Эксплуатация ядерного топлива на Калининской АЭС. Содержание курса о ТВЭЛах, хранении и транспортировке (http://www.seu.ru/programs/atomsafe/B5-6_01/N5-6_01.pdf).
49. Яблоков А. В. Чудище обло, озорно, огромно, стозевно и лайя... (<http://www.baikalwave.eu.org/filez/yablokov.pdf>).
50. Adelman M. A. My Education in Mineral (Especially Oil). Economics, Annu. Rev. Energy Environ. 1997 (<http://www.annualreviews.org/doi/pdf/10.1146/annurev.energy.22.1.13>).
51. Andrews C. B. Mineral Sector Technologies: Policy Implications for Developing Countries, Industry and Energy Division Note № 19. 1992 (http://www-wds.worldbank.org/servlet/WDSContentServer/WDSP/IB/1992/11/01/000009265_3980623151147/Rendered/PDF/multi_page.pdf).
52. Ansolabehere S., Beckjord E. S., Deutch J., Driscoll M., Gray P. E., Holdren J. P., Joskow P. L., Lester R. K., Moniz E. J., and N. E. Todreas. The Future of Nuclear Power, an interdisciplinary MIT Study. Massachusetts Institute of Technology. July, 2003 (<http://web.mit.edu/nuclearpower>).
53. The Boston Consulting Group. Economic Assessment of Used Nuclear Fuel Management in the United States (<http://large.stanford.edu/courses/2009/ph204/bionta1/docs/peters.pdf>).
54. BP Statistical Review of World Energy. June, 2011 (http://www.bp.com/assets/bp_internet/globalbp/globalbp_uk_english/reports_and_publications/statistical_energy_review_2011/STAGING/local_assets/pdf/statistical_review_of_world_energy_full_report_2011.pdf).
55. Bunn M., Fetter S., Holdren J. P., and B. van der Zwaan. The Economics of Reprocessing vs. Direct Disposal of Spent Nuclear Fuel, Project on Managing the Atom, Belfer Center for Science and International Affairs. John F. Kennedy School of Government Harvard University. 2003 (<http://belfercenter.ksg.harvard.edu/files/repro-report.pdf>).
56. CEEPR Center for Energy and Environmental Policy research. 2010 (<http://web.mit.edu/ceープr/www/publications/workingpapers/2010-016.pdf>).
57. Charpin J.-M., Dessus B., and Pellat R. Economic Forecast Study of the Nuclear Power Option, Report to the Prime Minister. 2000 (http://fire.pppl.gov/eu_fr_fission_plan.pdf).
58. Comparison among different decommissioning funds methodologies for nuclear installations. Wuppertal Institute for Climate, Environment and Energy. 2007 (http://www.wupperinst.org/uploads/tx_wiprojekt/EUDecommFunds_FinalReport.pdf).
59. Craig B. Andrews. Mineral Sector Technologies: Policy Implications for Developing Countries. Washington, DC: The World Bank. 1992 (<http://www.commdev.org/content/document/detail/1411>).
60. Daniel E. Sullivan, John L. Sznopek, and Lorie A. Wagner. 20th century U.S. Mineral Prices Decline in Constant Dollars. Washington DC: U.S. Geological Survey, Open File Report 00-389 (<http://www.pubs.usgs.gov/of/2000/of00-389/of00-389.pdf>).
61. De Roo G. Economics of Nuclear Fuel Cycles: Option Valuation and Neutronics Simulation of Mixed Oxide Fuels. École Polytechnique. 2007 (<http://18.7.29.232/bitstream/handle/1721.1/57540/635981218.pdf?sequence=1>).
62. De Roo G., and Parsons J. E. A Methodology for Calculating the Levelized Cost of Electricity in Nuclear Power Systems with Fuel Recycling, forthcoming in Energy Economics. 2011 (<http://www.mit.edu/~jparsons/publications/FuelRecyclingReprint.pdf>).
63. De Roo G., and Parsons J. E. Nuclear Fuel Recycling, the Value of the Separated Transuranics and the Levelized Cost of Electricity. September, 2009. WP 09-008 (<http://web.mit.edu/mitei/docs/spotlights/nuclear-fuel-cycle-deroo.pdf>).

64. DOE. Generation 4 Roadmap. Report of the Fuel Cycle Crosscut Group. 2009 (<http://www.gen-4.org/PDFs/GenIVRoadmap.pdf>).
65. Domestic Uranium Production Report – Annual, U.S. Energy Information Administration. 2010 (<http://www.eia.gov/uranium/marketing>).
66. Depres A. Les sources de plutonium dans l'environnement. Rev. Gen. Nucl., Jan.-Fev. 1995. 24-29.
67. Du Y., and Parsons J. E. Update on the Cost of Nuclear Power. 2009. WP 09-004 (<http://web.mit.edu/mitei/docs/spotlights/nuclear-fuel-cycle-du.pdf>).
68. Du Y., and Parsons J. E. Capacity Factor Risk At Nuclear Power Plants. WP 10-016, Ernst&Young. Nuclear perspectives. 2010 ([http://www.ey.com/Publication/vwLUAssets/Nuclear_Perspectives_2010/\\$FILE/Nuclear_perspectives.pdf](http://www.ey.com/Publication/vwLUAssets/Nuclear_Perspectives_2010/$FILE/Nuclear_perspectives.pdf)).
69. Fissile Materials and Nuclear Weapons. The International Panel on Fissile Materials (IPFM). 2011 (http://www.fissilematerials.org/ipfm/pages_us_en/about/about/about.php).
70. Frank von Hippel. The Uncertain Future of nuclear Energy. 2010 (<http://www.fissilematerials.org/blog/rr09.pdf>).
71. Hore-Lacy I. The World Nuclear Energy Picture, presentation. June, 2009 (http://www.redcliffe.org/Portals/0/Content/Documents/Centres/Encounters/37/Nuclear_Energy_PPT_Slides_37.pdf).
72. IAEA. Nuclear Fuel Cycle Information System, NFCIS (<http://infcis.iaea.org/NFCIS/NFCISMain.asp?Order=1&RPage=1&Page=1&RightP=List>).
73. IAEA. Status and trends in spent fuel reprocessing, IAEA-TECDOC-1467. September, 2005. Nuclear Fuel Cycle and Materials Section International Atomic Energy Agency (http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_1467_web.pdf).
74. IAEA. Technical Meeting on Costs of Spent Fuel Management Options. March 7-10, 2011 (http://www.iaea.org/OurWork/ST/NE/NEFW/documents/Spentfuel/TM-COST-2011/COST_TM_Information_Sheet.pdf).
75. International Panel on Fissile Materials, IPFM (http://fissilematerials.org/facilities/uranium_enrichment.html)
76. OECD/NEA. Accelerator-driven Systems and Fast Reactors in Advanced Nuclear Fuel Cycles. 2002 (<http://www.oecd-nea.org/ndd/reports/2002/3109/nea3109ch4.pdf>).
77. OECD/NEA. The Economics of the Nuclear Fuel Cycle. 1994 (<http://www.oecd-nea.org/ndd/reports/efc>).
78. OECD/NEA. Plutonium fuel, an assessment. 1989 (<http://www.oecd-nea.org/ndd/reports/1989/nea6519-plutonium-fuel.pdf>).
79. OECD/NEA. Projected Costs of Generating Electricity. 2010 (http://www.iea.org/textbase/ndpdf/free/2010/projected_costs.pdf).
80. OECD/NEA and IAEA. Uranium 2009: Resources, Production and Demand. 2010 (<http://www.oecd-nea.org/pub/uranium2009>).
81. Orszag P. R. Costs of Reprocessing Versus Directly Disposing of Spent Nuclear Fuel, CBO Testimony before the Committee on Energy and Natural Resources United States Senate. November 14, 2007 (<http://www.cbo.gov/ftpdocs/88xx/doc8808/11-14-NuclearFuel.pdf>).
82. PB Power. The Cost of Generating Electricity. A Study for the Royal Academy of Engineering 2004 (http://www.raeng.org.uk/news/publications/list/reports/Cost_Generation_Commentary.pdf).
83. Processing of Used Nuclear Fuel (<http://www.world-nuclear.org/info/inf69.html>).
84. Proust E. Economic Competitiveness of New (3rdGeneration) Nuclear Plants: A French and European Perspective. Proceedings of ICAPP 2005/ Seoul, Korea. May 15-19, 2005 (http://pintassilgo2.ipen.br/biblioteca/cd/unepapers/2004/pdf/10_Session_F/IAEA-CN-114_G-10.pdf).
85. Rapin M. Fast Breeder Reactor Economics. Proceedings of a Royal Society Discussion Meeting «The Fast-Neutron Breeder Fission Reactor». London, UK. May 24-25, 1989.
86. Schneider M. Nuclear Power in a Post-Fukushima World, 2011 (<http://www.worldwatch.org/.../WorldNuclearIndu>).
87. Schneider M., Froggatt A., and Thomas S. Nuclear Power in a Post-Fukushima World 25 Years After the Chernobyl Accident, the world nuclear industry status. Report 2010-2011 by Worldwatch Institute. 2011 (<http://download.www.arte.tv/permanent/u1/tchernobyl/report2011.pdf>).
88. Shropshire D. E., Williams K. A., Hoffman E. A., Smith J. D., Hebditch D. J., Jacobson J. J., Morton J. D., Phillips A. M., and Taylor J. P. Advanced Fuel Cycle Economic Analysis of Symbiotic Light-Water Reactor and Fast Burner Reactor Systems. INL/EXT-09-15254 Idaho National Laboratory. 2009 (<http://www.inl.gov/technicalpublications/Documents/4235622.pdf>).
89. Spent Fuel from Nuclear Power Reactor. The International Panel on Fissile Materials (IPFM). 2011 (http://www.fissilematerials.org/ipfm/site_down/rr10.pdf).
90. Sullivan D. E., Sznopek J. L., and Wagner L. A. 20th century U.S. mineral prices decline in constant dollars, U.S. Department of the Interior U.S. Geological Survey Open File Report 00-389. 2003 (<http://pubs.usgs.gov/of/2000/of00-389/of00-389.pdf>).
91. Sutcliff W. G. et al. A Perspective on the Dangers of Plutonium. Rep. UCRL-ID-118825, Lawrence Livermore National Laboratory. Livermore, CA. 1995.
92. Tarjanne R., and Luostarinen K. Competitiveness Comparison of the Electricity Production Alternatives, Lappeenranta University of Technology Research Report EN B-156. 2003 (<https://www.doria.fi/bitstream/handle/10024/31043/TMP.objres.617.pdf?sequence=1>).
93. Tester J. W., Drake E. M., Golay M. W., Driscoll M. J., and Peters W. A. Sustainable Energy – Choosing Among Options. MIT Press. 2005.
94. Todreas N. E. Nuclear Energy Systems Economic Evaluations: Capital Cost Operations&Maintenance Cost. Course 22.39, Lecture 18. 2006 (http://ocw.mit.edu/courses/nuclear-engineering/22-39-integration-of-reactor-design-operations-and-safety-fall-2006/lecture-notes/lec18_nt.pdf).

95. Todreas N. E. Nuclear Energy Systems Economic Evaluations: Uranium Resource Availability Fuel Cycle Cost. Course 22.39, Lecture 19. 2006 (http://ocw.mit.edu/courses/nuclear-engineering/22-39-integration-of-reactor-design-operations-and-safety-fall-2006/lecture-notes/lec19_nt.pdf).
96. Todreas N. E. Perspectives on the Economics of Nuclear Power from the MIT Study, NE ANS Symposium. Troy, NY. 2006 (<http://ocw.mit.edu/courses/nuclear-engineering/22-39-integration-of-reactor-design-operations-and-safety-fall-2006/readings/todreasansslides.pdf>).
97. The Economic Future of Nuclear Power, a study. University of Chicago. August, 2004 (<http://www.ne.doe.gov/np2010/reports/NuclIndustryStudy-Summary.pdf>).
98. The Nuclear Threat Initiative (NTI) (<http://www.nti.org>).
99. Uranium Marketing Annual Report (<http://www.eia.gov/uranium/marketing>).
100. U.S. Energy Information Administration (2011), 2010 Uranium Marketing Annual Report (<http://www.eia.gov/FTPROOT/nuclear/umar2010.pdf>).
101. US DOE. Analysis of the Total Life Cycle Cost of the Civilian Radioactive Waste Management Program. 2001 (<http://www.gnpep.com/n64887/n65124/n65244/n106577.files/n106576.pdf>).
102. UxC. Uranium Production Cost Study. Специальный отчет консультационной компании UxC. Май, 2011 (<http://www.uxc.com/products/Flier-UPCS%202011-05.pdf>).
103. Weinberger Sh. Laser plant offers cheap way to make nuclear fuel. Nature. 4 July, 2012 (Nature 487, 16-17, July 5, 2012) (<http://www.nature.com/news/laser-plant-offers-cheap-way-to-make-nuclear-fuel-1.10945>).
104. World Nuclear Association (<http://www.world-nuclear.org>).
105. Wuppertal Institute for Climate, Environment and Energy. Comparison among different decommissioning funds methodologies for nuclear installations. Country Report Germany, Science Centre, North Rhine-Westphalia. 2007 (http://www.wupperinst.org/uploads/tx_wiprojekt/EUDecommFunds_FinalReport.pdf).

BELLONA

www.bellona.ru