

[14.01.2013]



*

МАРКЕТИНГОВЫЙ АНАЛИЗ USEC INC.

Разработано FIVEX ANALYTICS GROUP© для компании Онлайн-капитал

Глава департамента по исследованию финансовых рисков

доцент, кандидат экономических наук Фурсова В.А.

Руководитель проекта:

ведущий аналитик Мизик О.В.

В случае копирования материалов ссылка на FIVEX ANALYTICS GROUP обязательна

АННОТАЦИЯ

В обзоре представлены данные по запасам урана в мире, основные международные уранодобывающие компании, рассмотрены технологии ураново-рудного производства, методы конверсии и обогащения урана. Проанализирован мировой рынок услуг по обогащению урана. Приведена информация о производстве ядерного топлива и МОКС-топлива в мире в разрезе стран, а также рассмотрены вопросы о переработке и хранении отработавшего ядерного топлива.

Аналитический обзор подготовлен по материалам международного экологического объединения «Беллона», данных компании ТК «ТВЭЛ» и USEC Inc., данных www.world-nuclear.org.

СОДЕРЖАНИЕ

Список сокращений	5
I. ХАРАКТЕРИСТИКА КОМПАНИИ USEC Inc.....	6
1.1. История возникновения и развития компании	6
1.2. Краткая характеристика финансово - хозяйственной деятельности компании USEC Inc.....	7
2. УРАН.....	14
2.1. Уран в природе	14
2.1.1. Урановые руды	15
2.1.2. Запасы урановых руд	15
2.2. Добыча урана	28
2.2.1. Уранодобывающие страны	28
2.2.2. Международные уранодобывающие компании	30
2.2.3. Добыча урана в России.....	32
2.3. Технологии ураново-рудного производства	34
2.3.1. Производство урана на заводах	35
2.3.2. Метод подземного выщелачивания	36
2.3.3. Кучное выщелачивание	37
2.4. Конверсия и обогащение урана	39
2.4.1. Конверсия урана	40
2.4.2. Изотопное обогащение	41
2.4.2.1. Технологии обогащения	41
2.4.2.2. Предприятия по обогащению урана	43
2.5. Обогащенный уран (виды и объемы производства)	44
2.5.1. Использование ВОУ для военно-морского флота	45
2.5.2. Мировой рынок услуг по обогащению урана	46
2.5.3. Международный центр по обогащению урана	47
3. УРАНОВОЕ ОКСИДНОЕ ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО.....	48
3.1. Понятия и характеристики	48
3.1.1. Некоторые физико-химические и технологические характеристики ядерного топлива	49
3.2. Процесс изготовления (фабрикации) ядерного топлива	51
3.3. Производство уранового оксидного топлива в мире	53
3.3.1. Производство ядерного топлива в странах Европы	57
3.3.2. Производство ядерного топлива в США	58
3.3.3. Производство ядерного топлива в России	58
3.3.3.1. Комплекс фабрикация ядерного топлива	59
3.3.3.2. Международная интеграция российских компаний по фабрикации топлива	61
3.3.4. Производство ядерного топлива в Китае	63
3.3.5. Производство ядерного топлива в Японии	64
3.3.6. Производство ядерного топлива в Казахстане	64

3.3.7. Производство и планы по производству ядерного топлива в странах, использующих атомную энергию	66
4. МОКС-ТОПЛИВО.....	67
4.1. Краткий обзор технологий изготовления МОКС-топлива	67
4.2. Мировые мощности по изготовлению и переработке (сжиганию) МОКС-топлива. Перспективы использования МОКС-топлива в мире после аварии на АЭС «Фукусима»	70
4.2.1. МОКС-топливо в Европе	72
4.2.2. Использование МОКС-топлива в Японии	75
4.2.3. МОКС-топливо в США	76
4.2.4. Российский опыт и концепция использования МОКС-топлива	77
4.3. Некоторые вопросы экономики МОКС-топлива	83
5. ОРУЖЕЙНЫЕ ДЕЛЯЩИЕСЯ МАТЕРИАЛЫ.....	85
5.1. Высоко обогащенный уран	86
5.2. Плутоний	87
5.2.1. Физико-химические свойства изотопов плутония	89
5.3. Изотопы плутония	90
5.4. Запасы плутония	93
5.4.1. Энергетический (гражданский) плутоний	94
5.5. Обращение с плутонием и его утилизация	98
5.6. ОДМ и международная политика и безопасность	100
6. ОТРАБОТАВШЕЕ ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО.....	101
6.1. Накопление, хранение и транспортировка ОЯТ в России и за рубежом	103
6.1.1. Хранение ОЯТ	104
6.2. Переработка ОЯТ	107
6.2.1. Технологии переработки ОЯТ	108
6.3. Политика и экономика обращения с ОЯТ	111
Выводы.....	123
Приложения	125

Список сокращений

АНК – Атомный надводный корабль
АПЛ – Атомная подводная лодка
АЭС – Атомная электростанция
БР – Реактор на быстрых нейтронах
ВАО – Высокоактивные отходы
ВВЭР – Водо-водяной энергетический реактор
ВОУ – Высокообогащенный уран
ГК – Госкорпорация
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
МСЗ – Машиностроительный завод
МЦОУ – Международный центр по обогащению урана
НИОКР – Научно-исследовательские, опытно-конструкторские и технологические работы
НОУ – Низкообогащенный уран
ОДМ – Оружейные делящиеся материалы
ОДЦ – Опытно-демонстрационный центр
ОТВС – Отработавшая (облученная) тепловыделяющая сборка
ОЯТ – Отработавшее ядерное топливо
РАО – Радиоактивные отходы
РБМК – Реактор большой мощности канальный
РТН – Реактор на тепловых нейтронах
САО – Слабоактивные отходы
СПВ – Скважинное подземное выщелачивание
СЦР – Самоподдерживающаяся цепная реакция деления
ТВС – Тепловыделяющая сборка
ТВЭЛ – Тепловыделяющий элемент
ТМ – Тяжелый металл
ТУК – Транспортный упаковочный контейнер
ХДМ – Хранилище делящихся материалов
ЯДМ – Ядерные делящиеся материалы
ЯТ – Ядерное топливо
ЯТЦ – Ядерный топливный цикл

Аббревиатуры иностранных названий и обозначений

AGR – Газоохлаждаемый реактор
BWR – Кипящий водо-водяной реактор
DOE – Department of Energy, министерство энергетики США
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-водяной реактор под давлением

1. ХАРАКТЕРИСТИКА КОМПАНИИ USEC Inc.

1.1 История возникновения компании

USEC Inc. была создана в 1992 году после принятия в США Закона «Об энергетической политике». В 1993 году USEC начинает функционировать как государственная корпорация, структурное подразделение Министерства энергетики США (DOE).

18 февраля 1993 г. между Правительством Российской Федерации и Правительством США было подписано Соглашение об использовании высокообогащенного урана, извлеченного из ядерного оружия (Соглашение ВОУ-НОУ, известное мировой общественности как Программа «Мегатонны в мегаватты»). Соглашение предусматривает поставку в США низкообогащенного урана (НОУ), произведенного предприятиями «Росатома» из высокообогащенного оружейного урана (ВОУ), для использования в качестве топлива американских атомных электростанций (АЭС).

15 января 1994 года между уполномоченными организациями - ОАО "Техснабэкспорт" (TENEX) (сейчас входит в ОАО "Атомэнергпром") с российской стороны, и компанией USEC, с американской, был подписан Исполнительный контракт в обеспечение реализации Соглашения (Контракт ВОУ-НОУ).

В июне 1995 г. на газодиффузионный завод в Пайктоне (штат Огайо) прибыли первые поставки российского урана.

В июле 1998 г. компания USEC была приватизирована посредством первичного публичного предложения 100 млн. акций на Нью-Йоркской фондовой бирже и начала торговаться под символом USU.

В сентябре 2007 г. USEC завершила публичное размещение обыкновенных акций и конвертируемых ценных бумаг.

20 декабря 2011 г. многолетние партнерские взаимоотношения между ОАО «Техснабэкспорт» и USEC получили новое развитие. В силу вступил долгосрочный контракт на поставки услуг по обогащению урана. Это произошло после того, как генеральный директор Госкорпорации «Росатом» Сергей Кириенко и первый заместитель министра энергетики США Дэниэл Понеман подписали Административные

договоренности к межправительственному российско-американскому соглашению о сотрудничестве в области мирного использования атомной энергии (Соглашение 123).

Подписание этого документа было необходимым условием для вступления данного контракта в силу. Новый долгосрочный контракт создает прочную основу для осуществления масштабного коммерческого экспорта российской урановой продукции в США после завершения Программы ВОУ-НОУ в 2013 г. Поставки по нему будут осуществляться в 2013 - 2022 г.г.

1.2 Краткая характеристика финансово - хозяйственной деятельности компании USEC Inc.

USEC Inc. - глобальная энергетическая компания, ведущий поставщик обогащенного урана и другой продукции и услуг ядерного топливного цикла для операторов АЭС в США.

Услуги ядерной энергии и технологий, включая технологию хранения топлива MAGNASTOR, поставляются через дочернюю компанию NAC USEC.

На сегодняшний день USEC занимает 11% мирового рынка услуг по обогащению урана и имеет газодиффузионные заводы в Пайктоне, Огайо (рис.1). В настоящее время у компании в лизинге находится американский газодиффузионный завод по обогащению урана в г. Падьюка, штат Кентукки, а большая часть ЕРР для работы американских АЭС импортируется из-за рубежа. Необходимо отметить, что рыночная доля компании в 1994 г. составляла 80%, в 2003 г. - 50%. Снижение доли USEC на рынке США обусловлена использованием устаревших обогатительных технологий (газодиффузионный метод), которые не выдерживают экономического сравнения с технологиями Евросоюза и России. Но корпорации до сих пор удавалось более или менее успешно компенсировать свою слабость в технической стороне дела при помощи американского торгового законодательства.

USEC является одним из основных поставщиков обогащенного урана наряду с «Техснабэкспортом», AREVA (Франция) и URENCO (Великобритания, Германия, Нидерланды), совместно контролирующими около 95 % рынка.

Совокупная доля двух российских компаний ТК «ТВЭЛ» и ОАО «Техснабэкспорт» на мировом рынке обогащения урана составляет 45%.

Наиболее эффективным обогатителем из зарубежных конкурентов является крупнейший западный поставщик услуг URENCO, контролирующей порядка 20% рынка.



USEC является государственным агентом Правительства США по сделке ВОУ-НОУ. Поставки по контракту ВОУ-НОУ эквивалентны примерно 40 % потребностей американских АЭС.

Центральным проектом для USEC является строительство завода по газоцентрифужной технологии в США – American Centrifuge Plant (ACP). Планируемая мощность ACP составляет 3,5 млн. ЕРР/год (единицы работы разделения). Компания планирует за несколько лет перейти от обогащения урана в Падьюке к обогащению на новом центрифужном заводе в Пайктоне.

12 июня 2012 г. компания USEC (через свою дочернюю компанию ACD "American Centrifuge Demonstration") и Министерство энергетики

США подписали ряд соглашений, призванных полностью реорганизовать программу «Американская центрифуга». Подписанный пакет определяет объёмы работ, финансирование и технологические задачи для программы НИОКР и демонстрации центрифужных технологий компании USEC.

В рамках подписанного соглашения Министерство энергетики США согласилось выделить 280 миллионов долларов для реализации программы. По итогам программы должно проясниться, готовы ли разрабатываемые компанией центрифужные технологии AC100 обогащения урана к коммерческому применению. На сегодняшний день компания получила уже 134,4 миллиона долларов. Следующий платёж (50 млн. долл.) ожидается в марте 2013 года.

Доводка и демонстрация центрифуг - необходимое, хотя и недостаточное условие для получения USEC госгарантий на 2 миллиарда долларов (в августе 2009 года министерство энергетики США отложило принятие решения о выделении госгарантий), требующихся для завершения строительства завода в Пайктоне. Программа RD&D продлится до конца 2013 года.

Центрифуги работают в Пайктоне в опытно-демонстрационном режиме, начиная с августа 2007 года.

Завод «Американская центрифуга» в Пайктоне призван стать первым в США предприятием, использующим центрифужный метод для обогащения урана и принадлежащим американской компании. В настоящее время в стране действует только устаревший газодиффузионный завод в Падьюке, и большая часть ЕРР для работы американских АЭС импортируется из-за рубежа.

В сентябре 2012 года компания выполнила технические задачи второго этапа дополнительной программы научно-исследовательских, опытно-конструкторских и демонстрационных работ (RD&D) по проекту «Американская центрифуга».

Программа RD&D состоит из пяти этапов. Оставшиеся три этапа «USEC Inc.» намерена выполнить в течение 2013 года. Целью программы, финансируемой совместно Министерством экономики США (80% - 280 млн. долл.) и USEC (20% - 70 млн. долл.), является подтверждение параметров технологии посредством строительства и

эксплуатации каскада из 120 центрифуг «в конфигурации промышленного производства».

Предварительно составленный график показывает, что USEC может уложиться в обозначенные пределы. Сейчас компания производит по восемь центрифуг в месяц. Более 40 машин уже готовы. При некотором напряжении сил USEC может закончить сборку первого каскада в первом квартале 2013 года, и у неё останется ещё до 10 месяцев времени на демонстрацию его работы.

Всего же, в состав первой очереди завода должны входить 96 каскадов, в каждом из которых будет по 120 центрифуг типа AC.

Контроль над проектом был передан обществу с ограниченной ответственностью "American Centrifuge Demonstration". Технически новая компания считается дочкой USEC, но в её совете директоров у USEC не будет большинства. По договорённости с министерством, согласившимся частично профинансировать так называемую "программу RD&D" совет директоров новой фирмы будет заполняться, в первую очередь, представителями "других компаний, которые могли бы участвовать в программе", а также независимыми менеджерами.

Таким образом, DOE получает право собственности на центрифуги и оборудование, произведенное или приобретенное в рамках RD & D программы. Во 2 квартале 2012 г. сумма переданного имущества составила \$ 44,6 млн.

Изменения по статье «основные средства» в связи с указанным соглашением отражены ниже.

Таблица 1 – Основные средства компании, млн. долл.

	December 31, <u>2011</u>	Capital Expenditures (<u>Depreciation</u>)	Transfers and <u>Retirements</u>	September 30, <u>2012</u>
Construction work in progress.....	\$1,111.2	\$13.9	\$(366.2)	\$758.9
Leasehold improvements, machinery and equipment.....	<u>434.1</u>	<u>0.7</u>	<u>311.6</u>	<u>746.4</u>
	1,545.3	14.6	(54.6)	1,505.3
Accumulated depreciation and amortization.....	<u>(358.2)</u>	<u>(19.4)</u>	<u>7.2</u>	<u>(370.4)</u>
	<u>\$1,187.1</u>	<u>\$(4.8)</u>	<u>\$(47.4)</u>	<u>\$1,134.9</u>

Источник: данные USEC Inc.

USEC сможет вернуть себе контроль над центрифужным заводом только в том случае, если он выйдет на коммерческие рельсы. В остальных вариантах технологии центрифуг перейдут в руки американского государства.

Таблица 2 – Этапы строительства завода «Американская центрифуга»

Milestones under 2002 DOE-USEC Agreement	Milestone Date	Achievement Date
Begin refurbishment of K-1600 centrifuge testing facility in Oak Ridge, Tennessee	December 2002	December 2002
Build and begin testing a centrifuge end cap	January 2003	January 2003
Submit license application for Lead Cascade to NRC	April 2003	February 2003
NRC docket Lead Cascade application	June 2003	March 2003
First rotor tube manufactured	November 2003	September 2003
Centrifuge testing begins	January 2005	January 2005
Submit license application for commercial plant to NRC	March 2005	August 2004
NRC docket commercial plant application	May 2005	October 2004
Begin Lead Cascade centrifuge manufacturing	June 2005	April 2005
Begin commercial plant construction and refurbishment	June 2007	May 2007
Lead Cascade operational and generating product assay in a range usable by commercial nuclear power plants	October 2007	October 2007
Secure firm financing commitment(s) for the construction of the commercial American Centrifuge Plant with an annual capacity of approximately 3.5 million SWU per year	November 2011	
Begin commercial American Centrifuge Plant operations	May 2014	
Commercial American Centrifuge Plant annual capacity at 1 million SWU per year	August 2015	
Commercial American Centrifuge Plant annual capacity of approximately 3.5 million SWU per year	September 2017	

Источник: данные USEC Inc.

Поскольку проект испытывал проблемы с финансированием из-за того, что не были достигнуты договоренности с американским правительством о предоставлении гарантий под кредит для реализации проекта, то сроки строительства были перенесены:

Май 2014 - Успешное завершение тестирования программы «RD&D»;

Июнь 2014 - Обязательство приступить к коммерческой эксплуатации;

Ноябрь 2014 – Обеспечение обязательства по финансированию фирмы по строительству завода «Американская центрифуга» с годовой мощностью около 3,5 млн. единиц работы разделения ("EPP") в год;

Июль 2017 - Начало коммерческой эксплуатации завода «Американская центрифуга»;

Сентябрь 2018 - Коммерческая эксплуатация завода «Американская центрифуга» с годовой мощностью в 1 млн. EPP в год;

Сентябрь 2020 - Коммерческая эксплуатация завода «Американская центрифуга» с годовой мощностью в 3,5 млн. EPP в год

По состоянию на 30.09.2012 г. в строительство завода было инвестировано 2,3 млрд. долл.

25 мая 2010 г. было заключено соглашение с Toshiba Corporation ("Toshiba") и Babcock & Wilcox ("B & W") об инвестировании 200 млн. долл. инвестиций в строительство завода (по 100 млн. каждый). Планировалось, что инвестиции будут осуществлены в три этапа, 2 сентября 2010 г. были получены первые 75 млн. долл. США. При этом Toshiba и B & W приобрели 75000 конвертируемых привилегированных акций серии B-1 (доходность 12.75%) номинальной стоимостью 1 долл. за акцию, а также варранты на покупку 6250000 обыкновенных акций по цене 7,50 долл. за акцию с датой исполнения с 1 января 2015 г. до 31 декабря 2016 г. Основным условием получения следующих траншей было предоставление гарантий от Министерства энергетики, поэтому оставшаяся сумма не была получена. В 2011 г. велись переговоры о расторжении договора на покупку ценных бумаг, однако согласие между компанией и инвесторами не было достигнуто.

USEC имеет лицензию DOE на обогащение урана с использованием газового центрифугирования. Лицензионное соглашение с Министерством энергетики предусматривает ежегодные выплаты роялти, базирующиеся на плавающем проценте (от 1% до 2%) от годового дохода USEC от продажи EPP, произведенного на American Centrifuge Plant. Минимальный ежегодный платеж роялти составляет 100 тыс. долл. США, а максимальный куммулятивный платеж в течение всего срока лицензии составляет 100 млн. долл.

Необходимо отметить, что в штате Нью-Мексико компания LES ведёт строительство обогатительного завода. Помимо "Американской

центрифуги", свои центрифужные заводы на территории Соединённых Штатов собираются разместить европейские компании URENCO и AREVA. Наконец, "General Electric" приобрела права на технологию лазерного обогащения урана SILEX и задумывается над её коммерческой реализацией при поддержке двух генерирующих компаний ("Exelon" и "Entergy").

Основные финансовые показатели USEC Inc. представлены в таблице 3.

USEC по итогам 2011 года получила 540,7 млн. долл. чистого убытка против прибыли в размере 7,5 млн. долл. годом ранее. Выручка американской корпорации снизилась на 17,9%, до 1671,8 млн. долл.

Появление убытка у USEC в 2011 году в значительной степени связано с затратами на проект «Американская центрифуга».

Таблица 3 - Финансовые показатели USEC Inc. в 2010-2011 г.г., за 9 мес. 2012 г. (млн. долл.)

Финансовые показатели	31.12.2010	31.12.2011	Изменение 2011/2010, %	9 мес. 30.09.2012
Выручка	2035,4	1671,8	-17,9	1496,8
Чистая прибыль	7,5	-540,7	-	-116,3
Активы	3848,2	3549,3	-7,8	3766,0
Капитал	1313,8	752,4	-42,7	652,2

Источник: данные USEC Inc.

Активы компании уменьшились на 7,8%, а собственный капитал - на 42,7%.

9 месяцев 2012 года компания закончила с убытком 116,3 млн. долл.

Источник: <http://usec.com>

2. 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 мкКюри/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.

2.1. 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.

2.1.1. 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.

На экономику добычи урана существенное влияние оказывают геологическое расположение, размеры залежей, условия доступа, стоимость рабочей силы и другие факторы. Большая концентрация урана в руде встречается очень редко, например, на реке МакАртур в месторождении под землей (Саскачеван, Канада) добывается руда с содержанием урана 17,96%. Однако концентрация урана в местах крупных месторождений обычно не превышает 1%.

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

2.1.2 Запасы урановых руд

Мировые разведанные запасы урана, которые могут быть извлечены с затратами не более 130 долл/кг урана, составляют сегодня 5,3 млн. тонн урана. Примерно 97% их сосредоточено в 14 странах мира (табл. 4). Кроме этого, по оценкам, насчитывается 0,9 млн. тонн урана установленных ресурсов, 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 (68 тыс. т. урана в год), ресурсов объемом 5,3 млн. тонн урана с затратами не более 130 долл/кг урана хватит примерно на 80 лет.

Таблица 4 - Мировые запасы урановых руд в странах мира (2011 г.)

Страна	Запасы, тонн	(%)
Австралия	1,661,000	31%
Казахстан	629,000	12%
Россия	487,200	9%
Канада	468,700	9%
Нигер	421,000	8%
ЮАР	279,100	5%
Бразилия	276,700	5%
Намибия	261,000	5%
США	207,400	4%
Китай	166,100	3%
Украина	119,600	2%
Узбекистан	96,200	2%
Монголия	55,700	1%
Иордания	33,800	1%
Другие страны	164,000	3%
Мировые запасы	5,327,200	100%

Источник: www.world-nuclear.org/info/inf75.html

Первый цикл разведки урана был обусловлен последствиями войны и приходился на 1945 - 1958 год. Второй цикл роста добычи урана наблюдался с 1974 по 1983 год, что было вызвано необходимостью развития гражданской атомной энергетики. В период между 1985 и 2003 г.г. темпы роста добычи урана снизились. В течение 2005-2006 разведанные запасы урана в мире увеличились на 15% (17% в ценовой категории до \$ 80/kgU). В третьем цикле разведки урана с 2003 до конца 2011 года было потрачено около 10 млрд. долл. США на разведку урановых месторождений. В этот период более 400 новых небольших компаний были созданы для привлечения более 2 млрд. долл. США для разведки урана. Около 60% этой суммы было потрачено на добычу урана на ранее известных месторождениях.

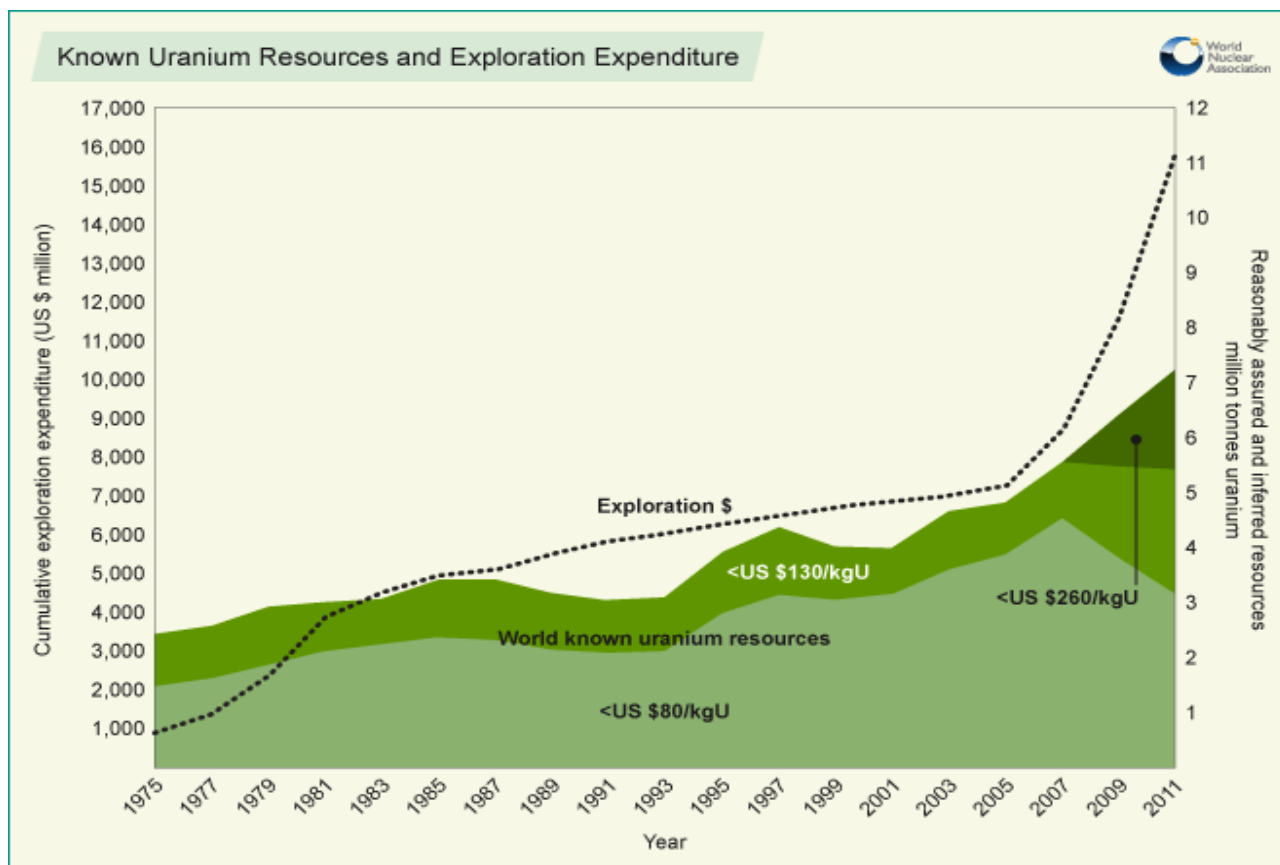


Рис. 2 – Разработка урановых месторождений в мире, млн. т

Источник: www.world-nuclear.org/info/inf23.html

Как видно из рисунка 2, разведанные запасы урана увеличились почти в три раза с 1975 года, в связи с ростом ассигнований на разведку урана. Снижение за десятилетие 1983-93 г.г. связано с ужесточением критериев для отчетности некоторыми странами. Изменения с 2007 по 2009 г.г. обусловлены реклассификацией ресурсов в категорию более высокой стоимости.

Австралия по запасам урана занимает 1 место в мире. На урановых месторождениях сосредоточено около 350 тыс. т запасов и более 300 тыс. т урана находится в качестве попутного компонента на медно-золотом месторождении Олимпик Дам. Недавно открытое месторождение урана на коралловом атолле Ньюэ в южной части Тихого океана – возможно, самое крупное в мире урановое месторождение, превосходящее даже нынешнего рекордсмена «Олимпик Дам» в

Австралии. С 2001 г. введены в действие рудники подземного выщелачивания на месторождениях Биверли (производство 1000 т/г) и Хонемун (объем производства в 900 т., запасы месторождения 3,8 тыс. т.) Стоимостная категория урана с этих объектов низкая. На месторождении Олимпик Дам уран добывается в объеме 3 тыс. т, попутно с золотом и медью. Производительность 3900 т при низкой категории стоимости - до 34 долл. США за 1 кг.

Окончание разработки месторождения Рейнджер и 10-летний мораторий на месторождение Джабилука приведут к значительному сокращению поставок урана из Австралии.

Таблица 5 – Десять крупнейших урановых рудников в мире, 2011 г.

Рудник	Страна	Владелец	Тип добычи	производство (т)	% от мирового производства
McArthur River	Canada	Cameco	подземная добыча	7686	14
Olympic Dam	Australia	BHP Billiton	Побочный продукт (добычи меди) / подземная добыча	3353	6
Arlit	Niger	Somair/ Areva	Открытый карьер	2726	5
Tortkuduk	Kazakhstan	Katco JV/ Areva	СПВ	2608	5
Ranger	Australia	ERA (Rio Tinto 68%)	Открытый карьер	2240	4
Kraznokamensk	Russia	ARMZ	подземная добыча	2191	4
Budenovskoye 2	Kazakhstan	Karatau JV/Kazatomprom-Uranium One	СПВ	2175	4
Rossing	Namibia	Rio Tinto (69%)	Открытый карьер	1822	3
Inkai	Kazakhstan	Inkai JV/Cameco	СПВ	1602	3
South Inkai	Kazakhstan	Betpak Dala JV/ Uranium One	СПВ	1548	3
Top 10 total				27,951	52%

СПВ - Сквжинное подземное выщелачивание

Источник: www.world-nuclear.org/info/inf23.html

Таблица 6 - 20 крупнейших урановых рудников в мире в 2010 г.

Рудник	Страна	Владелец	Тип добычи	Производство (т)
Akouta	Niger	Cominak/ Areva	подземная добыча	1548
Rabbit Lake (Eagle Point)	Canada	Cameco	подземная добыча	1463
Langer Heinrich	Namibia	Paladin	Открытый карьер	1419
Central Mynkuduk	Kazakhstan	Ken Dala JSC	СПВ	1242
East Mynkuduk	Kazakhstan	Stepnoye RU	СПВ	1029
Akdala	Kazakhstan	Betpak Dala JV/ Uranium One	СПВ	1027
Karamuran	Kazakhstan	Kazatomprom	СПВ	1017
Myunkum	Kazakhstan	Katco JV	СПВ	889
Uchkuduk - Northern Mining	Uzbekistan	Navoi	СПВ	
Zafarabad - Central Mining	Uzbekistan	Navoi	СПВ	
Nurabad - South Mining	Uzbekistan	Navoi	СПВ	total 2400
VostGOK - 3 mines	Ukraine	VostGOK	подземная добыча	850
Zarechnoye	Kazakhstan	Zarechnoye JV/ Uranium One	СПВ	778
Irkol	Kazakhstan	Semizbai JV/ Kazatomprom	СПВ	750
Budenovskoye 1 & 3	Kazakhstan	Akbastau JV/ Kazatomprom	СПВ	740
Smith Ranch, Highland, Crow Butte	USA	Cameco	СПВ	684
Kayelekera	Malawi	Paladin	Открытый карьер	670
McClellan Lake	Canada	Areva	Открытый карьер	666
Vaal River	South Africa	AngloGold	Побочный продукт	563
Kanzhugan	Kazakhstan	Taukent/ Kazatomprom	СПВ	562

Источник: www.world-nuclear.org/info/inf23.html

Канада

Многие годы Канада является основным производителем урана в мире. Обладает уникальными месторождениями типа "несогласий", отличающимися богатыми и компактными рудами. Общие запасы страны оцениваются в 389 тыс. т природного урана. Уранодобывающая

промышленность Канады базируется, в первую очередь, на месторождениях, локализованных в докембрийских образованиях Канадского щита. В первую очередь, сюда относится урановорудный район Блайнд-Ривер. Основные рудные тела локализованы в толще нижнепротерозойских конгломератов, где средняя концентрация урана составляет 0,08%.

Месторождения разрабатываются подземным способом, частично - способом подземного выщелачивания.

Месторождение урановых руд в Канаде (по запасам – второе место в Северной Америке после США) расположены на Канадском щите. Они связаны с докембрийскими кварцевыми конгломератами, содержащими браннерит, уранинит и богатый ураном монзонит, с жилами, содержащими урановую смолку и с пегматоидными фациями сиенитов и гранитов с уранинитом и ураноторитом. Основные запасы урана сосредоточены в месторождениях первого типа, развиты в основании нижнепротерозойских отложений в структурной провинции Южная на северном побережье озера Гурон (Онтарио); главные месторождения известны в районе Эллиот-Лейк (Блайнд-Ривер). Месторождения второго типа, первоначально разрабатывающиеся на радий, известны в структурных пров. Бэр (восточное побережье озера Большое Медвежье и к юго-востоку от него) и Чёрчилл (северное побережье озера Атабаска и районы к юго-востоку от озера Невольничье); главные месторождения – в районах Порт-Радий (озеро Большое Медвежье) и Ураниум-Сити (озеро Атабаска). Третий тип представлен в юго-западной части пров. Гренвилл, где связан с интрузиями гренвиллского возраста, и на юге структурной пров. Чёрчилл (район Саскачевана), где ассоциирует с гудзонскими кранитоидами. "Проект Уотербери" - высокоперспективные месторождения урана на востоке бассейна Атабаска. Проектная территория Уотербери включает девять месторождений общей площадью 12417 гектаров и расположена

неподалеку от нескольких урановых месторождений типа несогласия. На сегодняшний день весь канадский уран производится на подобных месторождениях.

По информации Всемирной ядерной ассоциации, в 2005 г. в Саскачеване было получено 30% произведенного в мире урана, что делает эту провинцию крупнейшим уранодобывающим регионом мира. Запасы урана в Саскачеване с точки зрения энергетического потенциала эквивалентны 4 млрд. тонн угля или 19 млн. барр. нефти.

В прошлом обрабатывались несколько крупных и средних месторождений шахтным и карьерным способами, общее производство достигало 12 тыс. т в год (1997 г.). В настоящее время идёт серьёзная перестройка общей структуры добычи. Так, в 2000 г. прекращена эксплуатация месторождения Ки-Лейк (карьер), в 2001 - месторождений Клафф-Лейк и Раббит-Лейк. Общая добыча урана упала до 8 тыс. т в 1999. К 2001 начало поставлять руду месторождение МакАртур-Ривер с шахтной добычей очень богатых руд со средним содержанием 21%, запасами 208 тыс. т. и производительностью 7000 тонн урана/год. Также на стабильную добычу с 2000 вышел проект МакКлейн-Лейк с годовой добычей в 2300 т урана. В 2002 году два этих объекта способны произвести 8,5 тыс. т, при низкой категории стоимости - до 34 долл. США за 1 кг. К 2005 г. начата эксплуатация шахтным способом ещё одного уникального объекта Камеко Сигар-Лейк с запасами 135 тыс. т. с богатыми рудами - среднее содержание 18%, производительность 7000 т./г. Рудник Мидвест компании Кожема - подземный, и руда из него обогащается в МакЛин Лейк (производительность 2600 тонн/год). В 2006 г. производство в Канаде сконцентрировано на двух фабриках: МакЛин Лейк вырабатывает 9000 тонн урана и Кей Лейк - 7000 тонн урана/год, с 2500 тонн/год, поступающими с Рэббит Лейк. Все это будет составлять более половины намеченной мировой добычи.

Намибия по запасам урана занимает 8-е место в мире (запасы 261 тыс.т). Разрабатывается ряд месторождений в протерозойских отложениях Дамарского складчатого пояса. Здесь находится самый крупный на планете урановый рудник «Россинг» (начало работ 1976), где работы ведутся карьерным способом. Запасы урана в бедных (0,05 %) рудах (вмещающая порода абразивный гранит, известный как «аласкит») 100 тыс. т. Достигнутая годовая добыча 2,5 тыс. т будет сохранена до 2010 г. Себестоимость добычи 1 кг урана также средняя - 34-52 дол. США за 1 кг. В 2003 г. в Намибии открыто новое крупное месторождение урановой руды. Оно расположено севернее рудника «Россинг» в горном массиве Эронго. Толщина пласта, в котором залегает уран, достигает ста метров, но полезное содержание ниже, чем на «Россинге». Добычу намерена вести австралийская компания «Уэст Острэлиэн металз». Кроме того, в строй введён рудник «Лангер Хайнрих», расположенный южнее "Россинга" на краю пустыни Намиб. Его мощность более тысячи тонн уранового концентрата в год. В Намибии разведано 8 месторождений, два из которых разрабатываются.

В **Нигере** (запасы 421 тыс. т) компания Согема с 1971 г. разрабатывает месторождения палеозойско-мезозойского платформенного прогиба на юго-западных склонах массива Аир (Имурарен, Мадауэла, Арлит, Акута, Афасто, Азелик). Сейчас работает месторождение «песчаникового» типа Таза в рудной провинции Арлит (карьер). В целом по провинции добыча на уровне 2900 т при общих запасах 60 тыс. т. Средние по содержанию руды (0,25-0,5 %) даже при карьерном способе отработки дают себестоимость на уровне 34-52 долл. США за кг.

Казахстан

Во времена СССР на территории Казахстана уран добывали Прикаспийский горноплавильный комбинат (Актау) и Целинный горноперерабатывающий комбинат (Степногорск). Работали следующие

горнодобывающие предприятия: пос.Аксуек (ст.Кияхты, Джамбульская обл.,разработка урановых руд; ст.Коктас, Джамбульская обл., разработка ураносодержащих медных руд); г.Степногорск, Целиноградская обл., добыча урана методом выщелачивания, переработка урановых руд на Целинном горнодобывающем комбинате; пос. Гранитогорск; Джамбульская обл., разработка и переработка ураносвинцовых руд. Казахстан обладает третьими в мире разведанными запасами урана, причем «дешевого».

Запасы урана на территории республики составляют 629 тыс. тонн. По стоимостной категории ресурсы ПВ относятся к низкой группе - менее 34 долл. США за 1 кг. Отдельные объекты Казахстана являются уникальными, т.к. в них сосредоточены сотни тыс. тонн урана в компактных и богатых для способа подземного выщелачивания рудах, например, месторождения Инкай, Мынкудук, Харасан. Уникальна по размерам запасов урана ЧуСарысуйская ураново-рудная провинция в Южном Казахстане. С середины 90-х годов вся добыча в республике осуществляется только методом подземного выщелачивания. Эксплуатируется месторождения: Уванас, Восточный Мынкудук (запасы 22000 тонн, производительность 1000 т/г), Центральный Мынкудук (2000 тонн), Канжуган, Северный и Южный Карамурун с годовым объёмом добычи 2 тыс. т., оставшиеся в недрах суммарные запасы этих месторождений составляют 80 тыс. т. В начале нашего века начали добычу урана на рудниках Южный Моинкум и Акдала. В 2005 г. в Сузакском районе Южно-Казахстанской области (пустыня Муюнкум) открылся новый завод по переработке урана (производительность 3200 т/г; при такой производительности запасов хватит на 400 лет). В Сузаке благоприятные природные условия для добычи урана. Ураносодержащая руда – на глубине 400–500 метров. Сверху слой глины и суглинков – породы очень мягкой для бурения и в то же время являющейся идеальным природным герметиком. Сузак относится к

Чусарайской урановой провинции. Общие запасы Чусарайской и Сырдарьинской урановых провинций – 1 миллион 200 тысяч тонн, месторождения пригодны для подземного выщелачивания. НАК "Казатомпром" участвует в работе двух совместных предприятий с фирмами Камеко и Кожема на отдельных частях месторождений Инкай и Моинкум, на которые приходится около 200 тыс. т разведанных запасов урана. В 2005 г. дало первую продукцию совместное казахско-киргизско-российское добывающее предприятие «Заречное», расположенное на территории Отрарского района Южно-Казахстанской области вблизи границ с Узбекистаном и Киргизией. Запасы 19 тысяч тонн урана. Оработка месторождения проводится методом сернокислотного скважинного подземного выщелачивания. Современная производительность 500 т/г, проектная мощность 700–800 тонн. Урановый концентрат доставляется на Кара-Балтинский горнорудный комбинат (Кыргызстан) для переработки в закись-окись урана. Полученный в Кыргызстане U₃O₈ направляется в Россию.

США. Основные запасы урановых руд США расположены на плато Колорадо, в межгорных впадинах штата Вайоминг и в западной части прибрежной равнины Мексиканского залива. Богатые руды на основе минерала коффинита (содержание урана до 61%) встречаются в американском Колорадо-Спрингс.

Большинство из добываемого в США урана вырабатывается на рудниках в штатах Юта, Колорадо, Нью-Мексико и Аризона. В 70-80-х годах страна являлась крупнейшим производителем урана, уступая только бывшему СССР. Годовой объём добычи составлял порядка 9-10 тыс. т. Затем, в начале 90-х, многие проекты были свёрнуты, огромное количество месторождений было отработано и уже к 1993 г. производство упало до 770 т. Общие запасы природного урана на территории США оцениваются в 207,4 тыс. тонн. В настоящее время известно около 60-ти мелких урановых месторождений "песчаникового"

типа, пригодных под способ подземного выщелачивания. Наиболее интересными из них являются - Рено Крик, Смит Ранч, Хайленд и Кроу Бьют. В них сосредоточено около половины общих запасов. С конца 80-х годов в эксплуатации способом подземного выщелачивания находится 4 месторождения с общей производительностью около 1000 т в год.

В России основные промышленные запасы урана сосредоточены на четырех территориях:

- Читинская область: Приаргунское месторождение (ОАО «ППГХО», Краснокаменск), Орловское месторождение (ЗАО «ГХК», Чита), Горное и Березовское месторождения (ЗАО «Горное», Чита);
- Курганская область: Далматовское и Хохловское месторождения (ЗАО «Далур», село Уксянское);
- Республика Бурятия: Хиагдинское урановое месторождение (ОАО «Хиагда», пос. Бакдарин);
- Республика Якутия: Лунное месторождение (ЗАО «Лунное», Алдан) и Эльконское месторождение (ЗАО «Эльконский ГМК», Томмот).

По оптимистическим оценкам 2005 года, разведанные российские запасы урана составляют 615 тыс. тонн, а оптимистические прогнозные ресурсы – 830 тыс. тонн.

Украина. Украина имеет значительные ресурсы урановых руд и находится на 11 месте среди ведущих уранодобывающих стран мира, причём подавляющая их часть разведана до высоких категорий изученности, что определяет их высокую подготовленность к промышленному освоению. Прогнозные ресурсы урана в Украине оцениваются достаточно высоко, в частности, в значительных объемах они имеются в урановых месторождениях традиционного типа — урановых рудах в альбитах Украинского щита. В последние годы в результате анализа и переоценки накопленной геолого-геофизической информации определены довольно высокие перспективы выявления новых типов месторождений, богатых урановыми рудами, на территории Украины.

Основные запасы сосредоточены в Кировоградском рудном районе, где они связаны с докембрийскими структурами Украинского кристаллического щита: месторождения Севериновское, Мичуринское, Компанеевское. В Центральноукраинском урановорудном районе известно месторождение Ватутинское, а в Побужском районе - Южное, Лозоватское и Калиновское. Все они локализованы в докембрийских гнейсах и мигматитах, прорванных гранитоидными интрузиями. Кроме этого, в железистых породах докембрия известны Желтореченское и Первомайское месторождения, а также проявления урана в древних докембрийских конгломератах, подобных формации Витватерсранд в Южной Африке. В недрах республики сосредоточено 100 тыс. т урана. Все месторождения бедные и пригодны только для шахтного способа отработки. Во времена СССР Восточный горноперерабатывающий комбинат добывал уран на месторождении Желтые Воды (с.Терны, Днепропетровская обл., разработка и переработка урано-железных руд). В настоящее время Восточный ГОК отработывает три месторождения: Ватутинское, Мичуринское и Центральное.

На сегодняшний день Украина имеет 12 детально разведанных урановых эндогенных месторождений с суммарными запасами, которые в состоянии обеспечить потребности действующих АЭС Украины на 100 лет. Крупнейшие из них расположены в Кировоградском рудном районе. Добыча урановых руд и производство уранового концентрата в Украине осуществляются Восточным горно-обогатительным комбинатом (ВостГОКом). Основная продукция предприятия — концентрат природного урана. В настоящее время в состав ВостГОКа входят: две действующие шахты и гидрометаллургический завод. Обе шахты ВостГОКа расположены в Кировоградской области; Гидрометаллургический завод, включающий сернокислотный цех, — в Желтых Водах. ВостГОК эксплуатирует три месторождения урановых руд: Ватутинское, Мичуринское и Восточную зону Центрального

месторождения. Смолинская шахта обрабатывает Ватутинское месторождение, а Ингульская — Мичуринское и Центральное месторождения.

Добыча осуществляется глубокими шахтами, руды бедные с содержанием урана 0,1 % и ниже. На территории Украины имеется также несколько очень мелких по масштабам и бедных месторождений под способ подземного выщелачивания 10 тыс. т. Большая их часть по себестоимости относится к средней 1-й группе - 34-52 дол. США за 1 кг. Обеспеченность запасами действующих шахт при нынешнем уровне добычи с постепенным затуханием составляет 15–20 лет.

Украина планирует увеличить добычу урана. Ведётся строительство Новокопальского рудника на базе Новокопальского месторождения, расположенного в Маловисковском районе Кировоградской области. (Источник: http://profbeckman.narod.ru/RH0.files/21_2.pdf)

Новые месторождения

После восстановления с 2003 г. цен на уран, наблюдается большая активность в подготовке открытия новых шахт во многих странах. В соответствии со сценарием WNA спрос на уран составит 72680 тонн урана в 2015 году. Некоторые из новых шахт, как ожидается, достигнут существенного производства в ближайшие несколько лет (таблица 7):

Таблица 7 – Открытие новых шахт

Vitimsky	Russia	2012
Four Mile	Australia	2013
Cigar Lake	Canada	2013
Imouraren	Niger	2014
Husab	Namibia	2014
Valencia	Namibia	2015
Omahola	Namibia	2015
Trekkopje	Namibia	2017
Morocco (phosphate by-product)	Morocco	2017
Dornod	Mongolia	2018

Источник: www.world-nuclear.org/info/inf23.html

2.2 Добыча урана

Мировая добыча природного урана составляет сегодня около 55 тыс. тонн в год (см. рис. 3).

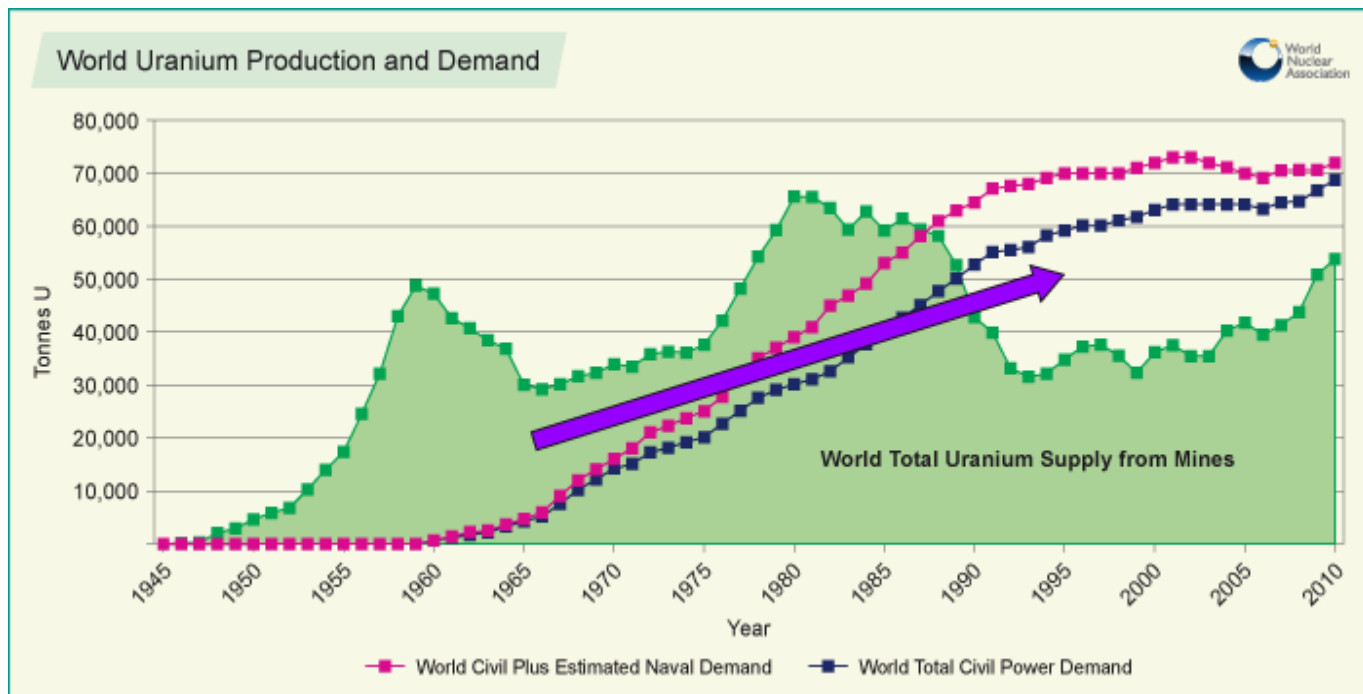


Рис. 3 – Мировая добыча природного урана, т

Источник: www.world-nuclear.org/info/inf23.html

2.2.1 Уранодобывающие страны

Казахстан, Канада и Австралия добывают 63% мирового урана (табл. 8). А восемь ведущих стран, которые добывают на своей территории более 1 тыс. тонн урана в год, дают 91% мировой добычи урана.

Следует иметь в виду, что абсолютно точных данных по добыче урана нет, к тому же добыча урана в разных странах постоянно меняется. Поэтому данные, приведенные в таблице 5, которая составлена по оценкам Всемирной ядерной ассоциации (WNA), могут несколько отличаться от данных национальных агентств стран, добывающих уран. Например, аналитики утверждают, что Намибия в 2010 году добывала 5,3 тыс. тонн урана, т. е. почти на 1 тысячу больше, по данным WNA. В 2010 году существенно увеличили (по сравнению с

2009 г.) добычу урана на своей территории такие страны, как Индия (+38%), Нигерия (+29%), Казахстан (+27%) и США (+14%). В 2011 г. рост добычи урана наблюдался в Китае (+81%), в Бразилии (+79%), в Малави (+26%), Узбекистане (+25%). Некоторые страны, например Намибия, Индия, Казахстан и другие, заявили о дальнейшем наращивании добычи урана на своей территории. Намибия будет удваивать добычу, планируя довести ее к 2015 году примерно до 12 тыс. тонн за счет разработки новых урановых залежей на месторождении Намибплаас. Казахстан в 2011 году увеличил добычу на 1,6 тыс. тонн, доведя ее до 19,4 тыс. тонн в год (+9%).

Таблица 8 - Уранодобывающие страны (tonnes U)

Country or area	Production (tU)											% change
	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	
Australia	7756	6854	7572	8982	9516	7593	8611	8430	7982	5900	5983	+1
Brazil	58	270	310	300	110	190	299	330	345	148	265	+79
Canada	12 520	11 604	10 457	11 597	11 628	9862	9476	9000	10 173	9873	9145	-7
China	655	730	750	750	750	750	712	769	750	827	1500	+81
Czech Rep	456	465	452	412	408	359	306	263	258	254	229	-10
France	195	20	9	7	7	0	4	5	8	7	6	-14
Germany	27*	221*	104*	77*	94*	65*	41*	0	0	0	52	-
India	230	230	230	230	230	230	270	271	290	400	400	0
Kazakhstan	2050	2800	3300	3719	4357	5279	6637	8521	14 020	17 803	19 451	+9
Malawi	0	0	0	0	0	0	0	0	104	670	846	+26
Namibia	2239	2233	2036	3038	3147	3077	2879	4366	4626	4496	3258	-27
Niger	2920	3075	3143	3282	3093	3434	3135	3032	3243	4198	4351	+4
Pakistan	46	38	45	45	45	45	45	45	50	45	45	0
Romania	85	90	90	90	90	90	77	77	75	77	77	0
Russia	2500	2900	3150	3200	3431	3400	3413	3521	3564	3562	2993	-16
Ukraine	750	800	800	800	800	800	846	800	840	850	890	+5
USA	1011	883	779	878	1039	1692	1654	1430	1453	1660	1537	-7
Uzbekistan	1962	1860	1589	2016	2300	2270	2320	2338	2429	2400	3000	+25
Total	36360	36 036	35576	40178	41179	39670	41 282	43853	50772	53663	54610	+2
percentage of world demand					65%	63%	64%	68%	78%	78%	85%	+7

Источник: www.world-nuclear.org/info/inf23.html

Появились новые добывающие урановую руду страны, например Республика Малави, которая в 2011 году начала добывать более 846 тонн, став мировым лидером по наращиванию добычи, догнав по объемам Украину.

Между тем потребность в природном уране в мире возрастает. В 2011 году производство урана во всем мире лишь на 85% (в 2010 г. на 78%) покрывало потребности, остальная часть покрывалась за счет запасов и МОКС-топлива.

Малозкономичные реакторы на тепловых нейтронах, которые в основном эксплуатируются на современных АЭС, сжигают все больше и больше уранового топлива. Например, по заявлениям китайских экспертов, атомная энергетика этой страны к 2020 году может потребовать до 22 тыс. тонн урана.

WNA ожидает производство урана на уровне 52,221 т. в 2012 г., против прогнозов на уровне 63,600 т.

2.2.2. Международные уранодобывающие компании

В 2010 году по сравнению с 2009 годом наблюдалось общее снижение динамики развития добычи урана (в 2009 г. – 15%, в 2010 г. – 6%). В то же время в 2010 году началась добыча урана в опытном режиме на шести новых рудниках, расположенных в пяти странах.

Первое место среди производителей урана сохранила за собой казахстанская компания «Казатомпром» (НАК «Казатомпром»), произведя в 2011 году 8,8 тыс. т. или 17% (в 2010 г. - 10,6 тыс. тонн урана, или 19,9%) от всей мировой добычи. Argeva (Франция) занимает второе место, Cameco (Канада) – на третьем, а «Атомредметзолото» (АРМЗ) (Россия) – на четвертом месте. Группа крупнейших уранодобывающих компаний с производством более 1 тыс. тонн увеличилась до 11 компаний за счет китайской корпорации China National Nuclear Corporation (CNNC). Самую большую положительную динамику по производству урана в 2011 г. показала французская компания Argeva, динамика прироста которой составила 39% (в 2010 г.

динамика прироста австралийской компании Paladin Energy составила 73% (рис. 4).

В 2011 году на восемь компаний приходилось 85% от добычи урана в мире (таблица 9).

Таблица 9 – Крупнейшие мировые производители урана в 2011 г., т

Company	tonnes U	%
KazAtomProm	8884	17
Areva	8790	16
Cameco	8630	16
ARMZ - Uranium One	7088	13
Rio Tinto	4061	8
BHP Billiton	3353	6
Navoi	3000	5
Paladin	2282	4
Other	8521	15
Total	54 610	100%

Источник: www.world-nuclear.org/info/inf23.html

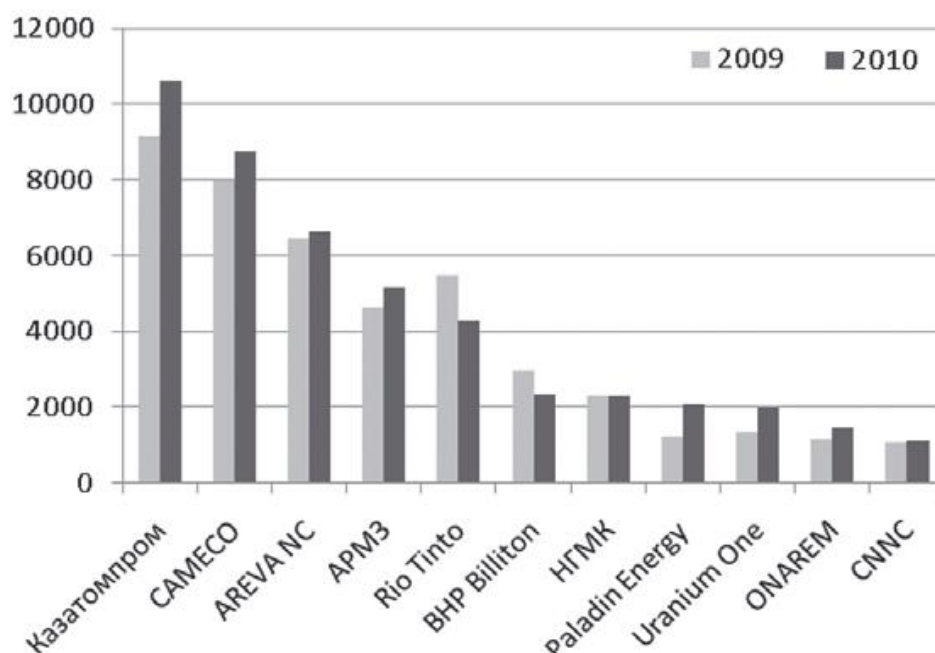


Рис. 4 - Добыча урана (тонн) основными международными компаниями в 2009-2010 гг.

Источник: Bellona

2.2.3. Добыча урана в России

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 «Атом-энергопром» – это интегрированная компания, консолидирующая все гражданские активы Росатома, 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 и создает совместные предприятия с Казахстаном, Монголией (КОО «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 «Каратау» (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 «Каратау», ТОО «СП «Бетпак Дала» и ТОО «Кызылкум») и развивает проекты по добыче урана в США (штаты Вайоминг, Аризона и Юта) и Австралии (проект «Honeymoon»).

В начале 2011 года Росатом анонсировал сделку по приобретению 100% акций австралийской компании Mantra Resources Ltd., ведущей добычу урана в Танзании. Однако, катастрофа на АЭС «Фукусима» приостановила сделку, поскольку стоимость урана на спотовом рынке

упала с 73 до 60 долларов за фунт. В связи с событиями в Японии акции и ценные бумаги уранодобывающих компаний начали падать в цене, а интерес инвесторов к уранодобывающим компаниям резко снизился. Стоимость акций Mantra Resources снизилась в цене на 38%, поэтому холдинг АРМЗ потребовал скидку на покупку Mantra Resources в размере 14,1%, намереваясь приобрести ее за 923,8 млн. австралийских долларов (предыдущая цена – 1,2 млрд. австралийских долл.). Предполагалось, что окончательное решение о приобретении Mantra Resources будет принято после решений собрания акционеров Mantra Resources и судов Австралии. Однако, в 2011 году никаких решений так и не было принято.

Доля компаний Госкорпорации Росатом на международном рынке природного урана сегодня составляет около 9%.

В России к 2010 году холдинг АРМЗ добывал уран на трех ключевых месторождениях:

- Приаргунское (ОАО «ППГХО», Краснокаменск, Читинская обл.),
- Далматовское (ЗАО «Далур», село Уксянское, Курганская обл.),
- Хиагдинское (ОАО «Хиагда», пос. Бакдарин, Республика Бурятия).

За последние пять лет холдинг АРМЗ практически не увеличил (и даже сократил) добычу урана на территории России, несмотря на то, что потребности Росатома в уране возрастают (табл. 10).

Таблица 10 – Способы и объемы производства урана на российских месторождениях в 2008-2010 г.г.

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

Источник: Bellona

В целом, с учетом off-take-контрактов, в 2010 году АРМЗ произвел 5173,4 тонн урана, увеличив по сравнению с 2009 годом его производство лишь на 500 тонн.

Планируя увеличить добычу, холдинг АРМЗ активно ведет разведку новых урановых месторождений на территории России и в 2011 году начал разработку перспективных, по его оценкам, месторождений на своих предприятиях – ЗАО «Эльконский ГМК», ЗАО «Горное», ЗАО «ОГХК» и ЗАО «Лунное».

2.3. 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. Кроме метода карьерной добычи руды и 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 30% (в 2010 - 38%) массы добытого в мире урана, на открытые месторождения (карьеры) – 17% (в 2010 - 30%), способом подземного выщелачивания добывалось 46% (в 2010 - 21%) урана, еще 7 (в 2010 - 11%) получались как побочный

продукт при разработке других видов полезных ископаемых (таблица 11).

Таблица 11 – Метод добычи урана в 2011 г.

Метод	тонн U	%
Подземный (за исключением Olympic Dam)	16,059	30%
Карьерный	9268	17%
СПВ	25,296	46%
Побочный продукт	3987	7%

Источник: www.world-nuclear.org/info/inf23.html

2.3.1. Производство урана на заводах

Урановую руду, извлеченную из горного массива открытым (карьерным) или шахтным (подземным) способом, доставляют на гидрометаллургический завод, где ее сначала 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 перевода 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 оксида U_3O_8 , называемого желтым кеком, осаждают из раствора, сушат и укладывают в стальные емкости.

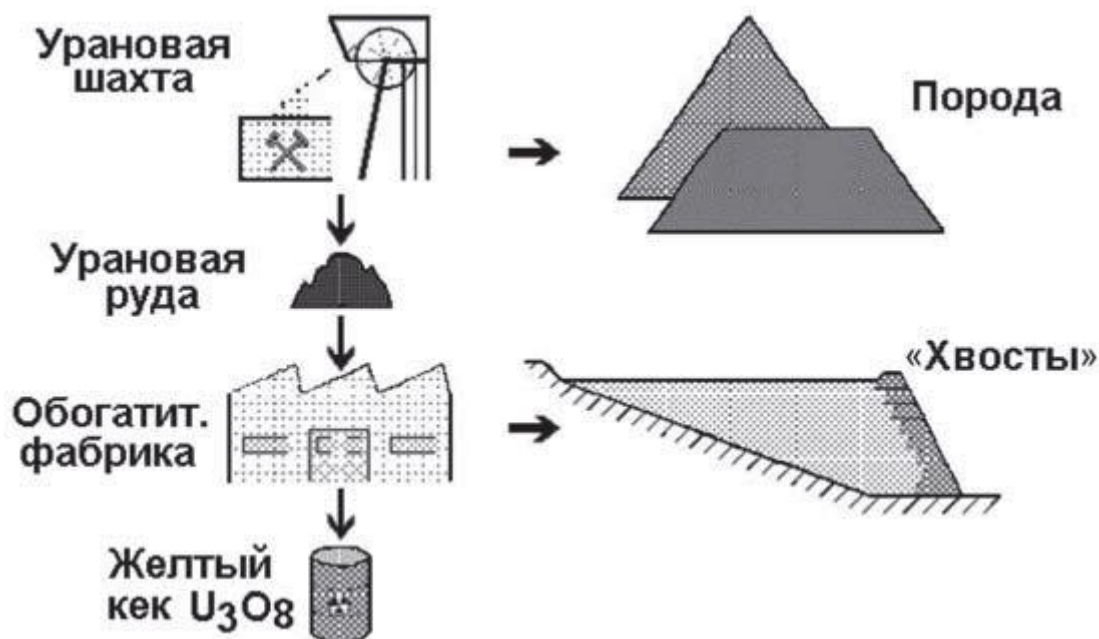


Рисунок 5 - Схема производства урана

Источник: Bellona

2.3.2. Метод подземного выщелачивания

Применяют два метода подземного выщелачивания – скважинный и шахтный.

При скважинном подземном выщелачивании (рис. 6) месторождение руды вскрывается системой скважин, располагаемых 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.

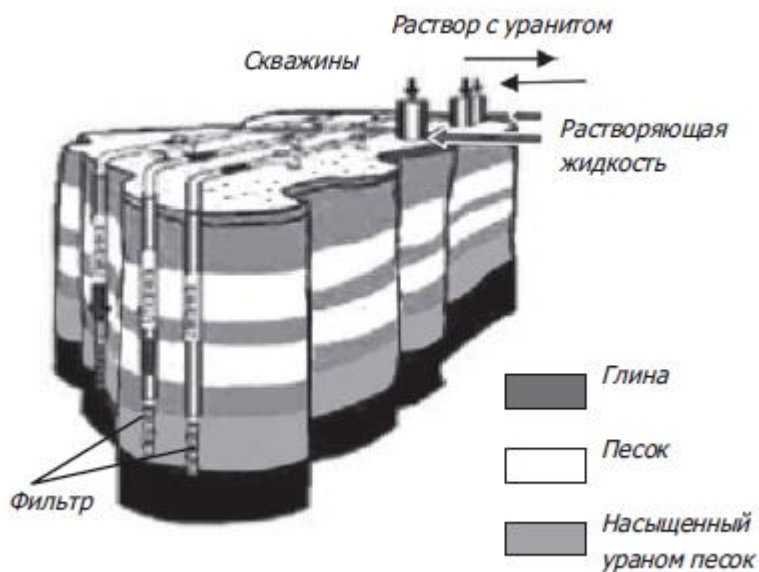


Рисунок 6 - Схема скважинного подземного выщелачивания

Источник: Bellona

2.3.3. 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. 7).

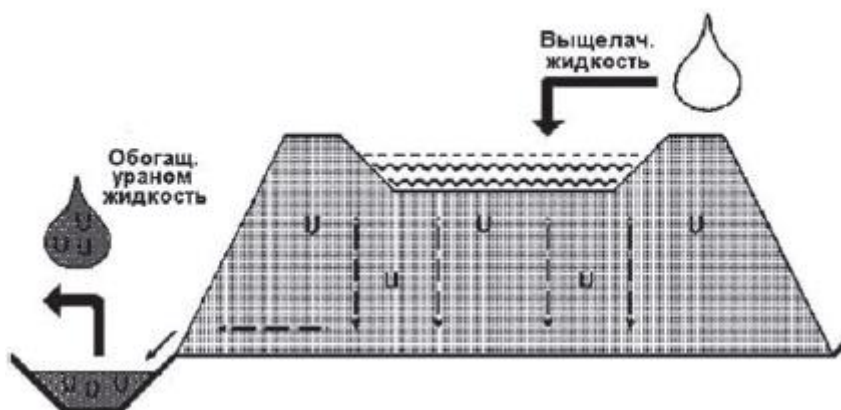


Рисунок 7 – Схема кучного выщелачивания урановой руды

Источник: Bellona

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.

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

Спотовая цена U_3O_8 в начале 2012 года держалась на уровне 52,5 доллара США за фунт. В Приложении 1.4 показана динамика средневзвешенных цен на желтый кек для операторов гражданских ядерных реакторов США (рис. 8).

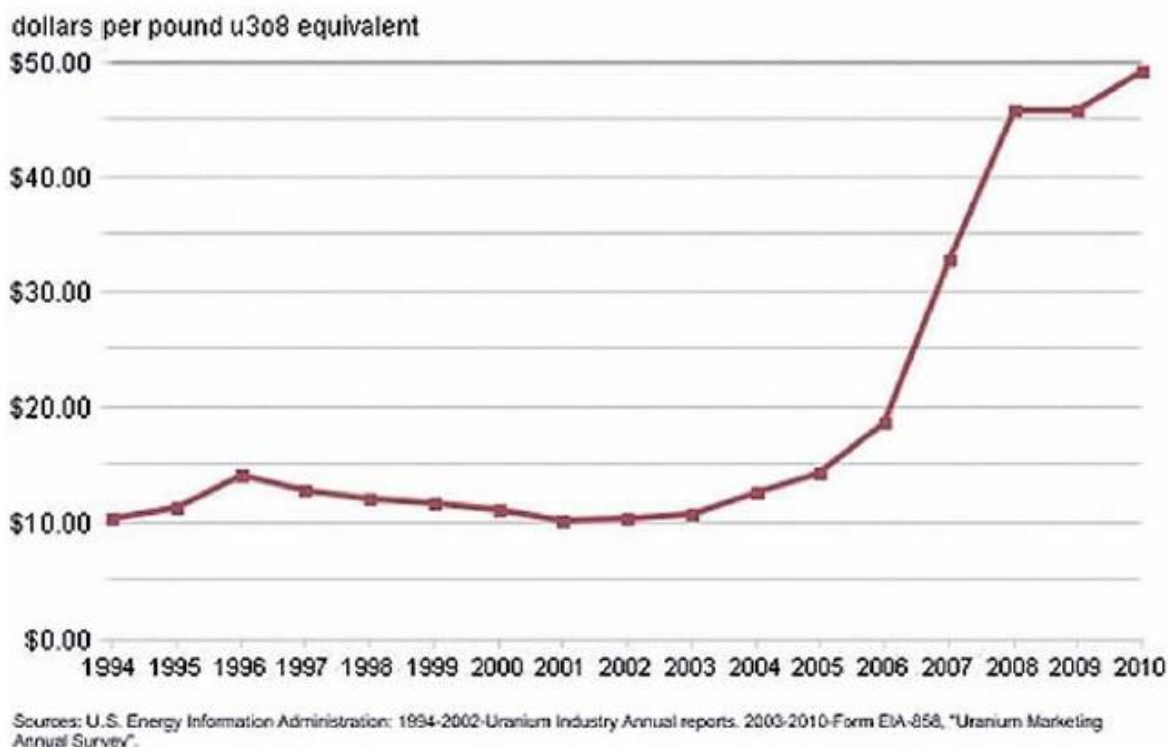


Рисунок 8 – Средневзвешенная цена урана для операторов гражданских ядерных реакторов США, поставки 1994 -2010 г.г.

Источник: Bellona

2.4. 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 ураниты, которые затем направляют в конверсионное производство.

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.

В 2010 году совокупные мировые мощности по конверсии гексафторида урана (UF_6) составили около 76 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. 20 декабря 2011 года на сублиматном заводе ОАО «СХК» состоялся физический пуск первой очереди установки «сухого» гидрофторирования оксидов урана.

2.4.1. 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 гекса фторида – 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 оксида урана в гексафторид расположены в Северске (ОАО «Сибирский химический комбинат»), Ангарске (ОАО «Ангарский электролизный химический комбинат») и Глазове (ОАО «Чепецкий механический 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.

В 2010 году совокупные мировые мощности по конверсии гексафторида урана (UF₆) составили около 76 тыс. тонн природного урана в год, а по диоксиду урана (UO₂) – 4,5 тыс. тонн в год. Спрос на конверсию UF₆ составил около 62 тыс. тонн. 20 декабря 2011 года на сублиматном заводе ОАО «СХК» состоялся физический пуск первой очереди установки «сухого» гидрофторирования оксидов урана.

2.4.2. Изотопное обогащение

Целью изотопного обогащения является повышение содержания U-235, который делится нейтронами любых энергий, с концентрации 0,7% (природный уран) до 2,4% и выше. Уран в виде гексафторида является очень удобным химическим соединением для изотопного обогащения природного урана.

2.4.2.1. Технологии обогащения

Существуют следующие технологии обогащения: *газовое центрифугирование, газовая диффузия, лазерное обогащение, электромагнитное разделение, жидкостная термодиффузия, аэродинамическая сепарация* и некоторые другие. В последнее время активно испытываются лазерные технологии обогащения. Комиссия по ядерному регулированию (NRC), США, опубликовала положительный доклад по работам с планируемой установкой по лазерному обогащению мощностью 3-6 млн EPP (единица работы разделения). Компания «Глобал лазер энричмент» завершила первоначальный этап программы испытаний технологии обогащения путем разделения изотопов лазерным возбуждением (SILEX).

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 разряжением 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.

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 уранразделительных 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, осаждают и прокаливают осадок либо подвергают влажному восстановительному пирогидролиту 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. *Источник: Bellona*

2.4.2.2. Предприятия по обогащению урана

Первые мощности по обогащению урана были построены для производства оружейного урана, а первые реакторы – для производства плутония для оружия. Сегодня наработка 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.

В таблице 12 указаны предприятия различных стран, на которых производится обогащение урана.

Таблица 12 - Предприятия по обогащению урана

Страна	Объект	Тип	Эксплуатационный статус	Процесс	Гарантии МАГАТЭ	Мощность × 1000 ЕРР/год
Аргентина	Pilcaniyeu	Гражд.	Возобновление операций	GC	Да	20-3000
Бразилия	Resende	Гражд.	Строительство	GC	Да	120
	Shaanxi	Гражд.	Эксплуатация	GC	Да	500-1000
Китай	Lanzhou II	Гражд.	Эксплуатация	GC	Предложено	500
	Lanzhou (new)	Гражд.	Эксплуатация	GC	Нет	500
Франция	George Besse I	Гражд.	Плановый вывод	GD	Да	10 800
	George Besse II	Гражд.	Эксплуатация	GC	Да	7500-11 000
Германия	Gronau	Гражд.	Эксплуатация	GC	Да	2200-4500
Индия	Ratehalli	Военн.	Эксплуатация	GC	Нет	15-30
Иран	Natanz	Гражд.	Строительство	GC	Да	120
	Qom (Fordow)	Гражд.	Строительство	GC	Да	5-10
Япония	Rokkasho	Гражд.	Эксплуатация	GC	Да	1050
Нидерланды	Almelo	Гражд.	Эксплуатация	GC	Да	3800
Сев. Корея	Yongbyon	-	-	GC	Нет	-
Пакистан	Kahuta	Военн.	Эксплуатация	GC	Нет	20-30
	Military	Военн.	Эксплуатация	GC	Нет	Неизвестно
Россия	Новоуральск (Свердловск-44)	Гражд.	Эксплуатация	GC	Нет	13 300
	Зеленогорск (Красноярск-45)	Гражд.	Эксплуатация	GC	Нет	7900
	Северск (Томск-7)	Гражд.	Эксплуатация	GC	Нет	3800
	Ангарск	Гражд.	Эксплуатация	GC	Нет	2200-5000
Великобритания	Capenhurst	Гражд.	Эксплуатация	GC	Да	5000
США	Paducah, Kentucky	Гражд.	Подготовка к выводу	GD	Предложено	11300
	Piketon, Ohio	Гражд.	Строительство	GC	Предложено	3800
	Eunice, NM	Гражд.	Эксплуатация	GC	Предложено	5900
	Areva Eagle Rock, Idaho	Гражд.	Эксплуатация	GD	Предложено	3300-6600
	GLE, Wilmington, NC	Гражд.	Плановый вывод	GD	Нет информации	3500-6000

Примечание. GC – газоцентрифужный процесс обогащения, GD – газодиффузионный процесс обогащения.

Источник: Bellona

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.

2.5. Обогащенный уран (виды и объемы производства)

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 2010 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 2010 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.

2.5.1. Использование ВОУ для военно-морского флота

Реакторы на быстрых (промежуточных) нейтронах с жидкометаллическим 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, где имеется единственный в России стенд для обращения с активными зонами этого типа.

ВОУ с различным повышенным обогащением используется и на кораблях с водоводяными реакторами различных 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 военноморских реакторах (достаточно для 5000 единиц ядерного оружия). *Источник: Bellona*

2.5.2. 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 Корея подозреваются в наличии программ по обогащению.

В 2010 году спрос на мировых рынках услуг по обогащению урана равнялся 42-47 млн ЕРР в год. В то время как совокупные мировые мощности по обогащению равнялись приблизительно 60 млн ЕРР в год.

Основными поставщиками услуг по обогащению урана являются ТК «ТВЭЛ» и ОАО «Техснабэкспорт» (TENEX), URENCO (англоголландско-германский концерн), Areva (Франция) и USEC (United States Enrichment Corporation), совместно контролирующие 95% рынка. Технологии обогащения имеют двойное назначение, что ограничивает возможности для появления новых больших игроков на рынке. Китай, Южная Корея, Украина и Казахстан планируют сооружение новых установок по изготовлению топлива. В Казахстане установку мощностью 400 тонн урана в год, которая будет введена в эксплуатацию в 2014 году, сооружают совместно Areva и «Казатомпром».

Совокупный мировой спрос на топливо из обогащенного урана в 2010 году составлял примерно 11 тыс. тонн.

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.

2.5.3. 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 СП «Ангарский международный центр обогащения урана» (СП «Ангарский МЦОУ»), который стал основой МЦОУ и Банка топлива. В этом же году к МЦОУ присоединился Казахстан. Переговоры о присоединении к договору по созданию МЦОУ велись с Украиной, Арменией, Южной Кореей, Финляндией, Бельгией, Монголией. Россия пригласила для участия и 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 (51%). 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 декабре 2010 года совет управляющих МАГАТЭ утвердил создание Банка низкообогащенного урана МАГАТЭ, который будет принадлежать агентству и управляться им в качестве гарантирующего 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.

Основная функция МЦОУ – хранение, обслуживание и реализация гарантийного запаса НОУ.

Планы и перспективы. В 2011 году существенного прироста объемов производства урана не произошло. Максимальный прирост может быть не более 5% по сравнению с 2010 годом. До аварии на АЭС «Фукусима» цена урана на спотовом рынке равнялась 160 долларам за 1 кг закиси-оксида урана (U₃O₈).

После событий в Японии 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.

3. УРАНОВОЕ ОКСИДНОЕ ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО

3.1. 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.

Обычно ядерное топливо представляет собой комбинацию различного сырьевого материала и 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 (PuO₂ + UO₂).

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 урана-235. Урановое

оксидное топливо используется в качестве ядерного горючего в основном в реакторах типа PWR, BWR, PHWR, LWGR и AGR.

3.1.1. 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 °С происходит фазовый переход, при котором изменяется кристаллическая структура урана, что сопровождается увеличением его объема.

При длительном облучении в температурном интервале 200-500 °С уран подвержен радиационному росту. 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 это 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 уран и природный 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 Pu-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 этот урановый материал 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. если даже 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 урана, рециклированного и изготовленного на основе природного. В этом случае из этой 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 менее «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 растрескиванием 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 –двуокись урана UO_2 . Ее температура плавления равна $2800\text{ }^{\circ}C$, плотность – $10,2\text{ г/см}^3$. У двуокиси урана нет фазовых переходов, она менее подвержена набуханию, чем сплавы урана. Это позволяет повысить выгорание до нескольких процентов. Двуокись урана при высоких температурах не взаимодействует с цирконием, ниобием, нержавеющей сталью и другими материалами, используемыми при изготовлении ТВЭЛов. Основным недостатком керамики –низкая теплопроводность – $4,5\text{ кДж/(м.К)}$, 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 и др. Материал матрицы и определяет радиационную стойкость и теплопроводность дисперсионного топлива.

В реакторах с жидкометаллическим 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 ТВЭЛлах, как правило, гомогенное. Иногда применяется дисперсионное, или матричное, топливо, когда крупинки топлива (чаще в виде керамики) включаются в матрицу из инертного (неделящегося) разбавителя, обладающего хорошими ядерными и механическими свойствами и приемлемой теплопроводностью.

3.2 Процесс изготовления (фабрикации) ядерного топлива

Процесс фабрикации топлива на предприятиях проходит четыре этапа:

- 1) производство UF_6 ;
- 2) преобразование UF_6 или UO_3 в UO_2 ;
- 3) производство из UO_2 порошка и затем таблеток;
- 4) производство ТВЭЛов и ТВС.

Фабрикация топлива – это процесс создания топливных сборок для ядерных реакторов, при котором из обогащенного гексафторида урана

создается диоксид урана (UO_2) и фабрикуется в форме таблеток. Чаще всего урановые таблетки загружаются в трубки из циркониевого сплава или нержавеющей стали, формируя, таким образом, топливные элементы и тепловыделяющие сборки, которые используются в активной зоне атомных реакторов.

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 (ВП). И, наконец, происходит грануляция, 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 иметь 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 плохую теплопроводность.

Для обеспечения максимальной эффективности реакции деления оболочки ТВЭЛов и другие составляющие ТВС должны быть максимально прозрачны для нейтронов. Основными материалами, используемыми сегодня для оболочки, 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 с обогащенным ураном изготавливаются методом холодного прессования и спекания. Их укладывают столбцом внутри тонкостенных чехлов из таких материалов, как сплавы циркония или не-

ржавеющая сталь. Топливные элементы затем собираются в кассеты (сборки ТВС). Чтобы увеличить теплопередачу между таблетками и оболочкой, ТВЭЛы заполняются гелием и завариваются с двух сторон. ТВЭЛы в кассете удерживаются решетками, расположенными с некоторыми интервалами по длине ТВС. Такая конструкция допускает определенную гибкость системы, обеспечивая компенсацию изменения размеров и позволяя теплоносителю свободно циркулировать вдоль ТВЭЛов.

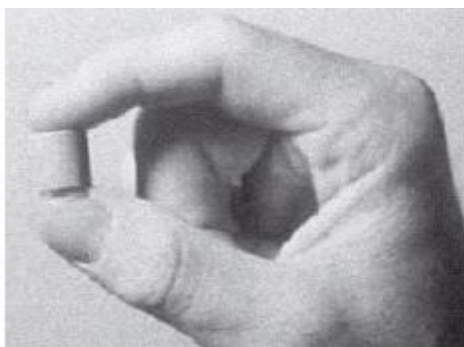


Рисунок 9 – Таблетка из урана

Источник: Bellona

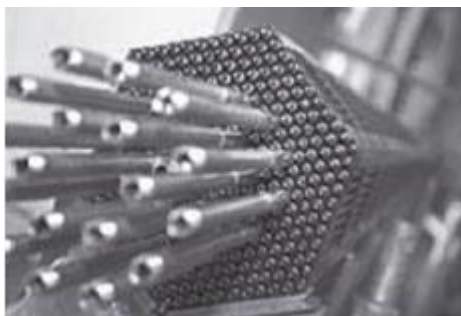


Рисунок 10 – Тепловыделяющая сборка (ТВС)

Источник: Bellona

3.3. 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 13 – Структура затрат на создание ядерного топлива

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

Источник: Nuclear Energy Institute (NEI), 2007 (TradeTech, 2009), UxCConsulting Company (UxC), 2009.

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).

Ежегодный спрос на услуги по фабрикации топлива для легководных реакторов составляет 7 тыс. тонн обогащенного урана (выражаемого в тоннах металлического урана – tonnes of heavy metal (или tHM)). По оценке WNA, спрос на фабрикацию ядерного топлива для легководных реакторов к 2015 году вырастет до 9,7 тыс. tHM. Потребность в фабрикации топлива для тяжеловодных реакторов (типа CANDU) сегодня составляет 3 тыс. tHM/год. Потребность в услугах по фабрикации топлива будет расти, если будет увеличиваться объем атомной генерации.

Главными заказчиками услуг 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.

Таблица 14 – Мощности по фабрикации ядерного топлива в мире для легководных реакторов, tHM в год (данные на 07.12.2010)

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
	NFI (BWR)	Kumatori	0	360	284
	NFI (PWR)		0	250	250
Япония	Mitsubishi Nuclear Fuel	Tokai Mura	475	440	440
	GNF J	Tokai Mura Kurihama	0 2000	750 2000	750 0
Казахстан	ULBA	UstKamenogorsk	2000	2000	0
Южная Корея	KNFC	Daejeon	600	600	600
Россия	МСЗ (ТВЭЛ)	Электросталь	1450	1200	1200
	НЗХК (ТВЭЛ)	Новосибирск	250	200	400
Испания	ENUSA	Juzbado	0	300	300
Швеция	Westinghouse AB	Västeras	600	600	600
	Westinghouse	Springfields	950	600	860
Великобритания	AREVA Inc.	Richland	1200	700	700
	AREVA Inc.	Lynchburg	0	700	700
США	GNF	Wilmington	1200	1200	750
	Westinghouse	Columbia	1500	1500	1500
Всего:			13 433	14 758	12 862

Примечание. 1) Данные об объеме мощностей по фабрикации топлива в Казахстане могут быть неточными. Казахские мощности по фабрикации никогда не использовались полностью. По оценкам УХС, казахские фабрики 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).

Источник: Bellona

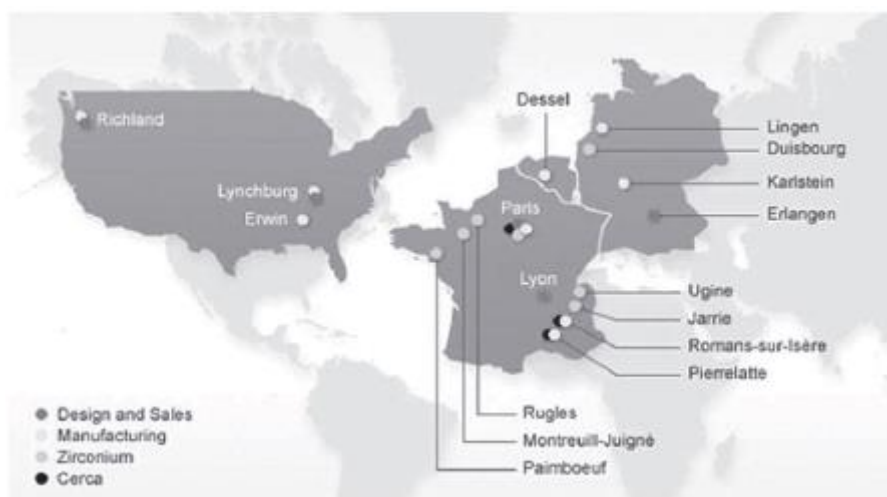


Рисунок 11 – Расположение заводов по производству ядерного топлива в Европе и США.

Источник: Bellona

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 (см. Приложение).

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).

AREVA Group (бывшая Framatome Advanced Nuclear Power – FANP)

AREVA Group является ведущим мировым производителем ТВС для водо-водяных реакторов. Изготавливая почти 196 000 топливных сборок для АЭС, AREVA захватила 35% рынка производства топливныхборок для легководных реакторов. Из них две трети рынка составляют ТВС для водоводяных реакторов под давлением (PWR и ВВЭР) и одну треть рынка ТВС для кипящих реакторов (BWR).

AREVA Group принадлежат пять предприятий по фабрикации топлива: FCF и SPC в США, ANF в Германии, FBFC в Бельгии и Франции (табл. 15).

Таблица 15 – Предприятия AREVA Group

Предприятие	Оператор	Производительность* Порошок/таблетки/ ТВС (MT 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 и BWR
Linchburg, США**	AREVA Inc.	0/0/600	PWR
Richland, США	AREVA Inc.	1200/700/700	PWR и BWR

* Номинальная мощность.

** Завод закрыт в начале 2011 года.

Источник: Bellona

Westinghouse

Штаб-квартира Westinghouse находится в Monroeville (штат Пенсильвания), а основные предприятия – в Южной Каролине (США) и Vasteras (Швеция).

Все производство компании сосредоточено на заводе в Columbia (США) и предприятиях аффилированных компаний (табл. 16).

Таблица 16 – Предприятия Westinghouse

Предприятие	Производительность* Порошок/таблетки/ ТВС (MT урана в год)	Тип топлива
Columbia, США	1500/1500/1500	PWR и ВВЭР
Vasteras, Швеция	600/600/400	PWR и BWR
Springfields, Великобритания**	440/440/0	Экспорт порошка
ENUSA, Juzbado, Испания	0/400/400	PWR, BWR

* Номинальная мощность.

** Полная мощность 700 MT урана в год; 260 MT урана для реакторов AGR, 440 MT урана для реакторов LWR.

Источник: Bellona

3.3.1. Производство ядерного топлива в странах Европы

Фабрикация уранового оксидного топлива в Европе выполняется в следующих странах:

Германия – завод Линген (Lingen), является дочерней компанией AREVA Group, производит порошок закиси-оксида урана (U₃O₈),

топливные таблетки, ТВЭЛы и другие узлы для активной зоны. С начала операций (1977 г.) на предприятии сфабриковано более 20 000 ТВС.

Бельгия – завод Dessel, производит узлы для PWR, топливные гранулы и ТВЭЛы, комплектующие, ТВЭЛы из МОКС-топлива.

Франция – завод Pierrelatte (Drome), производит комплектующие для PWR сборок; завод Romans-sur-Isere (Drome), производит окись урана (UO₂), топливные таблетки, форсунки, ТВЭЛы и узлы для PWR.

Великобритания – завод Springfields, производит порошок, таблетки и ТВС.

Испания – завод Juzbado, производит таблетки и ТВС.

3.3.2. 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 работают 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 производится окись урана (UO₂), агрегаты для PWR и BWR, стержни выгорающих поглотителей (карбид бора). На заводе в Эрвине (штат Теннеси) нитрат уранила преобразуется в обогащенный оксид урана и передается на завод в Ричланде, где его преобразуют в гранулы для производства топлива.

3.3.3. Производство ядерного топлива в России

В России топливо для ядерных реакторов производится на предприятиях топливной компании «ТВЭЛ» (ТК «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. «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 состав ТК «ТВЭЛ» входят три основных завода по фабрикации топлива: ОАО «Машиностроительный завод» (Электросталь, Московская обл.), ОАО «Новосибирский завод химконцентратов» (Новосибирск, Новосибирская обл.) и ОАО «Чепецкий механический завод» (Глазов, Удмуртия), на котором изготавливаются циркониевые изделия и урановая продукция. Эти предприятия производят 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).

3.3.3.1. Комплекс фабрикации ядерного топлива

Непосредственно ядерное топливо фабрикуется на ОАО «Машиностроительный завод» (ОАО «МСЗ») и ОАО «Новосибирский завод химконцентратов» (ОАО «НЗХК»). Цирконий для изготовления ТВЭЛов производят на Чепецком механическом заводе (ОАО «ЧМЗ»).

ОАО «Машиностроительный завод» является основным поставщиком ТВС. Основой производственной программы предприятия является фабрикация ядерного топлива, которое поставляется 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 отдельных топливных компонентов (топливных таблеток). Завод имеет полный цикл производства ЯТ – от конверсии гексафторида урана в порошок диоксида урана до изготовления ТВС. На рынок ядерное топливо поставляется как в виде ТВС для использования в ядерных реакторах АЭС, так и в виде компонентов ЯТ-порошка и таблеток из двуоксида урана.

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 приготовления пресс-порошка на оборудовании фирмы Hosokawa, и по этой технологии изготовлено 140 тонн таблеток. Введено в эксплуатацию производство по изготовлению порошка двуокиси урана по АДУ-процессу.

ОАО «Новосибирский завод химконцентратов» производит топливо в основном для ВВЭР-440 и ВВЭР-1000. Кроме этого, ОАО «НЗХК» выпускает 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 пиро гидролиза 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» является единственным в России производителем циркония, сплавов на его основе, а также изделий из циркониевых сплавов ядерной чистоты, природного и обедненного урана.

Предприятия ТК «ТВЭЛ» планируют в средней и долгосрочной перспективе развивать технологии и запускать в производство новые виды ядерной продукции, в том числе:

- ТВС с профилированным топливом, с хвостовиком-фильтром и центральным закреплением ТВЭЛов для РБМК-100;
- рабочие кассеты второго и третьего поколений для ВВЭР-44;
- ТВСА-12 для ВВЭР-1000 (развитие конструкции ТВСА);
- ТВСА четвертого поколения для ВВЭР-1000, АЭС-2006;
- ТВЭГИ для ТВС-2 ВВЭР-1000 и ТВС «Квадрат».

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

**Таблица 17 – Фактические объемы производства ТК «ТВЭЛ»
(блок фабрикации ЯТ) по видам топливной продукции в
2007-2010 гг.**

Продукция	2007	2008	2009	2010
ТВС ВВЭР-1000, шт.	1373	1289	1398	1498
ТВС ВВЭР-440, шт.	1790	1834	1577	1808
ТВС РБМК-1000, ТВС РБМК-1500, шт.		3530	3360	3630
ТВС БН-600, шт.	282	236	223	249
ТВС ЭГП-6, шт.		-	144	144
ТВС научно-исследовательских реакторов, шт.	71	96	465	445
Итого ТВС:	6890	7129	6984	7568
Итого таблеток керамического топлива:	-	1042,1	1289	1463,5

Источник: Bellona

3.3.3.2. Международная интеграция российских компаний по фабрикации топлива

Потребителями топлива, фабрикуемого на предприятиях ТК «ТВЭЛ», являются следующие компании: ОАО «Концерн Росэнергоатом» (Россия), национальная атомная энергогенерирующая компания «Энергоатом» (НАЭК «Энергоатом», Украина), ЗАО Армянская атомная электростанция» (Армения), «Национальная электрическая компания» (Болгария), «Венгерская энергетическая компания» (MVM Rt), акционерное общество «Словацкие электростанции», «Фортум Пауэр энд Хит ОУ» (Финляндия), акционерное общество «ЧЕЗ» (Чехия), «Компания индустрии атомной энергии» и «Дзяньсуньская корпорация ядерной энергии» (Китай), «Департамент по атомной энергии» правительства Индии 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, «ТВЭЛ» ведет работу по созданию смешанного уран-плутониевого топлива (МОКС-топлива).

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 налажен 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 перегрузок для каждого из блоков. В августе 2010 года в Чехии была завершена полная перегрузка первого энергоблока АЭС «Темелин» российским ядерным топливом с досрочной выгрузкой американского. Перевод энергоблока № 2 АЭС «Темелин» на российское топливо планировали осуществить в 2011 году. ТК «ТВЭЛ» проявляет заинтересованность в строительстве ядерного топливного завода в Словакии и Чехии.

Сотрудничество с AREVA NP. ТК «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.

3.3.4. Производство ядерного топлива в Китае

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

В 2008 году State Nuclear Power Technology Corporation (SNPTC) получила согласие топливных компаний на изготовление ТВС для китайских реакторов AP-1000 (топливо для 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 AP-1000. Завод создается в Баотоу, мощность первоначально 200 т/год, а начиная с 2013 года – до 2 тыс. т/год.

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

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

Вторая база запущена в CNNC Хайван, провинция Чжэцзян, в дельте Янцзы, в 120 км юго-западнее Шанхая. Основные направления работы базы: развитие производства оборудования для атомной отрасли; подготовка персонала, обучение; развитие прикладной ядерной науки и отраслей промышленности (медицинская, сельскохозяйственная, радиационного контроля и т. д.). Наряду с этими крупными центрами существуют завод по созданию AP-1000-модулей в Хайяне и завод в провинции Хубэй для проектов AP-1000 и производных CAP-1400. Центр по атомной энергетике «Тяньвань» (открыт в феврале 2010 года в дельте реки Чжуцзян, провинция Гуандун), как ожидается, станет центром производства энергетического оборудования, поставок оборудования и услуг для ядерно-энергетических проектов.

Цель – к 2020 году производить здесь 45% рынка ядерного оборудования.

3.3.5. Производство ядерного топлива в Японии

Единственный производитель ЯТ для реакторов с кипящей водой и реакторов с водой под давлением в Японии – это Nuclear Fuel Industries, Ltd. (NFI). Компания основана в 1972 году путем интеграции ядерного бизнеса The 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 KEPCO (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, а вырастет еще на 600 тонн в год. Строительство завода будет осуществляться в рамках совместного предприятия Areva и Mitsubishi Materials Corporation (MMC), Mitsubishi Corporation (MC) и Mitsubishi Heavy Industries Ltd. (MHI), в котором французская компания владеет долей в 30%. На заводе будет осуществляться переработка обогащенного урана в диоксид урана.

3.3.6. Производство ядерного топлива в Казахстане

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

Завод был построен в 1949 году и первое время специализировался на металлургии урана. Ранее завод изготавливал сплавы ВОУ с бериллием для использования 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 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 трудноскрываемых урансодержащих материалов.

Урановое производство АО «УМЗ» состоит из следующих основных заводов:

- бериллиевый завод, который изготавливает металлический бериллий, сплавы, керамику и обработанные бериллиевые продукты;
- танталовый и сверхпроводниковый завод, который изготавливает продукты из тантала, 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 ФГУП «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 Nuclear Fuel Industries Ltd. (NFI) подписано соглашение о производстве компонентов ядерного топлива для японского рынка.

3.3.7. 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 создании концерна «Укратомпром», предусматривающее слияние государственного предприятия НАЭК «Энергоатом» и предприятий ядерного топливного цикла 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. центрифугах, 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 стержней. Кроме этого, на территории Исфаханского ядерного центра изготавливаются циркониевые губки (50 т в год), циркониевые трубки (2 т в год) и лента (10 т в год). По некоторым данным, это производство начало работать 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.

4. МОКС-ТОПЛИВО

МОКС-топливо (МОХ-топливо) – это ядерное топливо, состоящее из смеси диоксидов урана и плутония. Главной причиной того, что ядерная энергетика пытается идти сегодня 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 двуокиси и плутоний – энергетический или оружейный.

4.1. 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. Следует заметить, что технологии изготовления МОКС-топлива из оружейного и гражданского 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. Технология 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. 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 совершенно гомогенный твердый раствор, образующий после кальцинации при температуре $600\text{ }^\circ\text{C}$ 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.

Третья технология производства UO_2 - PuO_2 представляет собой совместную конверсию раствора нитратов плутония и урана, которая основана на дегидратации и денитрации растворов методом микроволнового (СВЧ) нагрева. Технологическая схема этого процесса показана на рисунке 12 и представляет собой нечто среднее между процессом получения сухого порошка (BNCOGEMA) и процессом водного осаждения (AUPUC). Эта технология требует особенно эффективной очистки отходящих газов, но очень удобна для автоматизации и применения защитных перчаточных боксов.

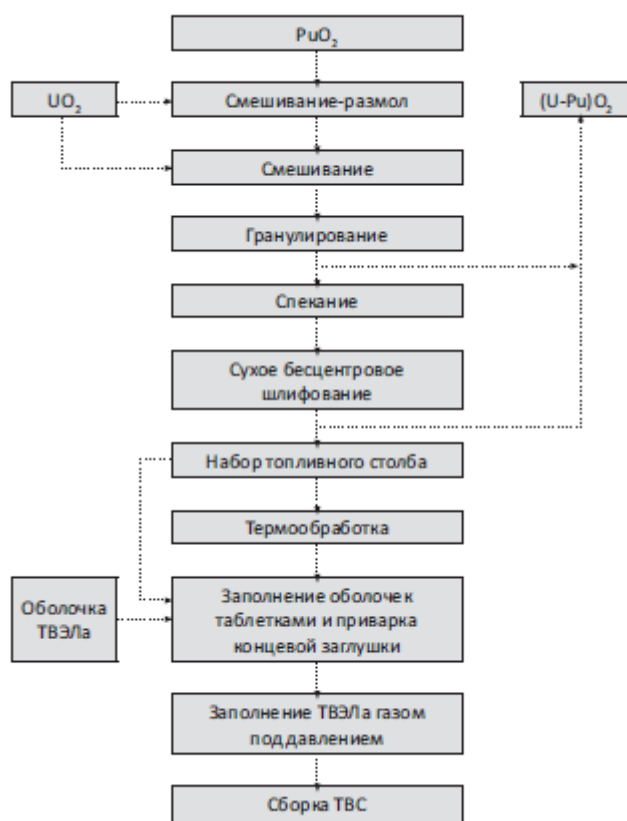


Рисунок 12 – Типичный процесс изготовления МОКС-топлива.

Источник: Bellona



Рисунок 13 – Прямое производство МОКС-порошков из раствора нитратов урана и плутония

Источник: Bellona

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 вернулись к методу аммиачного соосаждения урана и плутония. По этой технологии было изготовлено 12 ТВС для БН-600, большая часть которых прошла реакторные испытания.

4.2. Мировые мощности по изготовлению и переработке (сжиганию) МОКС-топлива. Перспективы использования МОКС-топлива в мире после аварии на АЭС «Фукусима»

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 сегодня и прогноз до 2015 года показаны в таблице 18.

Таблица 18 – Мировые возможности 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, Железногорск	0	60
Великобритания, Sellafield	40	0
Индия	20	20
Итого:	250	400

Источник: Bellona

Нынешние производственные мощности по изготовлению смешанного уран-плутониевого оксидного топлива составляют около 250 тонн тяжелого металла (ТМ).

Основное производство расположено во Франции, Великобритании и Индии, а несколько установок меньшей мощности имеются в России и Японии. В октябре 2010 года японская национальная топливная лаборатория (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 сказаться 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.

4.2.1. 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 Belgonucleaire и SOGEMA начали совместно производить МОКС-топливо на предприятиях в Десселе (Бельгия) (введено в эксплуатацию в 1973 г.) и в 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. Концентрация плутония в топливе не превышает 5,3%. В Бельгии в декабре 1993 года было разрешено загрузить два реактора МОКС-топливом не более чем на 20% мощности, 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 стоят перед лицом ряда 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 высокорadioактивным 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 производится 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 энергетическая компания «Электрисите де Франс» (EDF) 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 вышесказанного 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 экономическим недостаткам МОКС-топлива прибавить уже существующие экологические последствия функционирования атомной, в том числе плутониевой промышленности, то есть смысл классифицировать и рассматривать плутоний как отходы. В этом случае появится надежда, что будущим поколениям придется обращаться с меньшим количеством плутония, чем это может быть 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 Argeva по заказу японских энергетических компаний перерабатывает японское ОЯТ и выпускает МОКС-топливо. До аварии на него частично было переведено четыре японских блока. Теперь их осталось три. Кроме этого, Argeva объявила об отказе от покупки урана и ядерного топлива на сумму 191 млн. евро. Причиной этому послужило закрытие реакторов в Японии и Германии, сообщает World Nuclear News (8 августа 2011 г.).

Великобритания

Задержится и возвращение в Японию высокоактивных отходов (ВАО), полученных от переработки ОЯТ в Великобритании, на атомном комплексе Селлафилд. По утверждению британцев, намеченная на 2011 год отправка партии ВАО может быть отменена. Авария на японской АЭС «Фукусима» сказала 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.

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 сообщил, что после того, как Япония закрывает 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. Заключение по этому вопросу должно было быть вынесено до конца 2011 года. 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».

4.2.2. Использование МОКС-топлива в Японии

После аварии на АЭС «Фукусима» японская программа по использованию МОКС-топлива испытывает серьезные трудности из-за противодействия местных властей.

В мае 2004 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 обоснованны: с 1986 по 2011 год на японских АЭС произошло более десяти достаточно серьезных аварий, в результате которых пострадало более 500 человек. 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 Токае и 50 т – на заводе в Роккасе).

Расположенная на побережье примерно в 200 км к югу 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.

С использованием МОКС-топлива работают два энергоблока «Михама-3» и «Така-хама-4», которые принадлежат компании КЕРСО. Однако функционирование этих реакторов столкнулось с рядом проблем. Так, «Михама-3» был остановлен 9 августа 2004 года после гибели 5 человек, и возобновил свою работу 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 «Фуген», 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).

4.2.3. 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.

МОКС-завод в штате Южная Каролина строит совместное предприятие Shaw-Areva MOX Services. Начало коммерческой эксплуатации завода намечено на 2018 год. До аварии на АЭС «Фукусима» о своем согласии обсудить возможность использовать МОКС-топливо объявляли TVA и компания Energy Northwest. TVA могла бы стать крупнейшим или одним из крупнейших покупателей МОКС-сборок сразу для двух своих станций. На сегодняшний день никаких формальных изменений в позиции компании не произошло. Но комментарии ее представителей звучат уклончиво. 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. 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 AP-1000.

4.2.4. 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 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 Россия проектирует и строит малую серию (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, высвобождаемый от демонтажа ядерных боеприпасов. Но для этого необходимо будет отложить переработку ОЯТ реакторов БН-800 до того момента, когда значительная часть выделенного энергетического и высвобождаемого 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 Горно-химическом комбинате в Железногорске, 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 высвобождаемый 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 оружейного.

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 UO₂-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, нежели в UO₂, что необходимо учитывать при анализе безопасности реактора.

Не совпадают и термофизические характеристики МОКС-топлива и UO₂-топлива.

В МОКС-топливе теплопроводность ниже, что при одинаковом уровне энерговыделения вызывает более высокую температуру (на 50-100 °K по центру) и большее накопление энергии, по сравнению с UO₂-топливом.

МОКС-топливо имеет более низкую температуру плавления, чем UO₂-топливо. МОКС-топливо, по сравнению с UO₂-топливом, имеет более высокое остаточное тепловыделение в долгосрочном плане, что может быть опасным при возникновении серьезных аварий в бассейне-охладителе.

В Физико-энергетическом институте 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 альфа-активность, нежели UO₂-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 большой 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 Pu-241, удельная радиотоксичность которого в 40 раз выше, чем радиотоксичность основного изотопа Pu-239. При хранении Pu-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 короткоживущих 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 Pu-241. При использовании в легководных реакторах МОКС-топлива, изготовленного с использованием оружейного плутония, годовая наработка Pu-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, во французских АЭС) требуемое число ВВЭР возрастает в 6 раз по сравнению с быстрыми реакторами.

4.3. Некоторые вопросы экономики МОКС-топлива

Стоит отметить, что 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 Комиссии по атомной энергии Японии (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 долл. 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 19 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.

Таблица 19 – 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
ТВС ВВЭР		
Природный уран	400	-
Обогащение урана (4,4% по U-235)	600	-
Выделение плутония из ОЯТ	-	5600
Коммерциализация регенерированного урана (обогащение 0,65% по U-235)	-	140
Изготовление ТВС	200	1300
Всего:	650	6760
ТВС ВВЭР		
Природный уран	400	-
Обогащение урана (4,4% по U-235)	600	-
Выделение плутония из ОЯТ	-	5600
Коммерциализация регенерированного урана (обогащение 1,2% по U-235)	-	420
Изготовление ТВС	300	1300
Всего:	1300	6480

Источник: Bellona

Как следует из таблицы 19, стоимость ТВС из МОКС-топлива для РБМК и, соответственно, выработанной электроэнергии примерно в 10 раз больше 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 (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 оксида 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 бое зарядов), составит 1900 долларов за 1 кг 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 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.

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

Источник: Bellona

5. 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.

5.1. Высокообогащенный уран

Высокообогащенный уран, 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 по U-235). 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 современного типа урановых бомб обычно требуется 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 соглашениям между Россией и США высокообогащенный уран разбавляется низкообогащенным и переводится в категорию энергетического для использования его в реакторах АЭС. Соглашение ВОУ-НОУ между правительствами России и США было заключено в 1993 году. 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 по соглашению, 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 2010 года глобальный запас ВОУ (не только категории «оружейный») всех стран, который находится под контролем МАГАТЭ,

составлял около 1475 тонн. Однако, по оценкам экспертов, более 10% ВОУ из всего мирового запаса МАГАТЭ не контролирует.

Таблица 20 – Запасы ОДМ в различных странах на начало 2010 г.

Страна	Оружейный плутоний (метрических тонн)	Высокообогащенный уран (U-235 85% и выше) (метрических тонн)
США	91,9	260
Россия	124 (200)	616
Великобритания	7,6	2,4
Франция	6	21
Китай	4	16
Израиль	0,8	0,3
Индия	3,5	1,3
Пакистан	0,1	2,6
Северная Корея	0,04	
Другие страны, не обладающие ядерным оружием и не находящиеся под контролем МАГАТЭ	10	

Источник: Bellona

5.2. Плутоний

Плутоний (Pu) – искусственный радиоактивный трансурановый химический элемент III группы Периодической системы химических элементов Менделеева, атомный номер 94, относится к актиноидам. Были предприняты попытки обнаружить Pu в природе. Его след был найден в микроскопических количествах (0,4-15 частей Pu на 1012 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 (самого долгоживущего изотопа плутония, период полураспада 80 млн. лет) были обнаружены в цериевой 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 слое поверхности

Земли составляет лишь несколько десятков килограммов. Весь остальной плутониевый материал, который в сегодняшних количествах измеряется сотнями тонн, является исключительно искусственным элементом. Его нарабатывают в ядерных реакторах из урана-238. При захвате ядром U-238 нейтрона вновь образованное ядро в результате бета-распада переходит в нептуний-239 (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 к северу от 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 построили 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.

Несколько 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.

5.2.1. Физико-химические свойства изотопов плутония

Плутоний – очень тяжелый серебристоблестящий металл, 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, самой низкой электропроводностью (лишь марганец составляет ему конкуренцию). 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 21 указаны самые значимые изотопы для изготовления ядерного оружия и использования плутония в качестве ядерного горючего.

Таблица 21 – Изотопы плутония

Нуклид	Период полу- распада (лет)	Излучение	Удельная активность (Бк/г×10 ⁶)
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

Источник: Bellona

Эти же изотопы 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 (WGПу) (плутоний оружейного качества), определяемый как плутониевый материал, содержащий не более 7% изотопа Pu-240;
- топливный плутоний (FGПу), определяемый как плутониевый материал, содержащий от 7% до 18% изотопа Pu-240;
- реакторный плутоний (RGПу), 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.

5.3. Изотопы плутония

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

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 равен взрыву 20 000 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 падает, 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 – девять в Хэнфорде (штат Вашингтон) и пять 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. 22).

Как видно из таблицы 22, 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 этого, оружейный плутоний можно выделять из ОЯТ при его переработке, что и осуществляется в России на ПО «Маяк» в реакторах, которые остались в эксплуатации.

Таблица 22 – Промышленные ядерные реакторы России

Предприятие, месторасположение	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	УГК	II	1958	1992
	ОК-135	УГКЦ	III	1962	1993
	ОК-206	УГКЦ	III	1964	2010

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

Источник: Bellona

Плутоний-238 является первым открытым изотопом плутония. Его ядра (как и всех изотопов плутония с четными массовыми числами) не делятся, поэтому он не может служить ядерной взрывчаткой. Изотоп Pu-238 при самопроизвольном делении ($5,1 \times 10^6$ делений на 1 г/ч) имеет очень высокую тепловую мощность – 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 1кг 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-240 – основной изотоп, загрязняющий оружейный Pu-239. Pu-240 хорошо делится, лучше, чем U-235. Однако большое количество такого изотопа увеличивает требуемую критическую массу, создавая тем самым проблему нейтронного фона.

Плутоний-241 также делим, как и Pu-239, имеет низкий нейтронный фон и умеренную тепловую мощность и потому непосредственно не влияет на удобство применения плутония. Он распадается через 14 лет в америций-241, который очень плохо делится и выделяет много тепла – 106 Вт/кг. Сам Pu-241 сильно не нагревается (всего 3,4 Вт/кг), несмотря на свой очень короткий период полураспада, благодаря очень слабому бета-распаду.

Плутоний-242 – один из самых интенсивных изотопов. Интенсивность испускания нейтронов Pu-242 – 840 000 делений/с/кг (вдвое выше, чем у Pu-240), кроме того, он плохо подвержен делению. При заметной концентрации Pu-242 серьезно увеличивает требуемую критическую массу и нейтронный фон. Имея большую продолжительность жизни и малое сечение захвата, Pu-242 накапливается в переработанном реакторном топливе.

5.4. 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., 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 закрыты. 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 (см. Приложение). Из них около 7 тонн принадлежит Великобритании, 6 тонн – Франции, 2 тонны – Китаю, остальное – Индии, Израилю и другим ядерным странам.

5.4.1. 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 23 указаны данные по количеству плутония, который находится в ОЯТ легководных и быстрых реакторов.

Таблица 23 – Количественные данные о наличии урана и плутония в ОЯТ одной активной зоны реактора

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

Источник: Bellona

В таблице 24 показано общее количество накопленного ОЯТ и прогноз по его накоплению до 2050 года, а также количество плутония в этом ОЯТ.

Таблица 24 - Количество накопленного ОЯТ и прогноз по его накоплению до 2050 года

	2000	2010	2025	2050
Масса ОЯТ, т	15 000	23 000	33 000	50 000
Количество плутония, т	90	140	240	500

Источник: Bellona

Если АЭС работает в проектном режиме производства энергии, то типичный изотопный состав образующегося плутония будет отличаться от оружейного. В таблице 25 приведен примерный изотопный состав плутония, образующегося в легководном реакторе типа ВВЭР с глубиной выгорания топлива 33 МВт/сут/кг.

Таблица 25 - Изотопный состав плутония

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

Источник: Bellona

Меньшее содержание в энергетическом плутонии изотопа Pu-239, а также большое содержание изотопа Pu-240 делает энергетический плутоний менее предпочтительным материалом для производства ядерных боеприпасов, чем оружейный. Тем не менее энергетический плутоний может быть непосредственно использован для изготовления ядерного взрывного устройства. Оно, при всех прочих равных условиях, будет иметь лишь большие размеры, конструкция будет сложнее, мощность на порядок меньше.

США в 1962 году в Неваде (а в 1974 г. – в Индии) провели испытания ядерного заряда, в котором в качестве расщепляющегося материала был использован энергетический плутоний, которые 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 является «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 (по 34 т), который был объявлен США и Россией избыточным. Более 80% из всех запасов выделенного гражданского плутония хранится на трех площадках в Европе (Ла Хара, Маркуль, Селлафилд) и в России (ПО «Маяк»). По различным данным, около 7-10 тонн плутония расплыено по земному шару в результате испытаний ядерного оружия, потерь при производстве, аварий на различных ядерных установках. Выделенный гражданский плутоний принадлежит странам, до сих пор занимающимся переработкой ОЯТ или заключившим контракты по его переработке. Есть страны, обладающие небольшими собственными запасами плутония и хранящими его на своей территории, например Германия, Италия, Нидерланды и Швейцария.

США обладает 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 настоящий момент на ее

территории хранится около 100 тонн гражданского 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 выделенного 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 гражданского плутония.

Россия. 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. 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 плутония, находящиеся на территории России, возросли в 2009 году до 47,7 т против 46,5 т в 2008 году. Из этого числа 300 г плутония, хранящегося в России, принадлежат другому государству. В то же время 600 г российского гражданского плутония находились в 2009 году за рубежом и поэтому не включены в общую сумму российских запасов». Общее количество гражданского плутония во всех видах, имевшегося на конец 2009 года в России, оценивается как 169,7 т. Прирост за год составил 7,2 т.

5.5. Обращение с плутонием и его утилизация

На сегодня в мире существуют две точки зрения на дальнейшее обращение с плутонием. В США большинство экспертов склоняются к захоронению 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 смешанного уран-плутониевого топлива (МОКС-топливо). 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 плутония. Предусматривается, что американская сторона выделит до 400 млн долларов в российскую программу утилизации избытков оружейного 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, – Уральский электрохимический комбинат (Новоуральск, Свердловская обл.), Пензенский приборостроительный завод (Заречный, Пензенская обл.), Приборостроительный завод (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. В результате демонтажа 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, предназначенное 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. 26).

Таблица 26 – Размещение и характеристики плутония на ПО «Маяк»

Объект	Назначение	Масса, т	Активность, мКи
ХДМ	Хранение оружейного плутония	25	130
Здание реактора «А»	Хранение энергетического плутония	38	Более 100 000
Суммарная активность – более 100 000 мКи ($3,7 \times 10^{22}$ Бк)			

Источник: Bellona

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 в случае 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 – бомбардировщик времен Второй мировой войны)? С учетом столетнего срока хранения необходимо, несомненно, 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.

5.6. 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 самый разгар холодной войны число ядерных боезарядов составляло, по некоторым оценкам, около 30 тысяч. 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.

Договор рассчитан 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. Договор сменил истекший в декабре 2009 года СНВ-1. 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 состояли 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).

6. ОТРАБОТАВШЕЕ ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО

Отработавшее ядерное топливо (ОЯТ) – это ядерные материалы и продукты деления, находящиеся в составе отработавших (облученных) тепловыделяющих сборок (ТВС), которые извлечены из ядерного реактора после их использования (облучения). Строго говоря, отработавшее ядерное топливо представляет собой гомогенно-гетерогенную высокорadioактивную смесь конструкционных материалов (потерявших прочность и герметичность и ставших радиоактивными), а также смесь радионуклидов (остатки имевшегося и образовавшегося нового ядерно-делящегося материала).

Эта смесь уже не может быть ядерным топливом как таковым. А 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.

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 до 180 тыс. Ки (960-6700 ТБк) радиоактивности. Через год активность 1 кг ОЯТ снижается до 1 тыс. Ки (37 ТБк), через 30 лет – до 0,26 тыс. Ки (9,6 ТБк). 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. 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.

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 «мокроем» бассейне в течение 3-5 лет.

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

На начало 2010 года в мире было накоплено около 240 000 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 27.

Таблица 27 – Количество ОЯТ в первой десятке ядерных стран

Страна	Накоплено ОЯТ (тонн ТМ)	Политика по обращению с ОЯТ
Канада	37 300	Прямое захоронение
Финляндия	16 00	Прямое захоронение
Франция	13 500	Пе реработка
Германия	58 50	Прямое захоронение
Япония	19 000	Пе реработка
Россия	22 000	Частичная переработка
Южная Корея	10 900	Хранение с неопределенным будущим
Швеция	54 00	Прямое захоронение
Великобритания	58 50	Пе реработка с неопределенным будущим
США	64 500	Прямое захоронение

Источник: Bellona

Ежегодная мировая наработка ОЯТ для каждого из трех типов реакторов при их проектной мощности 1 ГВт и операционной мощности 90% приведена в таблице 28.

Таблица 28 – 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.

Источник: Bellona

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

6.1.1. 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 сотни лет. Ядерные страны сами регулируют вопросы способов и длительности 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 «мокрое» хранилище на территории Андреевой губы 1.

«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. «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 °С для циркониевых 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. Примером промежуточного хранилища также является «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 нет полной картины того, как в краткосрочной перспективе (в первые 100 лет) будет вести себя отработавшее топливо. Поэтому наиболее успешные проекты (например, SKB, Швеция) по размещению топлива под землей предусматривают легкое извлечение топлива из контейнера. 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, имеющих 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.

6.2. Переработка ОЯТ

Перерабатывать ОЯТ начали с целью получения плутония для ядерного оружия. 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 АЭС «Фукусима» только пять стран – Франция, Великобритания, Россия, Япония и Индия сохраняли намерения продолжать политику, направленную на замыкание ядерного топливного цикла и переработку ОЯТ. События на Фукусиме отразились на ядерной политике Японии, и сегодня правительство страны заявляет о закрытии программ строительства быстрых реакторов, а в перспективе – и о выходе 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 29, показывают проектную производительность заводов по переработке ОЯТ, но, как правило, ни одно из указанных предприятий не достигало таких объемов.

Таблица 29 – Потенциал предприятий по переработке ОЯТ

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

* Ввод в эксплуатацию планируется на конец 2012 года.

Источник: Bellona

В настоящее время в мире перерабатывается примерно 4000 тонн отработавшего топлива, извлеченного из коммерческих реакторов. При этом количество ОЯТ, переработанного до настоящего времени, оценивается в 90 000 тонн (при общем накоплении более 250 000 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 400 000 тонн ОЯТ, в том числе в США – около 60 000 тонн, в Европе – 69 000 тонн, в России – 40 000 тонн.

6.2.1. 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 различными методами отделения оболочки ТВЭЛов от топливной композиции, а также различными методами экстракции (процесс извлечения компонентов), которые применяются при разделении

топливной композиции. Общая схема переработки облученного в реакторе уранового топлива изображена на рисунке 14.



Рисунок 14 – Схема переработки ОЯТ

Источник: Bellona

Существующие методы отделения материала оболочки ТВЭЛов от топливной композиции делят 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 с 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 . Оболочку из нержавеющей стали – в кипящей серной кислоте H_2SO_4 . Основным недостатком 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 (пирохимические методы).

Кроме указанных выше методов сегодня применяется комбинированный метод «рубки-выщелачивания». Сборки ТВЭЛов разрезают на мелкие куски, при этом сердечник ТВЭЛа становится доступным действию химических реагентов и растворяется в азотной кислоте. Не растворившиеся оболочки отмывают от остатков задержавшегося в них раствора и удаляют в виде скрапа.

При экстракции, т. е. разделении компонентов топлива, применяют два метода – ПУРЕКС-процесс (Plutonium-uranium recovery by extraction) и РЕДОКС-процесс (Portmanteau for 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. Уран и плутоний, отделенные после первого цикла экстракции, подвергают дальнейшей очистке от продуктов деления, нептуния и друг от друга до уровня, отвечающего техническим условиям ЯТЦ. Это происходит в результате третьего цикла экстракции. Затем уран и плутоний превращают в товарную форму для дальнейшего использования.

СИВЕКС-процесс (Civex) – это воспроизводство 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

закljučаются в их компактности, в 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).

6.3. Политика и экономика обращения с 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 надежной 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 касается 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 – члены ЕС, имеющие 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 призрачны, поскольку повлекут сильное общественное противодействие и те же проблемы, с которыми сталкиваются при строительстве национальных хранилищ. Примером тому являются США, Германия и другие страны. 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 сомнения 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 туннель длиной 4570 м до глубины окончательного захоронения 434 м.

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 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. 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.

Ядерные политические стратегии диктуются ключевыми ядерными державами. К ним относятся шесть стран, которые продолжают или намерены в ближайшее время перерабатывать ОЯТ (Франция, Великобритания, Россия, Япония, Индия и Китай). А также пять стран, которые планируют прямое захоронение ОЯТ (Канада, Германия, США, Финляндия и Швеция), и одна (Южная Корея), 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 в бридерах для использования в будущем. 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 будет 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» еще не обнародовала свою дальнейшую ядерную политику. Однако ясно, 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 быть введены в эксплуатацию в 2012 году. 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 хранения (100 лет) и захоронения ОЯТ и высокоактивных 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 коммунальными местами 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 10 млрд. долларов. В 2010 году администрация президента Обамы окончательно остановила этот проект. В настоящее время все ОЯТ размещается в «сухих» контейнерах на станционных площадках. Для создания новой политики по обращению с ОЯТ в 2010 году была создана специальная комиссия, которая должна провести всеобъемлющий обзор, выработать рекомендации и подготовить доклад в отношении долгосрочных безопасных решений для государственного управления обращением с ОЯТ и РАО.

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 геополитику в мире в целом. 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 такими, как Иран, Северная Корея, Израиль и др.

Увеличивается количество стран, ведущих добычу урана. Рынок урана активизировался, и такие страны, как Казахстан, Канада, Австралия и Россия, сегодня добывают около 70% мирового урана. Даже катастрофа на Фукусиме существенно не повлияла на мировой рынок природного урана. ГК «Росатом» продолжает скупать активы уранодобывающих компаний. Сегодня компания «Атомредметзолото» по запасам урана является второй в мире 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?

Нарастают 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. 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 «Форду» 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. Сейчас там всего 174 центрифуги. Для сравнения: на уже действующем заводе в Натанзе смонтировано 8 тысяч центрифуг, из них работают только 6 тысяч. Получается, что фактически подземный завод увеличивает способности Ирана обогащать уран в 1,5 раза. Согласно подсчетам, иранцам для получения делящихся материалов, необходимых для создания одной бомбы, нужно всего от трех до шести месяцев при идеальных условиях – т. е. в том случае, если иранские центрифуги нормально работают и качество соответствует необходимым стандартам. Однако, как отмечают эксперты, сегодня остается без ответа более важный вопрос: имеется ли у Тегерана достаточное количество уранового сырья для получения высокообогащенного урана?

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 этих внедрений – улучшение экономики реакторов ВВЭР-440. Концерн «Росэнергоатом» утверждает, что ожидаемый эффект от его 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. К ним следует добавить 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. Проект должен был быть готов в 2011 году, а опытно-промышленная эксплуатация должна начаться в 2012 году.

Кроме этого, разработан технический проект ТВС-2006 для 24-месячного топливного цикла и выгорания до 70 МВт×сут/кг 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-эрибиевого 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 на 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 нерешенной. 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 неприятными 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 2,3-2,5 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 быть таким же искусственным способом 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, которые описаны в настоящем докладе. 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. А пока что 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. 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 направления этого 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 2011 году вступило в силу российско-американское соглашение о сотрудничестве в области мирного использования атомной энергии (Соглашение 123). В подписании этого соглашения была в первую очередь заинтересована 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 сфере 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 ст. 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. Однако Соглашение 123 такую возможность открывает, а Кириенко не будет руководителем атомного ведомства вечно.

Выводы

Атомно-энергетический рынок охватывает несколько рынков. **Первый рынок** – рынок природного урана. Около 64% мировой добычи урана приходится на Казахстан (36%), Канаду (17%) и Австралию (11%). В 2012 г. 45% урана добывалось методом подземного выщелачивания. Цены на уран имеют циклический характер, причем в некоторые периоды цена на уран опускалась ниже себестоимости его добычи (1980-1990 г.г.).

Первое место среди производителей урана сохранила за собой казахстанская компания «Казатомпром» (НАК «Казатомпром»), произведя в 2011 году 8,8 тыс. т. или 17% (в 2010 г. - 10,6 тыс. тонн урана, или 19,9%) от всей мировой добычи. Areva (Франция) занимает второе место, Cameco (Канада) – на третьем, а «Атомредметзолото» (АРМЗ) (Россия) – на четвертом месте. В 2011 году на восемь компаний приходилось 85% от добычи урана в мире.

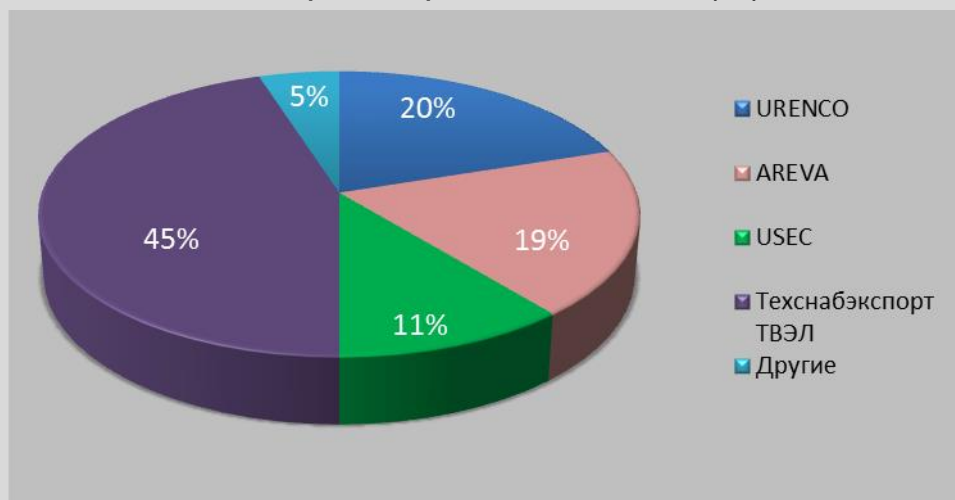
Второй рынок – рынок услуг по обогащению природного урана. Обогащение урана – одна из наиболее дорогих стадий ядерного цикла (по разным оценкам, до 40% общих затрат на производство топлива).

В 2010 году спрос на мировых рынках услуг по обогащению урана равнялся 42-47 млн. ЕРР в год. Емкость мирового рынка услуг по обогащению урана в 2011 году составляла 47-48 млн. ЕРР/год. Ожидается, что в 2012 году емкость мирового рынка услуг по обогащению урана составит около 51,5 млн. ЕРР (с учетом ВОУ-НОУ), прирост по отношению к 2011 году составит 6,5 %. К 2020 году потребность в услугах по обогащению урана может увеличиться до 70-72 млн. ЕРР, к 2030 году – до 88-90 млн. ЕРР.

Основными поставщиками услуг по обогащению урана являются ТК «ТВЭЛ» и ОАО «Техснабэкспорт» (TENEX), URENCO (англоголландско-германский концерн), Areva (Франция) и USEC (United States Enrichment Corporation), совместно контролирующие 95% рынка. Технологии обогащения имеют двойное назначение, что ограничивает возможности для появления новых больших игроков на рынке. Китай, Южная Корея, Украина и Казахстан планируют сооружение новых установок по изготовлению топлива. В Казахстане установку мощностью

400 тонн урана в год, которая будет введена в эксплуатацию в 2014 году, сооружают совместно Areva и «Казатомпром».

Доля глобальных поставщиков услуг по обогащению урана на мировом рынке в 2011г. (%)



Источник: Данные компании ТК «ТВЭЛ»

Совокупный мировой спрос на топливо из обогащенного урана в 2010 году составлял примерно 11 тыс. тонн.

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.

Третий рынок – производство ТВЭЛов (тепловыделяющих элементов для реакторов), здесь много национальных игроков. Крупнейшие – российское ОАО «ТВЭЛ», французская AREVA и японо-американские Toshiba/Westinghouse и GE/Hitachi. Около 6% стоимости производства ядерного топлива приходится на эту стадию ЯТЦ.

Четвертый рынок – рынок дизайна реакторов. На сегодняшний день в мире существует несколько видов атомных реакторов, в том числе российского дизайна, американского (General Electric, Westinghouse) и немецко-французского (Siemens-Framatom).

ПРИЛОЖЕНИЯ

Ядерные энергетические реакторы в мире и потребности в уране (по состоянию на 01.01.2013 г)

В таблице указаны работающие на сегодняшний день реакторы, а также реакторы, которые будут функционировать к 2030 г.

COUNTRY (Click name for Country Profile)	NUCLEAR ELECTRICITY GENERATION 2011		REACTORS OPERABLE Jan 2013		REACTORS UNDER CONSTRUCTION Jan 2013		REACTORS PLANNED Jan 2013		REACTORS PROPOSED Jan 2013		URANIUM REQUIRED 2012
	billion kWh	% e	No.	MWe net	No.	MWe gross	No.	MWe gross	No.	MWe gross	tonnes U
Argentina	5.9	5.0	2	935	1	745	1	33	2	1400	124
Armenia	2.4	33.2	1	376	0	0	1	1060			64
Bangladesh	0	0	0	0	0	0	2	2000	0	0	0
Belarus	0	0	0	0	0	0	2	2400	2	2400	0
Belgium	45.9	54.0	7	5943	0	0	0	0	0	0	995
Brazil	14.8	3.2	2	1901	1	1405	0	0	4	4000	321
Bulgaria	15.3	32.6	2	1906	0	0	1	950	0	0	313
Canada	88.3	15.3	19	13531	0	0	2	1500	3	3800	1694
Chile	0	0	0	0	0	0	0	0	4	4400	0
China	82.6	1.8	16	12918	29	29990	51	59800	120	123000	6550
Czech Republic	26.7	33.0	6	3764	0	0	2	2400	1	1200	583
Egypt	0	0	0	0	0	0	1	1000	1	1000	0
Finland	22.3	31.6	4	2741	1	1700	0	0	2	3000	471
France	423.5	77.7	58	63130	1	1720	1	1720	1	1100	9254
Germany	102.3	17.8	9	12003	0	0	0	0	0	0	1934
Hungary	14.7	43.2	4	1880	0	0	0	0	2	2200	331
India	28.9	3.7	20	4385	7	5300	18	15100	39	45000	937
Indonesia	0	0	0	0	0	0	2	2000	4	4000	0
Iran	0	0	1	915	0	0	2	2000	1	300	170
Israel	0	0	0	0	0	0	0	0	1	1200	0
Italy	0	0	0	0	0	0	0	0	10	17000	0
Japan	156.2	18.1	50	44396	3	3036	10	13772	3	4000	4636
Jordan	0	0	0	0	0	0	1	1000			0
Kazakhstan	0	0	0	0	0	0	2	600	2	600	0
Korea DPR (North)	0	0	0	0	0	0	0	0	1	950	0
Korea RO (South)	147.8	34.6	23	20787	4	5205	5	7000	0	0	3967
Lithuania	0	0	0	0	0	0	1	1350	0	0	0
Malaysia	0	0	0	0	0	0	0	0	2	2000	0
Mexico	9.3	3.6	2	1600	0	0	0	0	2	2000	279
Netherlands	3.9	3.6	1	485	0	0	0	0	1	1000	102

COUNTRY (Click name for Country Profile)	NUCLEAR ELECTRICITY GENERATION 2011		REACTORS OPERABLE Jan 2013		REACTORS UNDER CONSTRUCTION Jan 2013		REACTORS PLANNED Jan 2013		REACTORS PROPOSED Jan 2013		URANIUM REQUIRED 2012
	billion kWh	% e	No.	MWe net	No.	MWe gross	No.	MWe gross	No.	MWe gross	tonnes U
Pakistan	3.8	3.8	3	725	2	680	0	0	2	2000	117
Poland	0	0	0	0	0	0	6	6000	0	0	0
Romania	10.8	19.0	2	1310	0	0	2	1310	1	655	177
Russia	162.0	17.6	33	24164	10	9160	24	24180	20	20000	5488
Saudi Arabia	0	0	0	0	0	0	0	0	16	17000	0
Slovakia	14.3	54.0	4	1816	2	880	0	0	1	1200	307
Slovenia	5.9	41.7	1	696	0	0	0	0	1	1000	137
South Africa	12.9	5.2	2	1800	0	0	0	0	6	9600	304
Spain	55.1	19.5	7	7002	0	0	0	0	0	0	1355
Sweden	58.1	39.6	10	9399	0	0	0	0	0	0	1394
Switzerland	25.7	40.8	5	3252	0	0	0	0	3	4000	527
Thailand	0	0	0	0	0	0	0	0	5	5000	0
Turkey	0	0	0	0	0	0	4	4800	4	5600	0
Ukraine	84.9	47.2	15	13168	0	0	2	1900	11	12000	2348
UAE	0	0	0	0	1	1400	3	4200	10	14400	0
United Kingdom	62.7	17.8	16	10038	0	0	4	6680	9	12000	2096
USA	790.4	19.2	104	102215	1	1218	13	15660	13	21600	19724
Vietnam	0	0	0	0	0	0	4	4000	6	6700	0
WORLD**	2518	13.5	435	374,108	65	65,139	167	184,415	317	359,655	67,990
	billion kWh	% e	No.	MWe	No.	MWe	No.	MWe	No.	MWe	tonnes U
	NUCLEAR ELECTRICITY GENERATION		REACTORS OPERABLE		REACTORS UNDER CONSTRUCTION		ON ORDER or PLANNED		PROPOSED		URANIUM REQUIRED

** Показатель «все в мире» включает в себя 6 реакторов, работающих на Тайване с общей мощностью 4927 МВт, которые генерируют в общей сложности 40400 млн кВт-ч (за 2011), что составляет 19,0% от общей выработки электроэнергии на Тайване. Тайвань имеет два реактора в стадии строительства с общей мощностью в 2700 МВт, и один в стадии проектирования, мощностью, 1350 МВт. Потребности данных реакторов оцениваются на уровне 1291 тонн урана в 2012 году.

Источник: Reactor data: WNA to 31/12/12 (excluding 8 shut-down German units) IAEA- for nuclear electricity production & percentage of electricity (% e) 13/4/12. WNA: Global Nuclear Fuel Market report Sept 2011 (reference scenario) - for U.

За 1996-2009 г.г. 43 реактора были закрыты, а 49 новых реакторов начали работу. В отчете WNA Market Report за 2011 отмечено, что 156 реакторов будет закрыто к 2030 году, и 298 новых выйдут на линию.

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 ЕРР	219 кг	193 ЕРР
0,2%	6,7 кг	5,7 ЕРР	176 кг	228 ЕРР

Классификация ядерных материалов

Ядерные материалы категории 1

Продукты	Ядерный материал	Масса ядерного материала, кг, не менее
Металлические продукты: – металлические изделия, заготовки; слитки, крупка, их сплавы и смеси; – топливные элементы и сборки, содержащие металлическое и интерметаллидное топливо; – бракованные изделия и отходы, перерабатываемые путем переплавки без растворения	Рц, U-233	2 по сумме масс Рц и U-233
	ВОУ	5 по изотопу U-235
	Смесь, совокупность Рц, U-233, ВОУ и других ядерных материалов	2 по сумме масс Рц, U-233, U-235, Np-237, Am, Cf
Продукты с высоким содержанием ядерных материалов: – карбиды, оксиды, хлориды, нитриды, фториды, их сплавы и смеси; – 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)	Рц, U-233	6 по сумме масс Рц и U-233
	ВОУ	20 по изотопу U-235
	Смесь, совокупность Рц, U-233, ВОУ и других ядерных материалов	6 по сумме масс Рц, U-233, U-235, Np-237, Am, Cf

Ядерные материалы категории 2

Продукты	Ядерный материал	Масса ядерного материала, кг
Металлические продукты: – металлические изделия, заготовки, слитки, крупка, их сплавы и смеси; – топливные элементы и сборки, содержащие металлическое и интерметаллидное топливо; – бракованные изделия и отходы, перерабатываемые путем переплавки без растворения	Рц, U-233	≥ 0,5, но < 2 по сумме масс Рц и U-233
	ВОУ	≥ 1, но < 5 по изотопу U-235
	Смесь, совокупность Рц, U-233, ВОУ и других ядерных материалов	≥ 0,5, но < 2 по сумме масс Рц, U-233, U-235, Np-237, Am, Cf
Продукты с высоким содержанием ядерных материалов: – карбиды, оксиды, хлориды, нитриды, фториды, их сплавы и смеси; – 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)	Рц, U-233	≥ 2, но < 6 по сумме масс Рц и U-233
	ВОУ	≥ 6, но < 20 по изотопу U-235
	Смесь, совокупность Рц, U-233, ВОУ и других ядерных материалов	≥ 2, но < 6 по сумме масс Рц, U-233, U-235, Np-237, Am, Cf
Продукты с низким содержанием ядерных материалов: – продукты, требующие сложной обработки; – продукты с концентрацией (содержанием) ядерных материалов от 1 до 25 г/л (от 1 до 25 г/кг)	Рц, U-233	≥ 16 по сумме масс Рц и U-233
	ВОУ	≥ 50 по изотопу U-235
	Смесь, совокупность Рц, U-233, ВОУ и других ядерных материалов	≥ 16 по сумме масс Рц, U-233, U-235, Np-237, Am, Cf

Источник: Bellona

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;	VOU	≥ 0,5 но < 1 по изотопу U-235
– бракованные изделия и отходы, перерабатываемые путем переплавки без растворения	Смесь, совокупность Pu, U-233, VOU 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)	VOU	≥ 2, но ≤ 6 по изотопу U-235
	Смесь, совокупность Pu, U-233, VOU 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)	VOU	≥ 8, но < 50 по изотопу U-235
	Смесь, совокупность Pu, U-233, VOU 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;	VOU	0,5 по изотопу U-235
– бракованные изделия и отходы, перерабатываемые путем переплавки без растворения	Смесь, совокупность Pu, U-233, VOU 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)	VOU	2 по изотопу U-235
	Смесь, совокупность Pu, U-233, VOU 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)	VOU	8 по изотопу U-235
	Смесь, совокупность Pu, U-233, VOU 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, VOU с концентрацией (содержанием) менее 1 г/л (1 г/кг);		Суммарная масса всех ядерных материалов не менее минимальных количеств, приведенных в данной таблице
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		

Источник: Bellona

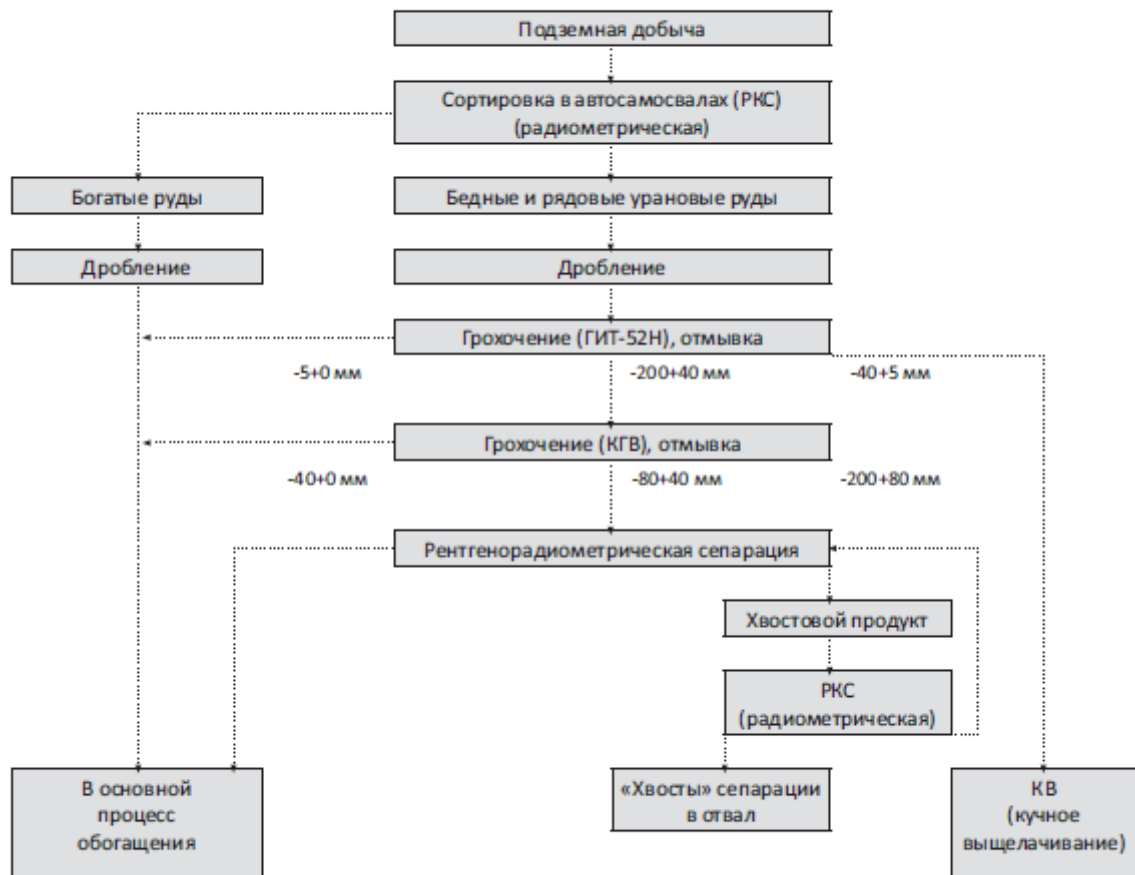
Учет и контроль ядерных материалов в России

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 пунктах 1-5 таблицы	15 г по сумме масс Pu, U-233, U-235 и Np-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

Источник: Bellona

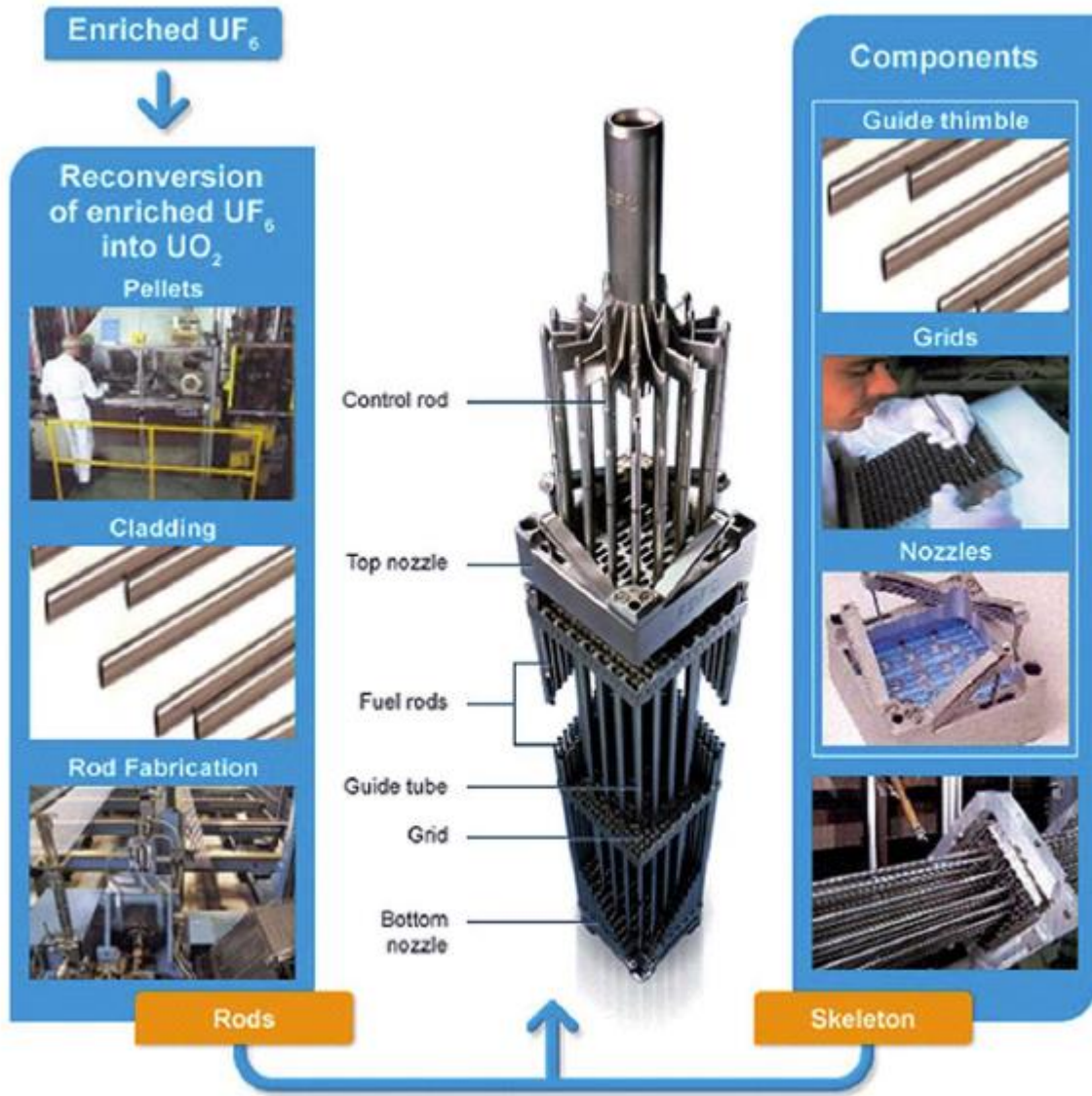
Технологическая схема обогащения урановых руд
(радиометрическая обогатительная фабрика, ППГХО, г. Краснокаменск)



Желтый кек (U_3O_8)

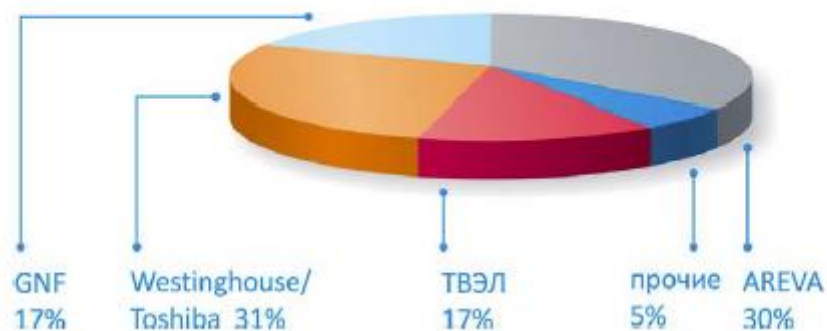
Источник: Bellona

Схема производства топливных сборок

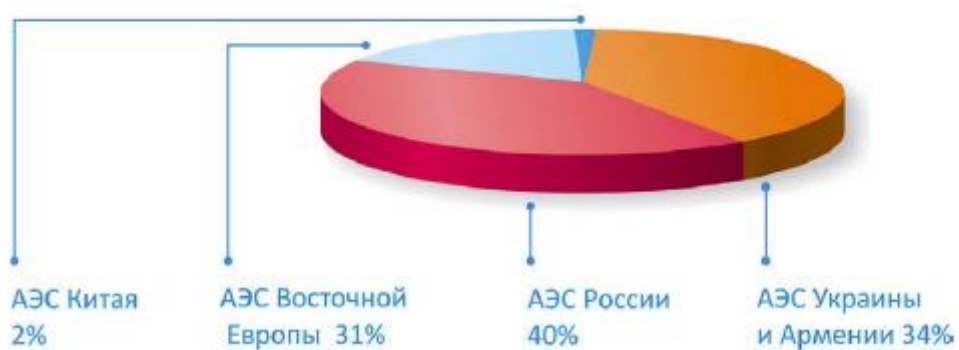


Источник: Bellona

Доля глобальных поставщиков ЯТ на рынке фабрикации



Распределение выручки за ядерное топливо по географическому расположению потребителей



Источник: Bellona

Мировые поставщики ТВС

-  Areva (Франция) – 31% мирового рынка
-  Toshiba (Япония) – кроме собственных мощностей нынешний владелец Westinghouse
-  Westinghouse Electric Company (США), вместе с Toshiba – 26% мирового рынка
-  ТВЭЛ (Россия) – 17% мирового рынка, почти 100% рынка поставок топлива для АЭС с реакторами ВВЭР, 100% – для АЭС с реакторами РБМК, а также с некоторыми другими типами реакторов
-  Japan Nuclear Fuel Limited (Япония) – 17% мирового рынка
-  Mitsubishi Heavy Industries (Япония)
-  Hitachi (Япония)
-  Nuclear Fuel Industries (Япония)
-  General Electric (США)
-  Babcock and Wilcox (США)
-  Cameco (Канада)
-  CNNC (Китай)
-  Siemens (Германия)
-  British Nuclear Fuels (Великобритания)
-  FCN (Румыния)
-  ENUSA (Испания)
-  Korea Nuclear Fuel (Южная Корея) – корейский монополист
-  Nuclear Fuel Complex (Индия) – индийский монополист
-  BelgoNucléaire (Бельгия) – производство MOX-топлива
-  Duke Cogema Stone & Webster (США) – производство MOX-топлива
-  Thorium Power Inc. (США) – производство перспективного ториевого топлива

Источник: Bellona

РОССИЯ	
РБМК-1000	Ленинградская, Курская и Смоленская АЭС
ВВЭР-1000	Нововоронежская, Ростовская, Балаковская и Калининская АЭС
ВВЭР-440	Кольская и Нововоронежская АЭС
БН-600	Белоярская АЭС
ЭГП-6	Билибинская АЭС
УКРАИНА	
ВВЭР-1000	Запорожская, Ровенская, Хмельницкая, Южно-Украинская АЭС
ВВЭР-440	Ровенская АЭС
АРМЕНИЯ	
ВВЭР-440	Армянская АЭС
ЧЕХИЯ	
ВВЭР-1000	Темелинская АЭС
ВВЭР-440	Дуковинская АЭС
ВЕНГРИЯ	
ВВЭР-440	АЭС «Пакш»
БОЛГАРИЯ	
ВВЭР-440, ВВЭР-1000	АЭС «Козлодуй»
СЛОВАКИЯ	
ВВЭР-440	АЭС «Богуннице» и АЭС «Моховце»
НИДЕРЛАНДЫ	
PWR	АЭС Борселе
ФИНЛЯНДИЯ	
ВВЭР-440	АЭС Ловииса
КИТАЙ	
ВВЭР-1000	Тяньваньская АЭС
ИНДИЯ	
ВВЭР-1000	АЭС Куданкулам
ИРАН	
ВВЭР-1000	Бушерская АЭС
АНГЛИЯ	
PWR	Реактор Sizewell B
ШВЕЙЦАРИЯ	
PWR	АЭС «Бецнау и АЭС «Гесген»

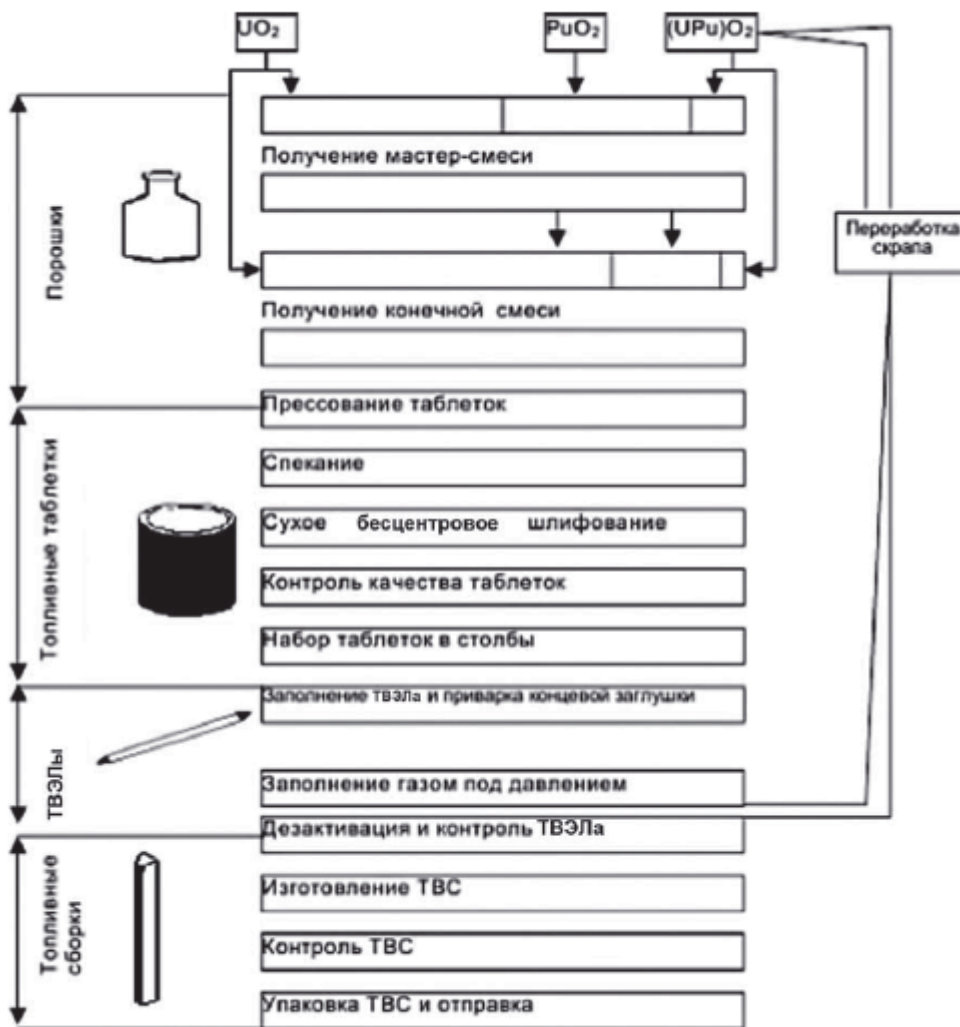
Источник: Bellona

Предприятия ядерного топливного цикла Ирана

Объект	Место расположения	Примечание
Урановые шахты	Эрдекан, 200 км от Исфахана	В эксплуатации. 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.
Завод по отделению руды от пустой породы	Эрдекан	В эксплуатации. Гидрометаллургический комбинат для очистки руды и производства U_3O_8 проектировался в 1997 году российской компанией «Атомредметзолото». Изначально предполагалось его разместить 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.
Завод по производству желтого кека	Эрдекан	В эксплуатации. 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.
Завод по конверсии урана	Исфахан	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.
Завод по обогащению урана	Натанз, 150 км от Исфахана	В эксплуатации. 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 инспекторов МАГАТЭ, совпадает с первыми моделями центрифуг консорциума Urenco (SNOR, G-1), изготовленных на базе документации, покинувшей основателем пакистанской программы в области ОМУ Абдул Кадыр Ханом в начале 1970-х годов. Производительность данных надкритичных центрифуг, с учетом возможного их усовершенствования иранскими специалистами, оценивается, по разным данным, от 0,9 до 5 EPP в год.
Завод по фабрикации топлива	Исфахан	В эксплуатации.
Завод по изготовлению оболочек ТВЭЛов	Исфахан	В эксплуатации.

Источник: Bellona

Типичные этапы процесса изготовления ТВС с МОКС-топливом



Источник: Bellona

Национальные запасы высокообогащенного урана на 2010 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			4,9		
Индия	1,3*					
Израиль	0,3*					
Пакистан	2,6*					
Россия	616*	20*	10*	20*	104	413
Великобритания	11,8	8		1,4		
США	260	130	100	20	104	131
Неядерное оружие				20		

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

Данные по Великобритании и США основаны на их публикациях. Гражданские запасы ВОУ Франции, Великобритании основаны на их декларациях для IAEA. Величины, отмеченные звездочками, – это оценки IPFM, часто 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% для Пакистана и около 40% для 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 вне МСС проекта.

Источник: Bellona

Национальные запасы разделенного плутония на 2010 г.

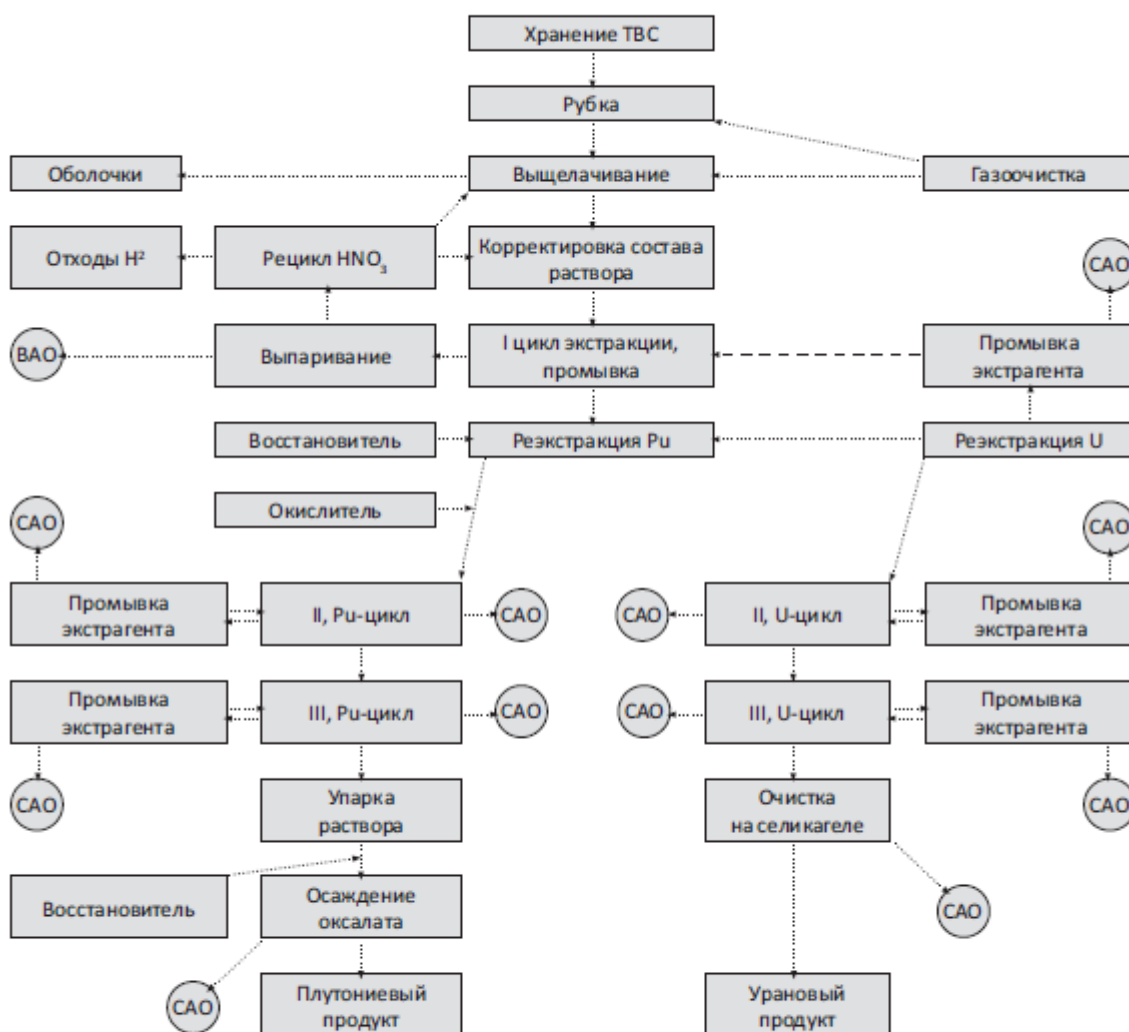
Страна	Запасы плутония, тонны (MT)				
	Военный запас	Избыток военного материала	Дополнительный стратегический запас	Гражданский запас, хранящийся в стране	Гражданский запас, хранящийся вне страны
Китай	1,8*				
Франция	6*			55,9	
Германия				2	7,5
Индия	0,5*		3,5*	0,24	
Израиль	0,8*				
Япония				10	36,1
Северная Корея	0,034*				
Пакистан	0,1*				
Россия	88*	34	6*	47,7	
Великобритания	3,2*	4,4		84,4	0,9
США	38	53,9			

*По оценке IPFM.

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 данные. Неопределенности военных запасов Китая, Франции, Индии, Израиля, Пакистана и России составляют 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.

Источник: *Bellona*

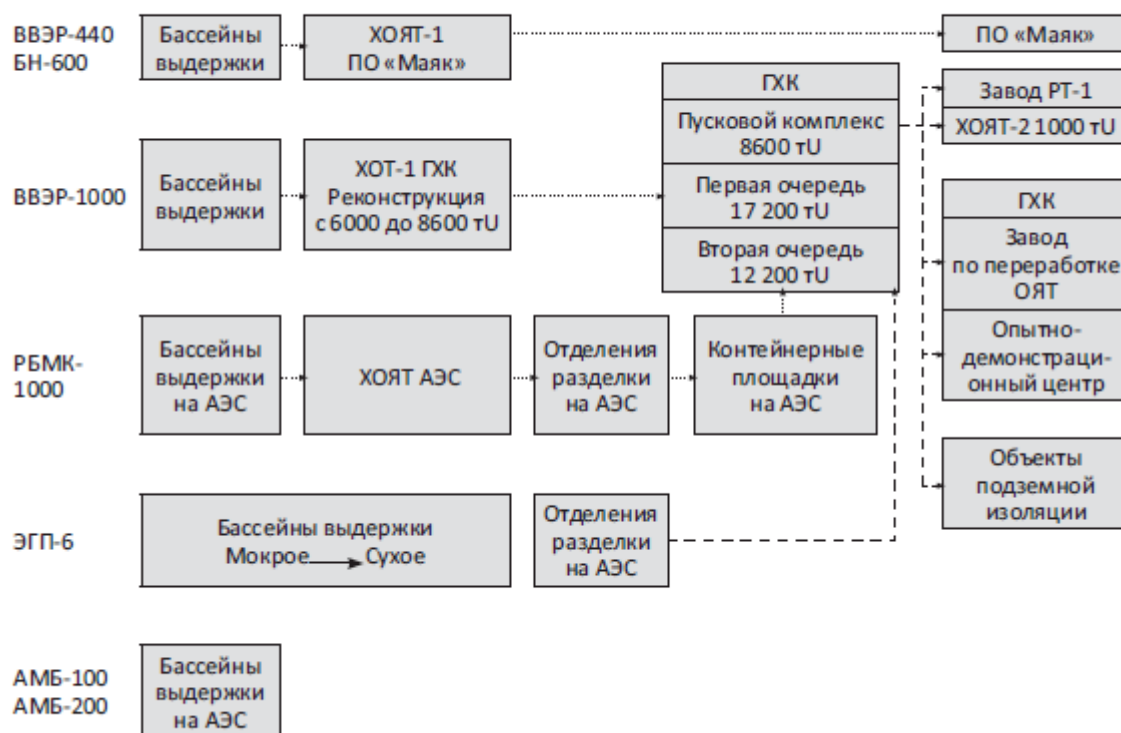
Водноэкстракционная схема переработки ОЯТ АЭС



Примечание. CAO – среднеактивные отходы; BAO – высокоактивные отходы.

Источник: Bellona

Схема обращения с ОЯТ энергетических реакторов



Источник: www.bellona.ru