

## К вопросу замены (диверсификации) ядерного топлива на АЭС с реакторами ВВЭР 1000.

Согласно прогнозу МАГАТЭ, сделанному в 70-х гг. прошлого века, к 2000 году в мире должны функционировать 4500 ядерных энергетических установок. В действительности к настоящему времени в мире действуют 440 ядерных энергетических реактора, т.е. 10% от прогноза. В соответствии с этим же прогнозом предполагался бурный рост цен на природный уран, и обосновывалась необходимость ввода в эксплуатацию реакторов на быстрых нейтронах. Реально же, из-за резкого сокращения ядерно-энергетических программ практически всеми развитыми странами, с 1980 до 2000 года цена на природный уран на региональных рынках упала в четыре раза и, в ближайшие 20 лет какого либо оживления на урановом рынке не предвидится. Крах прогнозов «ядерного ренессанса» ввергло в кризис экономику предприятий ядерного топливного цикла во всем мире. Вложенные в программы развития ЯТЦ огромные средства оказались напрасными затратами. В настоящее время Великобритания, США, Германия, Бельгия и Голландия остановили все программы по строительству бридеров для получения плутониевого топлива. Показательная история самого мощного в мире французского реактора на быстрых нейтронах «Суперфеникс» мощностью 1200 МВт, работавшего на плутониевом топливе. Этот реактор был введен в эксплуатацию в 1986 году и остановлен в 1996. За 10 лет работы этот реактор поставил мировой рекорд неэффективности - суммарное производство электроэнергии 8 ТВт. час, что составляет коэффициент загрузки в расчете на срок службы около 6%.

На этот же период времени отнесены процессы осмысления масштабов проблемы обращения с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ) АЭС. В США предметные исследования проблемы ОЯТ привело к тому, что за десятилетие с 1980 по 1990 годы, стоимость обращения с ОЯТ возросла в 100 раз. Поскольку по состоянию на 1976 год структура топливной составляющей стоимости электроэнергии АЭС с реактором типа в США оценивалась как:

<i>Статья затрат</i>	<i>удельная стоимость (цент/КВт, ч)</i>	<i>%</i>
Добыча и переработка руды	0,25	48,7
Производство гексафторида	0,01	2
Изотопное обогащение	0,2	39
Изготовление топлива	0,046	9
Транспортировка облученного топлива	0,002	0,4
Переработка облученного топлива	0,028	5,4
Обработка и удаление отходов	0,004	0,8
Стоимость произведенного плутония	0,027	5,3

Резкое увеличение стоимости четырех последних позиций с одной стороны повлекло за собой аннулирование заказов на проектирование и строительство АЭС, а с другой стороны определило стратегию США и некоторых других стран, направленную на отказ от переработки и прямое захоронение ОЯТ в геологическом хранилище после длительной выдержки.

Фактически, определяющими явились две особенности ядерного топливного цикла: радиационная опасность технологий топливного цикла и риск распространения ядерных материалов, полученных в результате переработки - должны ограничивать распространение технологий топливного цикла.

Впервые о возможности диверсификации поставок свежего ядерного топлива для ВВЭР 1000 руководством Госкоматома Украины было заявлено в 1992 году, вероятно немедленно после получения соответственного предложения от компании Вестингауз. Называлась главная цель диверсификации - снижение степени политической и

экономической зависимости от России, повышение качества - топливо Вестингауз более качественно, - уровень разгерметизации твэлов почти на порядок ниже российских и продление топливной кампании до пяти лет, уменьшением ежегодного объема перегрузки топлива до 20% его содержания в активной зоне. Цена на свежее ядерное топливо Вестингауз была на 30% выше российского, и, вероятно, декларация о продлении топливной кампании была попыткой экономической компенсации стоимости топлива.

**Сравнение технических характеристик реакторов с водой под давлением, - РЛУК, разработанного фирмой «Вестингауз электрик» в качестве стандартного, и ВВЭР-1000.**

Название реактора	Р\УК	ВВЭР-1000
Мощность, МВт:		
Тепловая	3435	3000
Электрическая (брутто/нетто)	1188/1150	1000
КПД (нетто), %	32,5	31.5
Число циркуляционных петель	4	4
Общая масса топлива, т.	89,1	70
Среднее обогащение топлива, %	2,6	1,6.. 4,4
Глубина выгорания, МВт.сут/т	33000	21-40
Число топливных сборок	193	153
Число твэлов на сборку	264	312
Высота активной зоны, мм	3660	3500
Периодичность перегрузки, мес.	12	12
Доля активной зоны заменяемой при		
Перегрузке, %	13	33
Плотность энерговыделения в топливе, КВт/кг	38,3	
Плотность энерговыделения в активной зоне, КВт/л	104,5	
Плотность линейного энерговыделения в топливе, КВт/м	17,9	
Расход теплоносителя через реактор, т/ч	72000	84800
Давление теплоносителя на выходе из активной зоны, МПа	15,8	15,7
Температура теплоносителя на выходе из активной зоны, ° С	326	322
Число циркуляционных насосов	4	- 4

**Различия в активных зонах ВВЭР и РЛУК.**

В реакторах ВВЭР-1000 в качестве конструкционного материала для дистанционирующих решеток и направляющих каналов используется нержавеющая сталь (около 2 т в активной зоне), в реакторе Р\УК. ее нет.

Для компенсации избыточной реактивности стержней в реакторах ВВЭР-1000 применяется выгорающий поглотитель, в реакторе Р\УЯ в топливо вводится поглотитель нейтронов.

Для оболочек твэлов в реакторе ВВЭР-1000 используется цирконий-ниобиевый сплав. В реакторах Р\У для оболочек твэлов используется циркалой.

Вероятно, что подобие технических характеристик двух типов реакторов было решающим аргументом для диверсификации, различия же представлялись вполне

преодолимыми. Тем не менее, уровень участников переговоров, предмет переговоров и аргументы сторон по вопросу замены российского топлива на топливо Вестингауз были строго конфиденциальными.

Одновременно с процессом переговоров по диверсификации поставок ядерного топлива, шел переговорный процесс с Россией по объему, качеству и цене свежего ядерного топлива в счет компенсации за вывезенные из Украины ядерные боеприпасы.

Параллельно с этим в 1993 году Госкоматом Украины вместе с Академией Наук Украины выступили с предложением о создании собственного ядерного топливного цикла. Несмотря на отсутствие разумной научной, экономической, технологической и кадровой основы предложение было принято и были изданы соответствующие Указ Президента Украины и Постановление Кабинета Министров Украины по программе развития ядерного топливного цикла в Украине. При этом присутствовала неопределенность в назначении ЯТЦ Украины. Под какой тип перспективного реактора строить ядерный топливный цикл. В то время существовало несколько точек зрения: —

- 1) Внедрение как перспективного реактора КАНДУ с технологически несложным ЯТЦ.
- 2) Создание совместной украинско-российской эксплуатирующей организации, что полностью исключало необходимость создания собственного ЯТЦ.
- 3) Создание национальной эксплуатирующей организации, с собственным научным руководителем, проектно конструкторским обеспечением, кадровой, промышленно-производственной инфраструктуры и сырьевой базой для развития собственного ядерного топливного цикла.

Как раз наличие разведанного Новокозачинского уранового рудного узла, некоторых заводов в Харькове и Сумах создало иллюзию осуществимости концепции п.3. Отсутствие кадрового, научного и экономического потенциала, а самое главное разумного обоснования и элементарных возможностей для обращения с радиоактивными отходами и отработавшим ядерным топливом не стали сдерживающими аргументами для украинского политического руководства относительно амбиций в создании собственного ЯТЦ.

Разное понимание перспектив разных субъектов власти и хозяйствования в области перспектив использования ядерной энергии требовал разработки и принятия государственного нормативного акта, разграничивающего сферы ведения, полномочия и ответственность этих субъектов. Принятие в феврале 1994 года Верховной Радой Украины Концепции государственного регулирования ядерной и радиационной безопасности и управления ядерной отраслью вроде бы упорядочил понятийный аппарат, но не остановил ни единого из вышеприведенных процессов.

Именно по причине безответственности и безнаказанности руководства Госкоматома Украины стали возможными строительство и эксплуатация сухих хранилищ отработавшего топлива на Запорожской АЭС, банкротство и расхищение имущества Приднепровского химзавода, вследствие которого был утрачен контроль за девятью хвостохранилищами, содержащими более 40 млн. тонн радиоактивных отходов активностью свыше 75 тыс. Ки.

В одном ряду с вышеприведенными фактами по их злокачественности находятся решение Правительства Украины от 2000 года об исключении из управления НАЭК «Энергоатом» снимаемой с эксплуатации Чернобыльской АЭС, чем разорвана цепь ответственности эксплуатирующей организации и, фактически ответственность возложена на население Украины. Решение НАЭК «Энергоатом» о квалификации шести топливных сборок компании «Вестингауз электрик» на третьем блоке Южноукраинской АЭС явилось продолжением порочной практики атомного директората Украины сначала совершать действия, а потом ставить украинское общество перед фактом, что поскольку действие произведено, платить за него должно общество. Экономическая целесообразность диверсификации ядерного топлива не приводится ввиду особого режима засекречивания всех коммерческих тайн НАЭК «Энергоатом».

Тепловыделяющая сборка (ТВС) ВВЭР-1000 представляет собой конструкцию из 312 тепловыделяющих элементов (ТВЭлов), закрепленных в каркасе из 18 направляющих каналов, 15 дистанционирующих и одной нижней решетки. Концевые детали служат для фиксации

кассеты в установочных гнездах активной зоны. Верхняя концевая деталь содержит пружинный блок компенсации термического удлинения кассеты и допусков на изготовление реактора. Верхняя концевая деталь является съемной, что обеспечивает возможность замены твэлов при перегрузках активной зоны. Нижняя концевая деталь (хвостовик) обеспечивает установку ТВС в реакторе и проток теплоносителя. Основные конструкционные особенности ТВС связаны, прежде всего, с формой ее поперечного сечения. В отличие от мировых аналогов конструкций ТВС, базирующихся на прямоугольной форме, ТВС ВВЭР-1000 имеет гексагональное сечение и поле распределения твэлов. Такая схема рассеяния твэлов обеспечивает высокую равномерность потока теплоносителя и более благоприятное водно-урановое соотношение в активной зоне. Гексагональная форма гарантирует сохранность ТВС при транспортно-технологических операциях в производстве и на АЭС.

#### **Техническая характеристика тепловыделяющей сборки ВВЭР-1000.**

Длина, мм	4570
Масса, кг	681
Форма сечения	шестигранник
Размер шестигранника «под ключ», мм	234
Количество твэлов, шт.	312
Количество направляющих каналов, шт.	18
Количество дистанционирующих решеток, шт.	15
Шаг дистанционирующих решеток, мм	255
Высота дистанционирующей решетки, мм	20
Шаг твэлов, мм	12,75
Наружный диаметр оболочки твэл, мм	9,1
Толщина оболочки твэл, мм	0,62
Материал оболочки твэл, мм	2г+1%МЪ
Топливо в виде таблеток	Ш 2
Обогащение топлива по 11235	1,6 ..... 4,4
Высота топливного столба, мм	3530
Масса топлива в кассете, кг	455,5
Срок работы в активной зоне, год	4

Потеря герметичности твэлов приводит к выходу продуктов деления в теплоноситель, при этом повышается радиоактивность первого контура.

Под воздействием ионизирующего излучения вода разлагается на кислород и водород. При определенном соотношении эта смесь образует гремучий газ, что всегда оставляет опасность возникновения химического взрыва.

По самым разным причинам может возникнуть интенсивное парообразование в первом контуре и произойти паровой взрыв; - энергии при этом будет достаточно, чтобы сбросить крышку реактора или разрушить первый контур. ^

В конструкционных материалах стенок корпуса реактора и трубопроводов неизбежно возникают трещины, развитие которых приводит к авариям. Таким образом, связь герметичности твэлов и безопасностью реакторов есть непосредственная, так же эта связь непосредственно влияет на эксплуатационный ресурс реакторов ВВЭР.

По информации начальника инспекции по надзору за ядерной и радиационной безопасностью объектов атомной энергетики Госатомнадзора России В.М. Кузнецова, для реакторов ВВЭР-1000 средний уровень разгерметизации по АЭС России составляет  $2,5 \times 10^{-5}$ , а для АЭС Украины  $6,8 \times 10^{-5}$ . Поскольку эксплуатация реакторов и в России и в Украине имеет общее научное и конструкторское сопровождение и используется топливо одного завода, причины превышения Украинской эксплуатирующей организацией

эксплуатационных рисков и уменьшение ресурса реакторов, подлежат тщательному расследованию.

Поскольку показатели безопасности действующих ВВЭР 1000 даже на проектном топливе не удовлетворяют перспективным требованиям, предъявляемым к показателям безопасности нового поколения, то необходимо изменить (или доказать, что уже существующие технологические системы могут эффективно работать с новым ядерным топливом) систему:

- хранения, транспортировки и биологической защиты, узла приготовления свежего ядерного топлива;
- контроля и управления, в том числе систему контроля радиационной безопасности и индивидуальной дозиметрии;
- хранения и транспортировки отработавшего ядерного топлива;
- контроля герметичности тепловыделяющих сборок;
- перегрузки ядерного топлива в части транспортно-технологической части;
- очистки воды бассейна выдержки отработавшего ядерного топлива;
- газовых сдувок с зеркала испарения бассейна выдержки;
- сбора организованных протечек;
- сбора и хранения трапных вод;
- обращения с радиоактивными отходами, образующимися при эксплуатации АЭС (оборудование спецкорпуса).

Кроме этого, необходимо:

- провести расчеты эффективности применяемых систем безопасности на АЭС (локализирующих, управляющих, защитных и обеспечивающих);
- провести соответствующие расчеты по эффективности биологической защиты I и II контуров АЭС в режимах нормальной эксплуатации, а также в аварийных режимах;
- пересмотреть нормы водно-химического режима (ВХР) I и II контуров АЭС, а также ВХР бассейна выдержки ОЯТ;
- провести расчеты по эффективности приточно-вытяжной вентиляции гермообъема защитной оболочки.

Водо-водяные энергетические реакторы (ВВЭР) в принципе не могут быть достаточно безопасными. При возникновении неконтролируемой течи в первом контуре реактора ВВЭР (вода в этом реакторе является замедлителем нейтронов и теплоносителем), или нарушается циркуляция воды в системе охлаждения, с определенной степенью вероятности может произойти разрушение активной зоны с последующим выходом радиоактивных продуктов. Гарантировать невозможность разгерметизации системы на данном этапе технического развития просто безответственно.

На АЭС с реактором ВВЭР не предусмотрено надежное предотвращение осушения активной зоны при разрыве какого либо элемента первого контура.

Ни одна из действующих в Украине АЭС не имеет процедурно законченного обоснования безопасности, содержащего выводы о состоянии безопасности и анализ возможных последствий нарушений эксплуатации энергоблоков.

Как видно из этого неполного перечня существующих эксплуатационных рисков, увеличение неопределенности по качеству топлива компании Вестингауз однозначно увеличивает риск появления дополнительных ошибок в расчетах по физике<sup>4</sup> активной зоны и водно-химическому режиму контуров АЭС и бассейна выдержки ОЯТ. Никакие экономические и политические причины не оправдывают понижение уровня безопасности АЭС, поэтому предлагается вопрос замены (диверсификации) топлива снять с повестки дня вообще. При соответствующих возможностях можно рассматривать вопросы замены типа АЭС в комплексе.

#### **Существующая ныне инфраструктура ЯТЦ приводится ниже.**

Исходным этапом ядерного топливного цикла (ЯТЦ) является добыча руды и производство ядерного концентрата. Основные стадии этого этапа: собственно добыча урансодержащей руды; ее механическое обогащение посредством удаления пустой породы; измельчение полученной рудной массы; выщелачивание из нее урана с помощью серной кислоты или карбоната натрия; получение уранового концентрата путем извлечения из

урановых растворов (экстракцией, сорбцией или селективным осаждением); сушка уранового концентрата и его герметичная упаковка. Цель этого этапа ЯТЦ состоит в повышении концентрации урана (содержание его в ураносодержащих рудах 0,05-0,1 %). Это достигается в процессе гидрометаллургического производства.

Предприятия ЯТЦ представляют значительную опасность для населения и окружающей природной среды. За время существования атомной промышленности в СССР только по официальным данным произошло 385 различных аварий и инцидентов, в ходе которых пострадали 685 человек, из которых 338 получили острую лучевую болезнь, а 56 скончались.

Украина имеет довольно мощную уранодобывающую промышленность, которая представлена двумя большими предприятиями - Восточным горно-обогатительным комбинатом (ВостГОК) и Приднепровским химзаводом (ПХЗ), и имеет сырьевую базу в виде детально разведанных 12 урановых месторождений. Крупнейшие из них, которые могут быть отработаны подземным способом, расположены в двух рудных узлах - собственно Кировоградским (район областного центра г. Кировограда) и Новоконстантиновском (район пгт. Малая Виска). Руды Новоконстантиновского рудного узла, который включает шесть месторождений, на 30% богаче запасов Кировоградского рудного узла.

В настоящее время ВостГОК эксплуатирует три месторождения урановых руд: Ватутинское, Мичуринское и Восточную зону Центрального месторождения, руды которых перерабатываются на гидрометаллургическом заводе г. Желтые воды.

Отличительной особенностью урановой отрасли является радиоактивность практически всех ее отходов. Виды отходов уранового производства ВостГОКа и их активность приведены в табл.2.

**Таблица 2.**

<i>Отходы добычи урановых руд</i>	количество	активность
Пустые породы и забалансовые руды	10,6 млн. т	свыше 2 тыс. Ки
Шахтные воды	800 м. куб./час	нет данных
<i>Хвосты переработки урановых руд</i>		
Хвостохранилище КБЖ	, _____	35,1 тыс. Ки
Хвостохранилище «Щ»	28,3 млн. т	44,2 тыс. Ки

Характерной особенностью радиоактивных отходов уранового производства является то, что с урановым продуктом извлекается лишь около 15% общей активности перерабатываемой руды. В результате распада короткоживущих изотопов ТЬ, Яа 234 и др. в хвостах остается 70% первоначальной активности. Однако из-за накопления огромных масс хвостов и присутствия в них Тп 230, Яа 226 и остаточного урана с его долгоживущими изотопами эта активность остается практически на бесконечный период времени.

Но если ВостГОК есть действующим предприятием, и его отходы находятся под относительным контролем, то прекративший производственные процессы в 1995 году и доведенный до полного банкротства Приднепровский химзавод (г.Днепродзержинск) практически утратил контроль за девятью хвостохранилищами. Эти хвостохранилища, с находящимися в них свыше 40 млн. т. РАО активностью свыше 75 тыс. Ки и расположенные в пойменной части р. Днепр уже сейчас представляют собой серьезную угрозу жизнеспособности значительной части населения Украины.

Ежегодная потребность АЭС Украины в свежем ядерном топливе для 13 реакторов ВВЭР-1000 свыше 300 тонн и для двух блоков ВВЭР-440 — около 32 тонн. Такое же количество образуется отработавшего ядерного топлива. Продукцией ВостГОКа - химическим концентратом природного урана, направляемым на предприятия ЯТЦ России, покрывается примерно 30% потребности в свежем уране для изготовления ТВС АЭС Украины. Для производства ядерного топлива требуется изотопное обогащение природного урана изотопом I) 235 от 0,7% концентрации в природном уране до 2,4 - 25% . До осуществления процесса изотопного обогащения необходимо проведение операции доочистки урана для превращения его в ядерно-чистый материал (аффинаж), который

преобразуется затем в гексафторид урана ( $UF_6$ ). Технологически аффинаж состоит в экстракционной очистке урана трибутилфосфатом, после растворения уранового концентрата в азотной кислоте.

Производство гексафторида осуществляется в вертикальном плазменном реакторе. Оно включает производство чистого фтора, измельчение тетрафторида ( $UF_4$ ) или оксида урана до порошка с последующим его сжиганием в факеле фтора. Затем производится фильтрация гексафторида и его конденсация в системе холодных ловушек. Конверсионные предприятия России по преобразованию оксида урана в гексафторид находятся в Верхнем Нейвинске и Ангарске. Их совокупная производительность 20 — 30 тыс. т гексафторида урана, что достаточно не только для собственного производства но и для поставки значительного количества продукции на экспорт.

Обогащительный комплекс России состоит из 4 предприятий, расположенных в Ангарске, Томске-7, Красноярске-45 и Верхнем Нейвинске. Общая производительность этих предприятий 10 — 18 млн. единиц разделительных работ в год. Технологически разделение изотопов производится на газовых центрифугах с предварительным отфильтровыванием химических примесей на газодиффузионных установках.

Процесс производства ядерного топлива состоит в получении диоксидного порошка, изготовления топливных таблеток, производство циркониевых оболочек тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов) и собственно ТВЭЛов, а также изготовлении тепловыделяющих сборок,

В прессе появились сообщения о приобретении Украиной 10% пакета акций Ангарского электролизного химического комбината, что свидетельствует о намерениях Украины производить аффинаж и изотопное обогащение уранового сырья собственной добычи в Ангарске. По информации украинского представительства компании Вестинхауз тендер на проектирование и строительство в Украине завода по фабрикации ядерного топлива выиграл российский концерн «Твэл». Однако какие элементы технологического потока будут производиться на этом заводе - очистка циркония от гафния, пластификация циркония, изготовления циркониевых оболочек ТВЭЛов, изготовление топливных таблеток, ТВЭЛов и тепловыделяющих сборок - надежной информации нет.

Абсолютно непонятным есть стремление украинского атомного истеблишмента к сооружению централизованного сухого хранилища отработавшего ядерного топлива в зоне отчуждения ЧАЭС. Длительное хранение ОЯТ является необходимым элементом ЯТЦ, финалом которого есть прямое захоронение ОЯТ в геологическом хранилище, оборудованном системой барьеров, обеспечивающих надежность захоронения в течении тысячелетий. Но пока нет ни одного заключения о возможности размещения такого хранилища на территории Украины, в первую очередь из-за геологических и экологических ограничений. Только это обстоятельство выявляет полную несостоятельность проекта из-за невозможности безопасной транспортировки ОЯТ в зону отчуждения и затем, после его выдержки к месту захоронения как по надежности так и по стоимости.

Наиболее разумной и эффективной мерой при сохранении перспективы эксплуатации реакторов ВВЭР в Украине было бы создание совместной украинско-российской эксплуатирующей организации. При иных вариантах определения перспективного энергетического потенциала выбирать понятный, безопасный и экономически целесообразный кадровый, управленческий, регулирующий и технический путь.

Выдержка отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) осуществляется в приреакторных бассейнах выдержки и является одним из технологических переделов, направленных на снижение остаточного тепловыделения ОЯТ до необходимого норматива. Приреакторный бассейн выдержки ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 расположен в центральном зале реакторного блока в непосредственной близости от реактора и сообщается в верхней части с шахтой реактора перегрузочным каналом, оборудованным гидрозатвором. Строительный объем хранилища - 45000 куб.м., площадь отсека хранения - 68 кв.м. Бассейн выдержки разделен на три отсека. Первый отсек и половина второго заняты основным стеллажом для выдержки ОЯТ, кроме того, во втором отсеке размещается стеллаж для свежих топливных сборок. В третьем отсеке установлен запасной стеллаж для аварийной выгрузки активной зоны.

Емкость бассейна предусматривает хранение ОЯТ трех перегрузок и полной активной зоны выгружаемой в случае аварии.

**Удельная активность основных продуктов деления ВВЭР-1000, ГБк/тЦ**

Нуклид	Период полураспада(лет)	Выдержка ОЯТ	
		1год	Юлет.
<i>Kz 85</i>	<i>10,74</i>	<i>542000</i>	<i>303000</i>
<i>8z90</i>	<i>28,5</i>	<i>3430000</i>	<i>2750000</i>
<i>Ku 106</i>	<i>1,0</i>	<i>1190000</i>	<i>24600</i>
<i>A\$110</i>	<i>0,686</i>	<i>69200</i>	<i>7,78</i>
<i>8B125</i>	<i>2,77</i>	<i>225000</i>	<i>23600</i>
<i>C8134</i>	<i>2,062</i>	<i>3300000</i>	<i>160000</i>
<i>C8 137</i>	<i>30,17</i>	<i>4580000</i>	<i>3730000</i>
<i>Ce 144</i>	<i>0,778</i>	<i>22400000</i>	<i>7430</i>
<i>Pm 147</i>	<i>2,62</i>	<i>5680000</i>	<i>526000</i>
<i>Eй 154</i>	<i>8,5</i>	<i>454000</i>	<i>218000</i>

**Концентрация актиноидов в ОЯТ ВВЭР-1000, г/т!**

<i>11235</i>	<i>12300</i>
<i>и 236</i>	<i>5730</i>
<i>и 238</i>	<i>929000</i>
<i>Pu238</i>	<i>126</i>
<i>Pu239</i>	<i>5530</i>
<i>Pu240</i>	<i>2420</i>
<i>Cm244</i>	<i>31,7</i>
<i>Am 241</i>	<i>616</i>
<i>Am243</i>	<i>120</i>

В результате переработки 1 тонны ОЯТ (в пересчете на уран) образуется следующее количество радиоактивных отходов (РАО):

Жидкие высокоактивные —	45 куб.м;
Среднеактивные -	150 куб.м;
Низкоактивные -	2000 куб.м;
Твердые 3-й группы активности -	1000кг;
2-й группы активности -	3000 кг;
1-й группы активности -	3500 кг;
Газообразные -	0,23 Ки/год.

Нельзя забывать, что в каждой тонне отработавшего ядерного топлива находится от 4 до 10 кг реакторного плутония. Безопасное хранение 1 грамма плутония обходится в 5 - 9 118В в год, и с учетом этого важной экономической и экологической составляющей является перспектива обращения с ОЯТ. Система отношений, когда отработавшее ядерное топливо, после снятия остаточного тепловыделения и снижения активности в соответствующих транспортно-упаковочных комплектах вагон-контейнеров ТК-6 и ТК-13 отправляются на переработку или в накопители заводов РТ-1(ПО Маяк) или РТ-2(Красноярский ГХК) не имеет никакой удовлетворительной альтернативы. Попытки лоббирования программы строительства промежуточного централизованного хранилища отработавшего топлива в зоне отчуждения Чернобыльской АЭС это дорогостоящая, бессмысленная и опасная авантюра, которая превышает допустимые меры риска по всем параметрам. Кроме этого, еще не осмысленная субъектами власти и управления ядерной отраслью потребность строительства геологического хранилища для высокоактивных и содержащих трансураниевые элементы РАО станет неразрешимой проблемой по причине необходимости сооружения фантастических объемов хранилищ в стабильных геологических формациях.



По этой причине крайне необходимо сохранить и качественно улучшить порядок вывоза отработавшего топлива как с Чернобыльской АЭС так и со всех АЭС с реакторами ВВЭР в Российскую федерацию, предлагая реальное возмещение затрат российской стороне за его транспортировку и утилизацию. Вопросы сооружения центрального хранилища для ОЯТ в Чернобыльской зоне отчуждения снять с повестки дня.

Усатенко Владимир Иванович,

эксперт по ядерной и радиационной безопасности, народный депутат Украины первого созыва, председатель подкомиссии по научным, социальным и правовым вопросам Чернобыльской катастрофы и ядерной энергетике Украины, принимал активное участие в разработке практически всех законов Украины, регулирующих вопросы ядерной и радиационной безопасности.