



ИНФОРМАЦИОННЫЙ БЮЛЛЕТЕНЬ

№ 7-8(13-14)

2010

СЕРИЯ: АТОМНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

ОТРАБОТАВШЕЕ ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО АЭС

Ядерное топливо и его радиологические характеристики

Основой современной атомной энергетики являются АЭС с тепловыми водо-водяными реакторами, работающими на низкообогащенном урановом топливе.

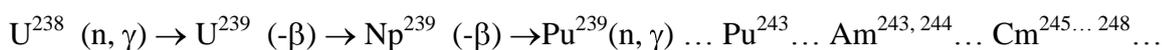
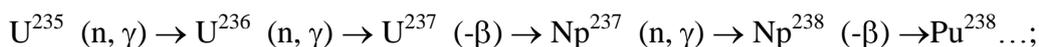
Свежее ядерное топливо тепловых водо-водяных реакторов (в форме двуоксида урана UO_2 , имеющей приемлемые технологические, физико-химические, радиационные свойства для использования в реакторе) содержит два природных изотопа урана: 3-5 % основного делящегося изотопа U-235, остальное – U-238.

В активной зоне работающего реактора протекают многочисленные ядерные процессы, конкурирующие друг с другом: это, в первую очередь, деление ядер топлива и поглощение ими нейтронов без деления. В результате этих процессов в топливной композиции уменьшается количество U-235 и U-238, появляется множество новых, вторичных элементов и возникают мощные источники ионизирующего излучения, в состав которого входят α - частицы, протоны, β - частицы (электроны и позитроны), осколки деления, нейтроны, нейтрино и γ - излучение. Осколки деления, протоны, α - и β - частицы несут на себе электрический заряд, поэтому они проходят очень короткие расстояния в материалах активной зоны, не уходя далеко от места своего рождения, где и рассеивается их кинетическая энергия, превращаясь в тепловую. У нейтронов и γ - квантов, в отличие от заряженных частиц, проникающая способность велика. Поэтому эти два вида излучения не только оказывают большое воздействие на материалы активной зоны и корпуса реактора, но могут выходить и за пределы биологической защиты реактора.

При любом типе деления тяжелых ядер образуются два (редко – три) легких ядра нуклидов средней части Периодической таблицы элементов, это так называемые осколки или продукты деления. Образование пар осколков происходит в произвольной комбинации; атомные массы осколков лежат, в основном, в интервале 82 – 156.

Среди множества продуктов деления есть стабильные ядра, однако основная часть нуклидов радиоактивна, и они в свою очередь претерпевают дальнейшие радиоактивные превращения. Именно продукты деления ответственны за радиоактивность и тепловыделение облученного ядерного топлива первые несколько сот лет в случае его хранения. Основную вклад на этом этапе вносят высокоактивные Sr-90 и Cs-137 с периодами полураспада около 30 лет. Другими значимыми продуктами деления являются долгоживущие Zr-93, Se-79, Tc-99, Pd-107, Sn-126, I-129, Cs-135, Sm-151, а также Nb-94, Mo-95, Ru-101, Rh-103, Ag-108, Tb-158, Ho-166 и целый ряд других нуклидов.

Поглощение нейтронов ядрами U-238 и ядрами U-235 (без деления) дает начало цепочкам последовательных превращений нуклидов вследствие разнообразных реакций типа α -, β - распад, $(n, 2n)$ – поглощение нейтрона ядром с последующим испусканием двух нейтронов, (n, γ) – поглощение нейтрона с последующим испусканием γ - кванта и др. В результате этих превращений в урановом топливе появляются новые изотопы урана, а также более тяжелые, так называемые трансурановые элементы (т. е. расположенные в Периодической таблице после урана), при этом образуются практически все изотопы плутония, америция, других трансурановых элементов, а также продукты их распада. С учетом важнейших процессов последовательность превращений нуклидов в этих цепочках выглядит следующим образом:



Тяжелые элементы, включая уран, трансурановые и расположенные в Периодической таблице впереди урана актиний, торий, протактиний, объединяют в одну группу под общим названием актиноиды (или актиниды). Именно актиноиды определяют радиоактивность и тепловыделение облученного топлива на тысячелетия. Следует отметить, что уран – последний тяжелый элемент, существующий в природе; естественный уран содержит 0,0057 % изотопа U-234, 0,72 % изотопа U-235, 99,275 % изотопа U-238.

Таким образом, в работающем реакторе первоначально загруженное ядерное топливо превращается в композицию из нескольких сотен нуклидов, представляющих практически всю таблицу Менделеева, – осколков деления, актиноидов, продуктов их распада, которые в большинстве своем радиоактивны и претерпевают дальнейшие радиоактивные превращения с периодами полураспадов от долей секунды до многих миллионов лет.

Содержит отработавшее ядерное топливо и недовыгоревший U-235, так как за одну кампанию топлива может быть сожжена лишь часть делящихся атомов вследствие физических особенностей цепной реакции деления ядер, а также причин технологического порядка – ограниченной стойкости и герметичности твэл (тепловыделяющих элементов), радиационного распухания топлива и конструкционных материалов.

Характеристики отработавшего ядерного топлива серийных реакторов ВВЭР-1000, эксплуатируемых в режиме трехлетнего топливного цикла (т. е. время нахождения топлива в активной зоне – кампания топлива – составляет примерно 3 года), позволяют представить порядок величин.

Так, в каждой тонне свежего топлива обогащением 4,4% (основное обогащение топлива реакторов ВВЭР-1000), загруженного в активную зону, содержится 44 кг U-235 и 956 кг U-238. Примерное содержание в 1 т облученного топлива некоторых основных нуклидов в конце кампании представлено в таблице 1. В каждом конкретном варианте в зависимости от характеристик внутреннего топливного цикла (в первую очередь, от глубины выгорания топлива) содержание нуклидов в отработавшем топливе может отличаться.

Следует отметить, что с момента образования делящиеся, как и U-235, на тепловых нейтронах изотопы плутония, в первую очередь Pu-239, также вносят определенный вклад в процесс деления, т. е. топливо фактически не урановое, а уран-плутониевое. Реакторный плутоний, накапливающийся к концу кампании, имеет примерно следующий изотопный состав: 60 % Pu²³⁹, 25 % Pu²⁴⁰, 10 % Pu²⁴¹, 3 % Pu²⁴², 2 % Pu²³⁸.

После извлечения отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) из активной зоны в нем продолжают спонтанные процессы радиоактивных распадов, деления; короткоживущие нуклиды исчезают, появляются новые; и топливо в течение длительного периода времени остается мощным источником α -, β -, γ -, нейтронного излучения и тепловыделения. Поэтому выгружаемое из активных зон энергетических реакторов ОЯТ требует, в первую очередь, интенсивного охлаждения; если его оставить на воздухе, оно просто расплавится.

Таблица 1 – Примерное содержание основных радионуклидов в облученном топливе реактора ВВЭР-1000

Нуклид	Период полураспада, лет	Количество, кг /тU	Нуклид	Период полураспада, лет	Количество, кг /тU
Актиноиды			Продукты деления		
U-235	$7,04 \cdot 10^8$	12,3	Se-79	$6,5 \cdot 10^4$	$1,7 \cdot 10^{-2}$
U-236	$2,34 \cdot 10^7$	5,73	Sr-90	$2,9 \cdot 10^1$	1,1
U-238	$4,47 \cdot 10^9$	929	Zr-93	$1,5 \cdot 10^6$	$9,1 \cdot 10^{-1}$
Pu-238	87,74	$126 \cdot 10^{-3}$	Tc-99	$2,1 \cdot 10^5$	1,1
Pu-239	$2,41 \cdot 10^4$	5,53	Pd-107	$6,5 \cdot 10^6$	$2,5 \cdot 10^{-1}$
Pu-240	$6,57 \cdot 10^3$	2,42	Sn-126	$1,0 \cdot 10^5$	$2,2 \cdot 10^{-2}$
Pu-241	14,4	1,47	I-129	$1,6 \cdot 10^7$	$2,2 \cdot 10^{-1}$
Pu-242	$3,76 \cdot 10^5$	0,582	Cs-135	$3,0 \cdot 10^6$	$4,2 \cdot 10^{-1}$
Am-241**	$4,32 \cdot 10^2$	0,616	Cs-137	$3,0 \cdot 10^1$	1,4
Am-242	$1,50 \cdot 10^2$	$0,264 \cdot 10^{-3}$	Sm-151	$9,3 \cdot 10^1$	$1,5 \cdot 10^{-2}$
Am-243	$7,38 \cdot 10^3$	$120 \cdot 10^{-3}$			
Cm-242*	162 дня	$6,10 \cdot 10^{-3}$			
Cm-243*	28,5	$0,245 \cdot 10^{-3}$			
Cm-244*	18,1	$45,7 \cdot 10^{-3}$			
Np-237	$2,14 \cdot 10^6$				

* При выдержке 0,5 года

** При выдержке 10 лет

Образующиеся в топливе радионуклиды – продукты деления и актиноиды – представляют не одинаковую опасность с экологической точки зрения. Это зависит от времени жизни нуклида, его биологической токсичности и концентрации в топливе. Для оценки возможного радиационного воздействия на окружающую среду радионуклидов отработавшего топлива используются следующие характеристики: активность – интенсивность радиоактивного распада, тепловыделение – выход энергии при радиоактивном распаде, а также радиационная токсичность компонентов облученного топлива, химическая токсичность.

Одной из основных радиологических характеристик ОЯТ является мощность дозы. На момент выгрузки примерно 95 % мощности дозы отработавшего топлива обусловлено гамма-излучением продуктов деления. Наибольший вклад в дозу вносят короткоживущие изотопы циркония, ниобия, молибдена, технеция, рутения, родия, йода, ксенона, цезия, бария, лантана, церия, празеодима. Вклад накопившихся актинидов в суммарную дозу гамма-излучения незначителен и не превышает 5%. Мощность дозы заметно уменьшается со временем, прошедшим после облучения топлива в реакторе. Через три года она составляет примерно 1/600 часть от только что выгруженного топлива.

Относительный вклад на момент выгрузки актинидов в полную активность ОЯТ существенно выше – около 20%. Примерно 4/5 всех актинидов являются α -излучателями и около 1/5 – β -излучателями. Многие актиниды способны к спонтанному делению. Нейтроны спонтанного деления не вносят заметного вклада в суммарную плотность потока нейтронов работающего ядерного реактора, однако наличие в составе ОЯТ спонтанно делящихся изотопов накладывает существенные ограничения на технологии обращения с ОЯТ.

Следует отметить чрезвычайную радиотоксичность большинства актинидов: она, как правило, в несколько тысяч раз больше, чем у продуктов деления. При существенно больших

периодах полураспада актинидов это обстоятельство крайне существенно в долгосрочных стратегиях обращения с ОЯТ.

По мере распада короткоживущих продуктов деления будет происходить и естественное уменьшение активности и тепловыделения ОЯТ. Динамика этих процессов такова, что наиболее интенсивный спад происходит на начальном этапе, затем темп замедляется. Тенденция изменения во времени активности и энерговыделения облученного топлива энергетических водо-водяных реакторов после выгрузки из активных зон представлена в таблице 2.

Таблица 2 – Изменение активности и энерговыделения 1 т облученного топлива реактора ВВЭР – 1000 после выгрузки

Выдержка, годы	0	1	3	10	30	100 (актиноиды)
Активность, кКи/т U	$3,2 \cdot 10^5$	$3,63 \cdot 10^3$	$1,38 \cdot 10^3$	$6,07 \cdot 10^2$	$3,27 \cdot 10^2$	$1,00 \cdot 10^1$
Мощность энерговыделения, кВт/т U	$2,84 \cdot 10^3$	$1,33 \cdot 10$	4,27	1,49	0,960	0,243

Уже через год после выгрузки из активной зоны количество выделяемого отработавшим топливом тепла уменьшится примерно в двести раз, через десять лет – еще в десять раз. Радиоактивность топлива через год снижается примерно в 100 раз, для дальнейшего уменьшения еще на порядок требуется около 40 лет.

Приведенные радиоэкологические характеристики ОЯТ характеризуют его, в первую очередь, как высокоактивный материал, который с экологической точки зрения представляет опасность не только в краткосрочном плане, но и в долгосрочной перспективе. Чтобы обеспечить необходимые уровни ядерной и радиационной безопасности при обращении с отработавшим топливом после выгрузки его из реактора, топливо проходит через определенные последовательные технологические этапы, направленные на существенное уменьшение тепловыделения и радиоактивности.

Обращение с отработавшим ядерным топливом после выгрузки из активных зон

Бассейны выдержки. Для интенсивного снятия тепловыделения ОЯТ после выгрузки из активных зон проектами всех АЭС предусматривается обязательное первоначальное охлаждение топлива в так называемых бассейнах выдержки – технологически обустроенных бассейнах с водой, расположенных рядом с реакторами в реакторных отделениях каждого энергоблока. Согласно требованиям безопасности, отработавшее топливо водо-водяных энергетических реакторов должно охлаждаться в водной среде (с соблюдением соответствующего технологического регламента) в течение не менее 3-х лет. Чем больше срок охлаждения ОЯТ, тем проще дальнейшее с ним обращение.

Расположение бассейнов выдержки в реакторных отделениях ограничивает их размеры, а соответственно, и время пребывания в них каждой порции топлива, выгружаемой из активной зоны. Например, емкости бассейнов эксплуатируемых водо-водяных энергетических реакторов рассчитывались, как правило, на 3-5 лет охлаждения топлива. В проектах АЭС с реакторами нового поколения наблюдается тенденция к увеличению емкости бассейнов.

Наибольший вклад в активность отработавшего топлива с трехлетним временем выдержки вносят: $^{137}\text{Cs} + ^{137\text{m}}\text{Ba}$ (24%), $^{144}\text{Ce} + ^{144}\text{Pr}$ (21%), $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$ (18%), $^{106}\text{Ru} + ^{106}\text{Rh}$ (16%), ^{147}Pm (10%), ^{134}Cs (7%), относительный вклад ^{85}Kr , ^{154}Eu , ^{155}Eu равен приблизительно 1% от каждого изотопа.

Охлаждение ОЯТ в бассейнах организуется таким образом, что с учетом закономерностей естественной убыли активности и тепловыделения отработавшего топлива (таблица 2) обеспечиваются основополагающие требования безопасности: исключение облучения персонала, исключение поступления радионуклидов в окружающую среду выше

допустимых пределов и др. Это достигается следующими техническими решениями: растворением борной кислоты в воде бассейна, поддержанием охлаждающей системой температуры воды около 40 °С, наличием слоя воды над топливом в несколько метров, достаточной толщиной стен бассейна, облицовкой внутренних поверхностей бассейна подходящим материалом и целым рядом других технологических приемов.

На некоторых АЭС внедрены или планируются к внедрению передовые технологии уплотненного хранения ОЯТ в бассейнах, что позволяет увеличить сроки охлаждения топлива. Например, использование в конструкционных элементах бассейнов специальных нейтронопоглощающих материалов, двухъярусное расположение топлива, повышение точности изготовления оборудования бассейна.

Промежуточное хранение. Несмотря на значительное уменьшение активности и тепловыделения ОЯТ за время нахождения в бассейнах выдержки, их значения остаются по-прежнему очень высокими (таблица 2), что не позволяет обеспечить необходимые уровни безопасности при дальнейшем обращении с топливом. Поэтому после исчерпания емкостей приреакторных бассейнов топливо, как правило, перемещается в специально сооружаемые независимые хранилища, технологически обустроенные для длительного хранения ОЯТ с целью дальнейшего уменьшения его активности и тепловыделения. Этот этап принято называть этапом промежуточного хранения.

Хранилища для промежуточного хранения ОЯТ сооружаются на территориях АЭС для отработавшего топлива блоков одной станции – это так называемые пристанционные вне реакторные хранилища; если хранилище обслуживает несколько АЭС – это централизованное хранилище. Промежуточные хранилища являются обязательными структурными элементами радиоперерабатывающих заводов.

Мировая практика отработала две основные технологии долговременного промежуточного хранения ОЯТ: мокрое хранение и сухое хранение и соответствующие конструкционные решения промежуточных хранилищ.

Мокрые хранилища технологически идентичны приреакторным бассейнам – это железобетонные конструкции, облицованные нержавеющей сталью, заполненные водой. Топливо в них хранится либо на дне бассейнов в чехлах, либо подвешивается на металлическом перекрытии. Эксплуатация таких хранилищ идентична эксплуатации приреакторных бассейнов.

Основное преимущество этих хранилищ – интенсивное снятие тепловыделения с помещенного в них топлива. Однако технология мокрого хранения не является оптимальной с точки зрения длительности хранения и возможности обеспечения необходимых уровней ядерной и радиационной безопасности в течение всего срока хранения. Это обусловлено, в первую очередь, коррозией тепловыделяющих элементов и конструкционных материалов в водной среде. В силу этого технологически обоснованным сроком хранения топлива считается ~ 30 лет. Более продолжительное хранение ОЯТ в водной среде требует в каждом конкретном случае дополнительного обоснования ядерной и радиационной безопасности.

Кроме этого, каждый бассейн-хранилище рассчитан на размещение определенного количества топлива, его объем стабилен. В случае необходимости увеличения мощностей для промежуточного мокрого хранения требуется сооружение новых бассейнов.

Существенное увеличение сроков промежуточного хранения ОЯТ (до 50 и более лет) возможно при переходе на сухое хранение, позволяющее обеспечить высокие уровни ядерной и радиационной безопасности в течение гораздо большего периода времени по сравнению с технологией мокрого хранения. В настоящее время технология сухого хранения в среде воздуха или инертного газа считается наиболее надежной, экономичной и перспективной для долговременного промежуточного хранения ОЯТ.

Преимущества сухого хранения обеспечиваются, в первую очередь, за счет улучшения условий для сохранения целостности тепловыделяющих элементов – хранением их в сухой инертной газовой среде. При сухой технологии легче осуществляется модульный принцип ввода хранилищ в эксплуатацию по мере необходимости, уменьшаются сроки

строительства, уменьшаются первоначальные капиталовложения, эксплуатационные затраты, упрощается процедура снятия с эксплуатации.

Имеется несколько общих вариантов хранилищ на основе технологии сухого хранения. Основные типы сухих хранилищ, эксплуатируемых в настоящее время, – контейнерные хранилища, железобетонные массивы, бетонные модули и др. Контейнер – это массивная бетонная, железобетонная или металлическая конструкция вместимостью несколько тонн отработавшего топлива, общим весом более 100 тонн, ориентировочные размеры которой имеют следующий порядок: высота около 6 м, диаметр около 2,5 м.



Контейнерным хранилищам отдается предпочтение при организации долговременного промежуточного хранения ОЯТ на территориях АЭС. Контейнеры устанавливаются прямо на площадках станций. На рисунке показан фрагмент такого хранилища. Наиболее целесообразным является использование двухцелевых контейнеров, обеспечивающих высокие уровни ядерной и радиационной безопасности как в течение длительных сроков хранения, так и в случае транспортировки из хранилища в любой момент времени.

Для организации сухого хранения глубоковыгоревшего отработавшего топлива энергетических реакторов его необходимо предварительно охладить до определенных значений активности и тепловыделения в приреакторном бассейне или в промежуточном мокром хранилище. Это требуется для того, чтобы предотвратить недопустимое превышение температуры топлива, так как снятие остаточного тепловыделения топлива в сухих

хранилищах осуществляется, как правило, путем естественной конвекции потоков воздуха.

Предполагается, что после этапа промежуточного хранения, длительность которого и используемая технология зависят в каждом конкретном случае от многих факторов, будет реализован заключительный этап жизненного цикла топлива. Если топливо рассматривается как высокоактивные отходы – оно должно быть захоронено в глубокую геологическую формацию (открытый топливный цикл); если же ОЯТ декларируется как потенциальный источник некоторых важных изотопов – оно будет подвергнуто радиохимической переработке (замкнутый топливный цикл). Оба варианта заключительного этапа являются сложными для практической реализации.

Захоронение ОЯТ требует многолетних многофакторных исследований даже при наличии подходящей геологической формации. Что касается радиохимической переработки, то, если обращение с ОЯТ – сфера высоких технологий, радиохимическая переработка топлива – сфера сверхвысоких технологий, доступных лишь немногим высокоразвитым ядерным державам. Стоимость услуг по переработке ОЯТ высока. Кроме этого, современный уровень технологий переработки позволяет извлечь из ОЯТ лишь топливные компоненты – уран и плутоний (реализуется неполный замкнутый топливный цикл); основная часть радиоактивности ОЯТ остается в высокоактивных отходах переработки. Утилизация этих отходов является сложной проблемой.

Реализация глубокой радиохимической переработки ОЯТ с разделением отработавшего ядерного топлива на фракции индивидуальных радионуклидов станет возможной лишь в перспективе.

Достигнутый к настоящему времени уровень технологий промежуточного хранения обеспечивает возможность хранения ОЯТ в течение не менее 50 лет. Предполагается, что в ближайшей перспективе, благодаря техническому прогрессу, станет возможным

существенно увеличить эти сроки – до 100, а возможно, и более лет. Поэтому многие государства, на территории которых эксплуатируются АЭС, идут по пути отсрочки реализации заключительных этапов топливных циклов, размещая топливо на промежуточное хранение, либо откладывая принятие решения о заключительном этапе, либо в ожидании его реализации.

В связи с вышесказанным, можно констатировать, что современная атомная энергетика работает по неполному топливному циклу, который останавливается на этапе промежуточного хранения ОЯТ или высокоактивных отходов его переработки.

Перспективы использования радионуклидов из облученного ядерного топлива. Облученное ядерное топливо – ценный потенциальный сырьевой источник некоторых важных изотопов. Многие радионуклиды, содержащиеся в облученном ядерном топливе, представляют практическую ценность в разных сферах жизнедеятельности человека: в промышленности, в научных исследованиях, медицине, малой энергетике и т. д. Многие из этих элементов востребованы уже сегодня, некоторые еще ждут своего применения. Среди них есть элементы сильно рассеянные в природе и не встречающиеся в ней совсем. Важным стратегическим ресурсом многих из них является ОЯТ энергетических реакторов.

В ОЯТ имеются ценные долгоживущие изотопы кобальта и цезия, широко используемые в качестве промышленных источников излучения; драгоценные металлы: рутений, родий, палладий, применяемые во многих высокотехнологичных областях техники; технеций – металл, в недрах земли не существующий, обладающий способностью существенно улучшать свойства сплавов, и др.

Некоторые из трансплутониевых элементов, накапливающихся в ОЯТ, обладают критической массой на три порядка меньшей, чем уран-235, и в будущем смогут использоваться для получения уникальных малогабаритных источников ядерной энергии.

Особую ценность представляет возможность извлечения из выдержанного длительное время ОЯТ энергетических реакторов нуклидов платиновой группы – Ru, Rh и Pd, так как произведенные специалистами расчеты показали, что общее количество этих металлов в ОЯТ, которое накопится ~ к 2025 году, может быть соизмеримо с природными ресурсами этих элементов или даже превзойдет их.

Однако важнейшим среди искусственно образующихся элементов при работе на свежем низкообогащенном урановом топливе теплового реактора является Pu-239, который имеет первостепенное значение для максимального использования энергетического потенциала природного урана, состоящего на 99 % из U-238. Облученное ядерное топливо, получаемое после использования в реакторе АЭС свежего топлива, представляет собой высокотехнологичный продукт, основную массу которого составляют энергетически ценные диоксиды природных изотопов урана ($^{238}\text{UO}_2$ и $^{235}\text{UO}_2$) и плутоний, наработанный в реакторе. С этой точки зрения отработавшее ядерное топливо может рассматриваться как энергетический ресурс атомной отрасли.

В процессе эксплуатации реакторов накапливается значительное количество энергетического плутония, большая часть которого в настоящее время сосредоточена в ОЯТ, находящемся в хранилищах отработавшего топлива. Типичный легководный реактор электрической мощностью 1000 МВт производит ежегодно около 200 кг плутония. При глубоком выгорании топлива реакторный плутоний имеет примерно следующий состав: 60% – Pu²³⁹, 25% – Pu²⁴⁰, 10% – Pu²⁴¹, 3% – Pu²⁴², 2% – Pu²³⁸, то есть ежегодное накопление Pu²³⁹, в этом случае, составит ~ 120 кг.

При оценке ОЯТ как стратегического материала предполагается, что топливо будет переработано и топливные компоненты, извлеченные при переработке, будут возвращены в топливный цикл. Перед переработкой ОЯТ необходимо уточнить перспективы использования основных материалов переработки – урана и плутония, так как теоретически имеются три варианта их использования: в качестве топлива начальной загрузки и подпитки тепловых реакторов, а также топлива начальной загрузки быстрых реакторов.

Конкретно для выделенного из ОЯТ плутония возможны такие варианты утилизации: возврат в топливный цикл тепловых реакторов в составе смешанного уран-плутониевого МОХ-топлива; использование в реакторах-размножителях на быстрых нейтронах, так как плутоний наиболее эффективен в быстрой части спектра.

На данном этапе выделяемые при переработке чистые уран и плутоний перевозятся на склад переработанного топлива, хранятся и могут использоваться для изготовления свежего топлива тепловых реакторов. Однако длительное хранение энергетического плутония является чрезвычайно дорогостоящим и опасным процессом в связи с ухудшением его качества из-за распада Pu-241 в экологически более опасный Am-241. Перед использованием долго хранившегося плутония потребуется дополнительная очистка его от Am-241.

Поэтому, если предполагается вовлечение выделенных из ОЯТ урана и плутония в топливный цикл, целесообразным представляется хранение отработавшего топлива без переработки до появления конкретной потребности в свежем топливе, а затем в процессе переработки изготовление нужной смеси урана и плутония. Кроме этого, следует отметить, что одним из важнейших и неперемных условий развития мировой ядерной энергетики на современном этапе является нераспространение ядерного оружия. Ядерная энергетика содержит элементы, связанные с риском распространения ядерного оружия, – в первую очередь, это касается выделения плутония из ОЯТ и его хранения.

Развитие ядерной энергетики на быстрых реакторах с соответствующим построением топливного цикла создаст условия для постепенного снижения риска распространения ядерного оружия. Основная масса плутония, находящегося на данном этапе в режиме складированного хранения на радиоперерабатывающих производствах, а также в связанной форме в непереработанном топливе, явится сырьевой базой для ядерной энергетики, базирующейся на смешанном уран-плутониевом топливе.

Быстрые реакторы, для пуска которых предполагается использовать выделенный из облученного топлива плутоний, пока не получили широкого распространения в энергетике. Они проигрывают по экономике тепловым реакторам, что тормозит их внедрение. Более высокая стоимость действующих быстрых реакторов обусловлена большим числом и высокой стоимостью различных систем, связанных с натриевым теплоносителем, и высокими требованиями к оборудованию и сооружениям.

Полномасштабное использование энергетического потенциала ОЯТ станет возможным в будущем в рамках полного замкнутого ядерного цикла при создании парка быстрых реакторов, до этого топливо целесообразно держать на этапе долговременного промежуточного хранения и подвергнуть его глубокой переработке лишь в случае необходимости.

Для подготовки информационного бюллетеня использованы следующие источники:

- 1 Физика и расчет реактора / И.Х. Ганев. – М.: Энергоатомиздат, 1981. - 368 с.
 - 2 Радиационные характеристики облученного ядерного топлива: Справочник/ В.М.Колобашкин и др; под общ. ред.В.М.Колобашкина. – М.: Энергоатомиздат, 1983.- 382с.
 - 3 Запорожская АЭС. [Электронный ресурс] – Режим доступа: <http://www.npp.zp.ua>
- Материал подготовили: Брылева В.А., Войтецкая Е.Ф., Нарейко Л.М.

Адреса для контактов:

ГНУ «ОИЭЯИ-Сосны» НАН Беларуси, 220109, Минск, ул. академика А.К. Красина, 99
тел.: 299-47-61, 299-45-56, факс: 299-43-55, E-mail: <http://www.sosny.bas-net.by>
E-mail: valentina.bryliova@yandex.by

Для получения данного информационного бюллетеня просим подать заявку в электронном виде с указанием своего электронного адреса

©При перепечатке ссылка обязательна

По заказу Министерства энергетики Республики Беларусь