

УДК 621.313.320

В.В. Шевченко¹, И.Я. Лизан², С.Е. Шевченко¹

¹Украинская инженерно-педагогическая академия, Харьков

²Украинская инженерно-педагогическая академия, Артемовск

АТОМНАЯ ЭНЕРГЕТИКА: СПОСОБЫ И ПРОБЛЕМЫ ХРАНЕНИЯ ОТРАБОТАННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Рассмотрены направления развития электроэнергетики, отмечена главенствующая роль атомной энергетики для Украины. Рассмотрены существующие проблемы и способы хранения и утилизации отработанного ядерного топлива и радиоактивных отходов. Выполнено сравнение различных типов тепловыделяющих элементов старой и альтернативной конструкций с точки зрения снижения скорости накопления радиоактивных отходов, интенсификации их переработки, повышения тепловой мощности реакторов.

атомная энергетика, ядерное топливо, радиоактивные отходы

Целью развития энергетики Украины является постоянное, надежное и эффективное энергообеспечение населения и промышленности с обязательным учетом требований энергосбережения, обеспечения энергетической независимости страны, экологической устойчивости и социальной стабильности. Повышение уровня энергетической независимости национальной экономики возможно при обоснованном увеличении объема потребления первичных энергетических ресурсов собственного производства, ди-

версификации источников и транспортных потоков внешней поставки топливно-энергетических ресурсов (ТЭР), ориентации на максимальное обеспечение потребностей комплекса ТЭР в оборудовании, приборах, материалах отечественного производства. Необходимо сочетать прогноз потребностей Украины в ТЭР, планирование топливно-энергетических расходов с возможностями и объемами собственных ресурсных запасов, возможностью их добычи, переработки и утилизации.

В большинстве стран мира электроэнергетику рассматривают как самый важный сектор экономики, [1]. Развитие энергетики может идти в различных направлениях. В настоящее время необходимо выбирать, что наиболее перспективно: разнообразное сочетание этих направлений или одно конкретное, совершенствовать и развивать моноэнергетику с глобализацией в национальных масштабах или отдать приоритет различным направлениям полиэнергетики (мини- и микро-ГЭС, солнечная и ветроэнергетика, мини-ТЭЦ...). Возможны различные варианты при выборе решений в каждом направлении. Например, если отдать предпочтение угольной или газовой электроэнергетике, то необходимо вкладывать средства в классические ТЭС и ТЭЦ на основе передовых технологий сжигания угля или газа; если ядерной электроэнергетике, то следует развивать АЭС с обязательным условием повышение уровня безопасности ядерных энергоблоков и т.д.

Влияние мирового энергопотребления на окружающую среду требует ужесточения требования относительно его защиты. Для обеспечения надежности функционирования электроэнергетических систем в масштабах регионов и континентов следует постоянно вести глобальный контроль за выбросами CO_2 с реализацией мероприятий по ограничению их величины, по обеспечению ядерной и радиационной безопасности при функционировании ядерных объектов и ядерных технологий. Для стран с развитой ядерной энергетикой технологии утилизации радиоактивных отходов (РАО) менее затратны, чем технологии утилизации отходов теплоэнергетики, направленные на снижение вредных выбросов сопутствующих газов и взвесей, например, CO_2 , до необходимых уровней.

В Украине ведется разработка новых ядерных технологий, разработка и внедрение ядерных реакторов с повышенным уровнем безопасности, в рамках выполнении договоренностей Киотского протокола, в решении проблем сокращения выбросов парниковых газов, в снижении уровня атмосферного загрязнения от деятельности энергетических объектов, в формировании рыночных условий ведения хозяйства и либерализации энергетических рынков. При этом возможны различные модели развития экономики в области электроэнергетики:

1). *Энергосберегающая* – предусматривает рост энергопотребления при сохранении современного уровня потребления электроэнергии за счет максимально эффективного использования потенциала энергосбережения.

2). *Экологически-приемлемая* – расширение областей использования экологически чистых источников и технологий производства энергии, нуждается в дополнительных расходах на ограничение вредных выбросов в атмосферу (например, CO_2), в предотвращении парниковой катастрофы.

3). *Эколого-доминирующая* – предусматривает активное, экологически чистое производство и по-

требление энергоносителей при значительном увеличении использования “чистых источников” и технологий производства энергии, с жесткими ограничениями на выбросы CO_2 .

4). *Безъядерная* – предусматривает жесткие ограничения на функционирование ядерной энергетики, вплоть до моратория. Это путь, на который ориентируются некоторые страны Европы (Швеция, Германия, Бельгия).

Для Украины возможны первая и вторая модели, третья и четвертая в рассматриваемый период неприемлемы, [2].

Понимая недостаточность и временность существующих решений проблем энергопотребления, следует продолжать непрерывный поиск новых, нетривиальных, ранее неизвестных и даже не до конца понимаемых решений, [3].

В настоящее время в Украине ядерная энергетика имеет преимущественное развитие. Важно, что для нее имеются значительные запасы отечественных первичных топливных ресурсов. Геологоразведка подтверждает наличие в Украине перспективных месторождений урана. Вклад электроэнергии, получаемой на АЭС, в общий объем получаемой электроэнергии страны составляет 45%. В мире, согласно оценкам [2, 4], в электроэнергетике до 2010 г. основное направление получит ядерная и угольная энергетика, а на последующий период должна преобладать нетрадиционная энергетика.

Основным заданием на следующий период является обеспечение безопасности и конкурентоспособности действующих АЭС на базе тепловых реакторов, а в дальнейшем - новых АЭС, с обязательным распространением принципа природной безопасности на весь ядерно-топливный цикл, что означает:

- оценка технологических процессов с целью исключения тяжелых аварий;

- полная обеспеченность топливными ресурсами;

- экологически безопасное производство энергии и утилизация отходов за счет создания на ближайшем этапе современной инфраструктуры, на последующем этапе – за счет замыкания топливного цикла со сжиганием в реакторе долгоживущих актиноидов и продуктов деления, а также с захоронением радиоактивных отходов без нарушения природного радиационного баланса;

- повышение эффективности использования установленных мощностей;

- продолжение сроков эксплуатации действующих энергоблоков, обеспечение высокой эффективности термодинамических циклов, экологической чистоты, низкой стоимости топлива и его воссоздания;

- решение проблем безопасности АЭС без осложения их конструкций и создания экстремальных требований к оборудованию и персоналу.

Основное задание текущего периода - это проведение модернизации и реконструкции действующих блоков с реакторами типа ВВЭР. Необходимые

средства на проведение таких работ составляют по разным оценкам от 130 до 800 млн. дол. на один блок. Это повысит надежность энергоблоков и позволит увеличить коэффициент использования их установленной мощности. Продолжение сроков эксплуатации действующих реакторов нуждается в безотлагательных действиях, т.к. с 2010 до 2019 год завершится проектный срок эксплуатации 12-ти из 13-ти действующих энергоблоков с реакторами типа ВВЭР, который составляет 30 лет, [2, 4]. При этом некоторые специалисты считают, что при решении этого вопроса одним из препятствий может стать состояние корпусов ядерных реакторов, а именно радиационное ослабление корпусной стали при повышении содержания в ней никеля (более 1,5%). Продление срока эксплуатации реакторов выгодно, как из-за отдаления сроков их замены, (что дает время на принятие решений относительно нового типа реактора и накопления необходимых средств на снятие с эксплуатации), так и из-за прямой экономии средств. Ориентировочно стоимость работ по продлению срока эксплуатации, в отличие от стоимости работ по модернизации и реконструкции, составляет приблизительно 120 млн. дол. (для сравнения: стоимость нового реактора при постройке по разработанному проекту составляет 1,2 млрд. дол. а по новым проектам – в несколько раз больше), [1, 6]. Если не решать проблему продолжения срока эксплуатации блоков, путь может быть только один – выведение блоков из эксплуатации, начиная с 2011 г., и замена их новыми. Для этого в ближайшее время должны быть разработаны соответствующие концепции и программы, определены серьезные источники финансирования, поскольку только на выведение блоков из эксплуатации нужно не менее 4 млрд. дол.

Ближайшие задачи создания отечественного ядерно-топливного комплекса – это развитие циклов добычи и переработки урановой руды, производство гексафторида урана; производство заготовок из циркониевого сплава; получение циркониевого проката трубок для тепловыделяющих сборок (ТВС); производство ТВС. Для стопроцентного обеспечения отечественной атомной энергетики циркониевым сырьем планируется расширение мощностей Вольногорского горно-металлургического комбината, который разрабатывает Малышевское месторождение циркония. Важно то, что Украина владеет новой технологией производства циркония, более прогрессивной в сравнении с той, что сегодня используется в мире, что позволяет говорить о выходе на мировой рынок, [4, 5].

Выделение тепла при ядерной реакции происходит при «развале» ядер в результате их взаимодействия с элементарными частицами или с другими ядрами. После деления урана, как правило, образуются два осколка с соотношением масс 2 к 3 и несколько нейтронов. В принципе, если нейтрон обладает достаточно большой энергией, то разделить может любое ядро. В большинстве ядерных реакто-

ров главным делящимся изотопом является изотоп урана U^{235} . При делении урана образуются два ядра-осколка и два или три нейтрона (в среднем около 2,5 нейтрона на один цикл деления). При делении одного ядра выделяется приблизительно $3,1510^{-13}$ Дж энергии и достаточно большое число «осколков», заражающих реактор.

После захвата нейтрона составное ядро может и не испытать деления, излишек энергии сбрасывается путем испускания гамма - квантов. В этом случае говорят о реакции радиационного захвата. Из-за таких явлений металлические детали, находящиеся в реакторной зоне, активируются. То есть в них образуются новые изотопы, например: ядро железа, захватывая нейтрон, превращается в радиоактивный изотоп. Металлоконструкции после интенсивного облучения нейтронами представляют опасность для персонала.

При взаимодействии нейтрона с ядром возможен случай, когда составное ядро не образуется. Происходит столкновение и разлет в разные стороны нейтрона и ядра. В этом случае говорят об упругом рассеянии. Нейтрон, ударившись о ядро, снижает свою скорость и изменяет направление движения. Этот процесс называют замедлением. В процессе работы ядерного реактора происходит изменение состава топлива, связанное с накоплением в нём осколков деления и с образованием трансураниевых элементов, главным образом изотопов плутония. Влияние осколков деления на реактивность ядерного реактора называется отравлением (для радиоактивных осколков) и зашлаковыванием (для стабильных). Обычно свежее топливо для реакторов ВВЭР-1000 состоит из двух компонентов: U^{238} (примерно 955 кг в тонне в пересчёте на металл) и U^{235} (примерно 45 кг в тонне). В процессе работы реактора часть U^{235} делится и превращается в такое же (по весу) количество «осколков», а часть U^{238} превращается в плутоний. Поэтому в отработавшем топливе U^{235} оказывается на 30 – 40 кг, а $U-238$ на 5 – 10 кг меньше. Вместо этого появляются, соответственно, такие же количества осколков и плутония.

Топливо для реакторов ВВЭР-1000 изготавливается и поставляется в виде тепловыделяющих сборок (ТВС). ТВС предназначены для генерирования тепловой энергии и передачи её потоку теплоносителя в активной зоне реактора ВВЭР-1000. Активная зона – главный элемент реактора, в ней размещается ядерное топливо (ТВ)С и осуществляется цепная ядерная реакция деления. Активная зона реактора ВВЭР-1000 состоит из 163 ТВС. ТВС в процессе эксплуатации в реакторе неподвижны. Регулирование реакции, поддержание заданной мощности реактора, переход с одного уровня мощности на другой и остановка реактора осуществляется вертикальным перемещением органов регулирования системы управления и защиты (ОР СУЗ) в активной зоне. ОР СУЗ представляют собой сборку из 18 поглощающих стержней (ПС).

Открытие в начале 20-го века возможности получения энергии в атомных реакторах и синтеза в термоядерных позволило предположить, что проблема получения энергии решена. Но к 2000 г. стало ясно, что в термоядерной энергетике так и не создали устройства промышленного получения энергии, а атомная энергетика, при всех своих преимуществах, опасна, и главное – идет непрерывное накопление радиоактивных отходов (РАО).

РАО образуются на всех технологических этапах ядерного топливного цикла – при добыче и переработке урановой руды, при изготовлении и использовании ядерного топлива, регенерации облученного топлива, вывода из эксплуатации ядерных объектов. Следует, однако, отметить, что РАО создаются и в процессе работы традиционных ТЭС. Но эти РАО, не связанные с ядерным топливным циклом и военными применениями, составляют лишь несколько процентов от полного объема отходов. В настоящее время ни одна из стран не перешла к использованию технологий, позволяющих полностью решить проблему обращения с отработанным ядерным топливом (ОЯТ) и РАО, [1 – 3,6].

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%), K^{85} , Eu^{154} , Eu^{155} – приблизительно по 1% каждый изотоп.

В настоящее время мировая стратегия складирования ОЯТ принята и реализуется в виде непосредственного складирования отработавших топливных элементов в металлических контейнерах в глубоких геологических формациях. Альтернативой стал переход к сухому складированию ОЯТ вблизи атомных станций, т.е. разработка системы СХОЯТ – сухого хранения отработанного ядерного топлива. Ряд стран с развитой ядерной энергетикой (Великобритания, Россия, Франция, Япония), в том или ином виде, осуществляют переработку ОЯТ, выделяют уран, плутоний, изготавливают из переработанных материалов топливные элементы, обеспечивают их повторное использование в легководных реакторах. РАО, полученные в ядерном топливном цикле, отделяются и захораниваются по традиционным технологиям. Наиболее эффективная структура обращения с ОЯТ и РАО создана во Франции, где сочетается многокомпонентная ядерная энергетика, включающая легководные энергетические реакторы, быстрые реакторы – "дожигатели", комплексы переработки ОЯТ и РАО.

При СССР отработавшее ядерное топливо (после 2-3-х летнего хранения в бассейнах выдержки блока) с реакторов ВВЭР-1000 АЭС Украины вывозили в стационарные хранилища (Россия). С 1992 году начались поиски радикального изменения складывающейся ситуации для крупнейшей АЭС Украины – Запорожской, т.к. по прогнозам специалистов, из-за дефицита свободных ячеек в бассейнах выдержки уже к 1998 году пришлось бы остановить

блоки ЗАЭС и таким образом оставить без электроэнергии четвертую часть населения и предприятий Украины.

По согласованию с Госкоматомом Украины, Запорожская АЭС объявила международный конкурс на лучший проект временного хранилища отработавшего топлива, и был выбран проект, основанный на технологии сухого вентилируемого контейнерного хранения, компаниями "Сиерра Ньюклар Корпорейшн" и "Дюк инжиниринг энд сервисез" (DE&S).

При хранении ОТВС в бассейне выдержки в течение 2-3 лет остаточное тепловыделение и радиоактивность топлива снижаются. Такое топливо можно хранить сухим способом в специальных контейнерах, обеспечивающих эффективный теплосъем с ОТВС и достаточную биологическую защиту от радиационного воздействия на персонал АЭС и окружающую природную среду. Этот способ промежуточного хранения отработанных тепловыделяющих сборок (ОТВС) широко применяется в международной практике эксплуатации АЭС. К странам, с уже сложившейся практикой сухого контейнерного хранения ОЯТ, относятся также Канада, Германия, Швейцария, Великобритания.

Размещение площадки СХОЯТ в пределах территории АЭС оправдано экономически и отвечает соображениям логики и безопасности. Высокая мощность энергоблоков Запорожской АЭС обуславливает наличие большого количества ОТВС. Территория ЗАЭС занимает значительную площадь и имеет свободное пространство для площадки промежуточного хранения ОТВС. Непосредственная близость площадки хранения к блокам выгодна с точки зрения транспортных операций. В настоящее время на открытой площадке ЗАЭС установлено 50 «бочек»-контейнеров системы СХОЯТ, рис. 1.

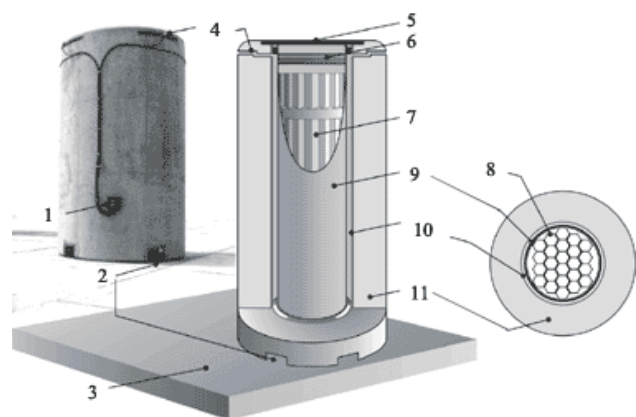


Рис. 1. Контейнер СХОЯТ:

- 1 – датчик температурного контроля; 2 – вход воздуха и направляющие для транспортировки; 3 – бетонная площадка хранения; 4 – выход воздуха; 5 – крышка бетонного контейнера; 6 – силовая и защитная крышки корзины; 7 – блок из 24-х направляющих трубок для ОТВС; 8 – направляющая трубка; 9 – корпус многоступенчатой корзины хранения; 10 – обечайка; 11 – вентилируемый бетонный контейнер

Отдельные элементы контейнера СХОЯТ выполняют роль защитных барьеров локализации радиации, рис. 1: I-й барьер – оболочка ТВЭЛ-а (п. 7); II-й барьер – многоместная корзина – внутренний герметичный стальной контейнер, заполненный гелием, (п. 9); III-й барьер – вентилируемый бетонный контейнер (механическая и биологическая защита, вертикальная устойчивость корзины при транспортировке и хранении) (п. 11); IV-й барьер – бетонная площадка хранения (конструкционная и сейсмическая устойчивость) (п. 3). Территориально технологический процесс формирования СХОЯТ разделяются на 3 зоны: зону загрузки, зону транспортировки и зону хранения, рис. 2.

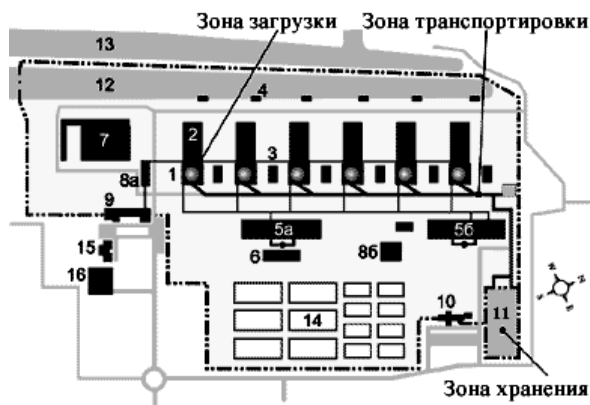


Рис. 2. Схема АЭС:

- 1 – реакторное отделение; 2 – турбинное отделение;
- 3 – дизель-генератор; 4 – блочная насосная станция;
- 5 – спецкорпус 1 и 2; 6 – хранилище радиоактивных отходов; 7 – объединенно-вспомогательный корпус;
- 8 – лабораторно-бытовой корпус 1 и 2;
- 9 – административный корпус, контрольно-пропускной пункт 1;
- 10 – контрольно-пропускной пункт 2;
- 11 – площадка СХОЯТ; 12 – подводящий канал;
- 13 – сбросной канал; 14 – брызгальные бассейны;
- 15 – полномасштабный тренажер;
- 16 – учебно-тренировочный центр

Площадка СХОЯТ рассчитана на безопасное хранение 380 контейнеров, содержащих 9000 сборок с отработавшим ядерным топливом из реакторных установок ВВЭР-1000. Система является пассивной, и после установки бетонных контейнеров, на площадку хранения не требует значительного технического обслуживания.

Запорожская АЭС стала первой в Украине атомной электростанцией, на территории которой хранение РАО стало осуществляться по системе СХОЯТ. Ее опыт предполагается использовать и на других станциях, например, на Южно-Украинской АЭС.

Проблема накопления РАО должна решаться постоянно и в разных направлениях. Есть мнение, что для хранения наиболее благоприятна Чернобыльская зона отчуждения и безусловного отселения. Однако концентрация на одной территории значительных и постоянно возрастающих объемов РАО может оказаться небезопасной. Кроме того,

принятие такого решения будет вызывать всеевропейское желание свозить РАО в Чернобыльскую зону. Это может привести к тому, что Украина превратится во всеевропейскую радиоактивную свалку.

Количество ОЯТ постоянно увеличивается, и его регенерация является основной задачей радиохимической технологии переработки отработавших ТВЭЛ-ов. В процессе переработки, в первую очередь, проводится выделение урана и плутония, очистка их от радиоактивных продуктов деления, в том числе от нейтронопоглощающих нуклидов (нейтронных ядов), которые при повторном использовании делящихся материалов будут препятствовать развитию в реакторе цепной ядерной реакции.

Ограниченная вместимость хранилищ вызывает необходимость остановки энергетических реакторов в связи с невозможностью замены топлива. Поэтому принимают меры к строительству новых и расширению имеющихся хранилищ или к уплотнению расстановки сборок ТВЭЛ-ов из боросодержащей стали.

Как один из вариантов, в мировой практике прорабатывается вариант организации АЭС, при котором на станции строятся не одинаковые блоки (например, три однотипных блока на тепловых нейтронах), а разнотипные (например, два тепловых и один «быстрый» реактор). Сначала обогащенное топливо (U^{235}) сжигается в тепловом реакторе (с образованием плутония), затем ОЯТ перемещается в «быстрый» реактор, в котором, за счет возникшего плутония, перерабатывается U^{238} . После окончания цикла использования, ОЯТ передается на завод, который расположен непосредственно на территории АЭС. На заводе из ОЯТ выделяется уран и плутоний, которые идут на изготовление нового смешанного топлива, а оставшееся ОЯТ отправляют на завод по выделению полезных радионуклидов или на захоронение [5, 6].

Важная проблема, над которой работают специалисты атомной отрасли, является увеличение глубины выгорания топлива. Глубиной выгорания называется величина, равная произведению тепловой мощности реактора на время работы и деленная на массу топлива. В настоящее время эта величина для реакторов ВВЭР-1000 составляет около 50 МВт·сут/кг. Увеличение этой величины позволяет продлить время эксплуатации реактора и, следовательно, время выработки электроэнергии без перегрузки топлива, что приводит к снижению себестоимости получаемой электроэнергии. Увеличение глубины выгорания невозможно без увеличения массы делящегося материала (изотопов U^{235} и плутония-239) и может быть достигнуто только за счет повышения концентрации U^{235} в исходном топливе. Отметим, что в реакторах делятся не только ядра U^{235} , но также и ядра плутония-239, образующиеся из ядер U^{238} при захвате ими нейтрона.

Тепловая мощность реактора определяется числом делений за 1 с, которое пропорционально произ-

ведению средней плотности потока нейтронов на число ядер делящихся изотопов. Поэтому увеличение концентрации делящихся ядер требует уменьшения плотности потока нейтронов. В реакторах ВВЭР-1000 для этого используется борная кислота, которая содержит изотоп бор-10, являющийся хорошим поглотителем нейтронов. Однако растворимость борной кислоты ограничена, и при увеличении концентрации делящихся ядер выше определённой величины необходимо вводить дополнительные поглотители нейтронов. Их вводят прямо в топливо. При работе реактора поглотитель должен постепенно «выгорать», то есть его концентрация постепенно уменьшается, когда уменьшается концентрация делящихся ядер. В качестве таких поглотителей можно применить редкоземельные элементы, в частности, гадолиний.

Гадолиний (Gd), постоянно открывает всё новые и новые области своего применения. Это обусловлено не только особыми физическими свойствами, но и его технологичностью. Хлорид Gd и никеля применяется для изготовления контейнеров для захоронения радиоактивных отходов. Gd обладает наивысшей способностью к захвату нейтронов из всех элементов, его применяют для защиты от тепловых нейтронов. Gd важен для управления ядерным реактором и для конструирования защиты. На основе Gd для атомной техники изготавливают эмали, керамика и краски. Растворимые соединения Gd могут быть использованы для стабилизации растворов, получаемых при переработке ТВЭЛ-ов растворением в кислотах для последующего разделения. Стабилизирующее действие солей Gd проявляется в способности «глушить» ядерные реакции в таких растворах и позволяет выполнять ряд технологических операций, связанных с концентрированием таких растворов, а значит с уменьшением критического объёма и образование критических масс. С 1998 года на Калининской АЭС (Россия) используются тепловыделяющие сборки альтернативной конструкции с уран-гадолиниевым топливом (ТВСА ВВЭР-1000). ТВСА ВВЭР-1000 является усовершенствованной конструкцией ТВС ВВЭР-1000.

Тепловыделяющие элементы ТВСА конструктивно представляют собой трубки из сплава циркония, заполненные таблетками спеченного диоксида урана и окиси гадолиния (ТВЭГ-и), герметизированные заглушками посредством сварки. Применение ТВЭГ-ов позволяет улучшить энергораспределение по тепловыделяющей сборке и повысить безопасность активной зоны. Конструктивно ТВСА ВВЭР-1000 состоит из трёх основных частей, соединённых между собой: головка, центральная часть и хвостовик. Головка предназначена для сцепления ТВСА с устройствами системы перегрузки при загрузке и выгрузке ТВС. Хвостовик обеспечивает установку ТВСА в реакторе, а также организует тракт для подачи теплоносителя, охлаждающего ТВЭЛ-ы. В центральной части размещается пучок из 312 стержневых тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ-ов и ТВЭГ-ов), а также направляющих кана-

лов под поглощающие стержни, соединённых дистанцирующими и опорной решётками. Общая длина ТВСА около 4,5 метров, в сечении ТВСА имеет форму шестигранника с размером «под ключ» 234 мм, масса ТВСА около 720 кг.

В 2006 г. на ОАО «Машиностроительный завод» в городе Электросталь успешно прошли приёмочные испытания тепловыделяющие сборки нового поколения. Они получили название ТВСА-Альфа – это эволюционное развитие базовой конструкции ТВСА, которая находится в эксплуатации на Калининской АЭС с 1998 года и в настоящее время эксплуатируется также на Запорожской АЭС.

ТВСА-Альфа комплектуется восемью новыми дистанционирующими решётками увеличенной высоты с оптимизированной геометрией ячейки, ТВЭЛ-ами с оболочкой меньшей толщины и «таблетками» урана без отверстия. Использование ТВЭЛ-ов с таблетками без центрального отверстия повышает ураноёмкость новых ТВС, что позволяет увеличить массу топлива, уровень его выгорания, а также продлить срок эксплуатации до шести лет.

Сравнительные характеристики сборок ТВС и ТВСА приведены в табл. 1.

Таблица 1
Характеристики тепловыделяющих сборок

Характеристики	ТВС	ТВСА	ТВСА-Альфа
	ВВЭР-1000	ВВЭР-1000	ВВЭР-1000
Расчётная тепловая мощность, МВт	27	27	27
Срок службы, лет	4	5	6
Номинальная масса U, кг	435	435	435
Обогащение U^{235} в зависимости от исполнения, %	3,3...4,4	3,0...4,4	3,3...5,0
Среднее обогащение ураном-235, %	4,0	4,0	4,0
Габариты, (мм): длина, размер «под ключ»	4570 234	4570 234	4570 234
Количество в ТВС, шт.: ТВЭЛ-ов ТВЭГ-ов	312 –	300 12	294 18
Количество дистанцирующих решёток в ТВС, шт.	15	15	15
Масса ТВС, кг	720	720	720

Выводы

На основе рассмотренных в данной работе вопросов, результатов сравнения и анализа можно сделать следующие выводы:

1. Атомная энергетика продолжает сохранять преобладающую роль и темпы развития в Украине, в связи с чем проблема локализации, уничтожения или обеззараживания ОЯТ и РАО остается важной.

2. Решение проблемы ОЯТ и РАО следует вести в различных направлениях: искать технологии их утилизации, обеспечения надежного хранения, снижения общего объема за счет продления срока эксплуатации ТВС (ТВСА) и повышения их теплотворности. Т.е. необходимо вести дальнейшие работы по созданию новых вариантов выполнения ТВЭЛ-ов.

3. Применение на АЭС тепловыделяющих сборок альтернативной конструкции для ВВЭР-1000 ТВСА и ТВСА-Альфа позволяет:

- перейти на четырёхлетний топливный цикл с последующим переходом на пяти- и шестилетний, т.е. увеличить срок службы, уменьшить расход природного урана и снизить скорость накопления РАО;
- понизить концентрацию борной кислоты в теплоносителе;
- увеличить среднюю удельную выработку тепловой энергии;
- усилить конструкцию и снять проблему формоизменения ТВС, т.е. повысить механическую надежность.

4. Использование тепловыделяющих сборок альтернативной конструкции с уран-гадолиниевым топливом ТВСА ВВЭР-1000 позволяет значительно повысить уровень безопасности АЭС и улучшить эксплуатационные характеристики ядерных реакторов за счёт выравнивания энерговыделения по всей активной зоне, снижения мощности ТВС, увеличения глубины выгорания.

5. Для Украины сухие хранилища отработанного ядерного топлива (СХОЯТ) на данный момент являются альтернативой утилизации, переработке и

вывозу ОЯТ и РАО, но не могут считаться окончательным решением проблемы.

Список литературы

1. *Топливо-энергетический комплекс Украины на пороге третьего тысячелетия // Под заг. ред. А. К. Шидловского, Г. П. Ковалко. УЕЗ. – Киев, 2001. – 340 с.*
2. *Шевченко В.В. Проблемы и основные направления развития электроэнергетики в Украине // Электроэнергетика та електрифікація. – 2007. – № 7. – С. 11-16.*
3. *Кузьмин В.В. Проблемы современной электротехники на пути создания новых источников энергии // Електротехніка і Електромеханіка. – 2005. – № 2. – С. 28-31.*
4. *Кузьмин В.В. О нетрадиционном сценарии развития энергетики в XXI веке // Новини енергетики. – 1999. – № 2. – С. 49-59.*
5. *Беляев Л., Марченко О., Филиппов С. Энергетика мира, как фактор устойчивого развития // Энергия. – 2001. – № 11. – С. 37-41.*
6. *Ковалко Г.П. Стратегия развития топливно-энергетического комплекса Украины // Межд. конференция “Энергетическая безопасность Европы. Взгляд в XXI век”, труды, 22-25 мая 2001 г. – К. – 2001. – С. 41-45.*

Поступила в редколлегию 19.11.2007

Рецензент: д-р техн. наук, проф. В.П. Соляник, Украинская инженерно-педагогическая академия, Харьков.