

ПРОБЛЕМЫ ХРАНЕНИЯ ОТРАБОТАННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

БНТУ, г. Минск, Республика Беларусь

Научный руководитель: ст. преподаватель Бабук В.В.

Атомная электростанция (АЭС) – комплекс технических сооружений, предназначенных для выработки электрической энергии путем использования энергии, выделяемой при контролируемой ядерной реакции. В качестве распространенного топлива для атомных электростанций применяется уран 235.

Теплота в реакторе выделяется за счет цепной реакции деления ядерного топлива под действием тепловых нейтронов. При этом образуются продукты деления ядер, среди которых есть и твердые вещества, и газы – ксенон, криптон. Продукты деления обладают очень высокой радиоактивностью, поэтому топливо (таблетки двуокиси урана) помещают в герметичные циркониевые трубки – ТВЭЛы (тепловыделяющие элементы). Эти трубки объединяются по несколько штук рядом в единую тепловыделяющую сборку (ТВС). Стержни изготавливаются из веществ, сильно поглощающих нейтроны – например, из бора или кадмия. При глубоком введении стержней цепная реакция становится невозможной, поскольку нейтроны сильно поглощаются и выводятся из зоны реакции.

Металлический уран сравнительно редко используют как ядерное топливо, так как его фазовый переход при температуре 600°C сопровождается увеличением объема в два раза, что может привести к разрушению оболочки ТВЭЛов.

К хорошим ядерным топливам относятся некоторые тугоплавкие соединения урана: окислы, карбиды и интерметаллические соединения. Наиболее широкое применение получила керамика — диоксид урана UO_2 . Её температура плавления равна 2800 °C,

плотность — 10,2 г/см³. У диоксида урана нет фазовых переходов, она менее подвержена распуханию, чем сплавы урана. Это позволяет повысить выгорание до нескольких процентов. Диоксид урана не взаимодействует с цирконием, ниобием, нержавеющей сталью и другими материалами при высоких температурах. Основным недостатком керамики — низкая теплопроводность — 4,5 кДж/(м·К), которая ограничивает удельную мощность реактора по температуре плавления. Так, максимальная плотность теплового потока в реакторах ВВЭР на диоксида урана не превышает 1,4·10³ кВт/м², при этом максимальная температура в стержневых ТВЭЛах достигает 2200 °С. Кроме того, горячая керамика очень хрупка и может растрескиваться.

После выгрузки из активной зоны реактора отработавшего топлива, его помещают в специальный бассейн выдержки, обычно располагающийся в непосредственной близости от реактора. Дело в том, что в отработавших ТВС содержится большое количество осколков деления урана, сразу после выгрузки каждый ТВЭЛ в среднем содержит 300000 Кюри радиоактивных веществ, которые выделяют энергию 100 кВт*час. За счёт этой энергии использованное ядерное топливо имеет свойство саморазогреваться до больших температур без принятия специальных мер (недавно выгруженное топливо может разогреться на воздухе примерно до 300 °С) и является высокорadioактивным, поэтому его хранят 3-4 года в бассейнах с определённым температурным режимом под слоем воды, защищающим персонал от ионизирующего излучения продуктов распада урана. По мере выдержки уменьшается радиоактивность топлива и мощность его остаточных энерговыделений, обычно через 3 года, когда саморазогрев ТВС сокращается до 50-60 °С, его извлекают и отправляют для хранения, захоронения или переработки.

Чтобы разгрузить бассейны реакторов, отработанные ТВСы предпочитают хранить в специальных хранилищах для ядерного топлива, перед тем как их либо переработать, либо захоронить.

На сегодняшний день, хранилища бывают двух типов: сухие и мокрые.

Мокрые хранилища это комплекс оборудований и сооружений, представляющих из себя систему переноски ТВС по помещениям, и бассейн, в котором непосредственно хоронятся ТВЭЛы, отдавая воде радиоактивные элементы, и охлаждаемые ею же. Стоит упомянуть, что вода циркулирует по замкнутому контуру, и во время круга охлаждается и очищается с помощью насоса. Данный способ хранения экономически не очень хороший, т.к. требует постоянного соблюдения комплексов мер безопасности, и занимает много места по сравнению с сухим хранилищем, которое обходится в среднем за год эксплуатации на 42,5% дешевле в обслуживании.

Стоит отметить, что насос для очистки необходим и для бассейнов выдержки, что бы удалять со дна осадок с высокордиоактивными частицами, и как следствие удалять необходимо в виде суспензии воды и частицами, которые находятся во взвешенном состоянии, по этому, насос оснащается специальным пульсационным клапаном, задача которого направлена на расширение функциональных возможностей насоса, позволяющих наряду с растворением осадка и выдачей раствора также осуществлять и выдачу быстроотстаивающейся твердой фазы с суспензией за счет отведения части жидкости на поддержание твердой фазы во взвешенном состоянии при выдаче суспензии из емкости.

Сухое хранение представляет собой метод хранения отработавшего ядерного топлива (в некоторых странах оно классифицируется как высокоактивные ядерные отходы) после его «мокрой» выдержки в бассейнах в течение нескольких лет. Общий принцип контейнерного хранения ОЯТ заключается в том, что отработавшее топливо хранится в герметичных металлических корзинах, которые предварительно вакуумируют и заполняют инертным газом, обычно гелием, а сами корзины располагаются в корпусе защитного контейнера. Прочная

конструкция корпуса контейнера служит в качестве радиационной защиты, а также предотвращает повреждение металлической корзины. Контейнер может быть как бетонный, так и металлический. Теплоотвод осуществляется за счет естественной конвекции окружающего воздуха.

После установки пеналов в гнездо, и приварки к нему пробки через пробоотборную трубку, из внутренней полости гнезд с установленными в них пеналами в несколько приемов, с помощью магнитно-электроразрядных насосов, откачивается воздух и подается азот до получения во внутренней полости гнезд газовой среды с содержанием в ней кислорода не более 0,4% и давлением 0,06-0,07 МПа. Это позволяет в процессе длительного хранения периодически осуществлять контроль герметичности системы «пеналы - гнездо» путем измерения давления в полости гнезда хранения. При давлении ниже 0,09 МПа гнездо и пенал герметичны. При давлении выше 0,09 МПа герметичность системы «пеналы – корпус» нарушена. Идентификация негерметичного элемента системы осуществляется замером содержания кислорода в газовой среде гнезда. В случае если содержание кислорода в полости гнезда достигло 6-7%, нарушена герметичность гнезда и в него поступает воздух из камеры.

Осуществляемые в этих случаях либо перегрузка пеналов из негерметичного гнезда, либо перегрузка ОТВС из негерметичных пеналов позволяют повысить безопасность хранения ОЯТ в предлагаемом хранилище.

В заключении хотелось бы отметить, что развитие технологий в этой области экономически целесообразно для всех стран, использующих атомную энергетику. А поскольку хранение рассчитано на десятилетия, то каждый нюанс нужно рассматривать в долгосрочной перспективе.