



ИНФОРМАЦИОННЫЙ БЮЛЛЕТЕНЬ

№ 8

2011

СЕРИЯ: АТОМНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ СРЕДСТВ ОБРАЩЕНИЯ ТОПЛИВА РЕАКТОРОВ ВВЭР

Современный этап развития ядерной энергетики характеризуется улучшением экономических и технико-эксплуатационных характеристик АЭС, повышением безопасности функционирования всех штатных систем станции.

Ядерная безопасность АЭС связывается, как правило, с ядерной установкой. Но безопасная эксплуатация станции – это соответствующие уровни ядерной и радиационной безопасности на всех этапах внутреннего топливного цикла АЭС, начиная от загрузки свежего ядерного топлива в активную зону и до момента вывоза облученного топлива с территории станции (когда это предусматривается стратегией топливного цикла).

Важной составляющей безопасности АЭС является безопасность при обращении с облученным ядерным топливом (хранение, транспортировка). Повышенные требования безопасности предъявляются к средствам обращения с облученным ядерным топливом нового поколения, характеризующимся высокими уровнями остаточного энерговыделения и активности.

Обеспечение безопасности устройств хранения и транспортировки облученного топлива имеет принципиальные отличия по сравнению с реакторной установкой. Ядерный реактор функционирует в критическом состоянии. Поддержание работы реактора в критическом состоянии обеспечивается системой управления и защиты. Хранение и транспортировка топлива в условиях нормальной эксплуатации в отличие от реактора осуществляются в подкритическом состоянии; ядерная безопасность при этом достигается конструкцией самих средств обращения, которые должны обеспечить подкритичность в условиях нормальной эксплуатации и при авариях.

Суть подходов к обоснованию ядерной безопасности средств обращения топлива при нормальной эксплуатации, нарушениях нормальной эксплуатации, при проектных и запроектных авариях заключается в поиске и анализе по результатам расчетов состояний с максимальными значениями эффективного коэффициента размножения нейтронов (Кэфф.) в соответствии с перечнем проектных и запроектных аварий.

Согласно современным требованиям критерием выполнения ядерной безопасности средств обращения топлива для условий нормальной эксплуатации и при проектных авариях является обеспечение подкритичности на уровне $K_{эфф.} < 0,95$. Общий принцип обеспечения подкритичности в устройствах хранения и транспортировки топлива – максимально возможное поглощение нейтронов. Для тяжелых запроектных аварий с разрушением топлива, характеризующихся вероятностью менее 10^{-7} , требуются анализ и разработка организационно-технических мероприятий в целях минимизации последствий аварий.

Обеспечение ядерной безопасности в бассейнах выдержки реакторов ВВЭР

После выгрузки из активных зон облученное ядерное топливо помещается в бассейны выдержки для снятия остаточного тепловыделения и уменьшения радиоактивности. Бассейн

выдержки – это железобетонная конструкция, облицованная нержавеющей сталью, расположенная в центральном зале реакторного блока в непосредственной близости от реактора, заполненная водой с растворенной в ней борной кислотой концентрацией 16 г/л.

Первоначально подкритичность в бассейнах выдержки АЭС с реакторами ВВЭР-1000 обеспечивалась за счет выбора такого шага размещения облученных тепловыделяющих сборок (ОТВС) в стеллажах бассейнов выдержки без использования твердых поглотителей, при котором для топлива с первоначальным обогащением 4,4% выполнялось бы требование $K_{эфф.} < 0,95$. Сборки реакторов ВВЭР-1000 в этом случае размещались в ячейках стеллажей бассейнов по треугольной решетке с шагом 40 см (неуплотненные стеллажи). Данный способ размещения ОТВС характеризуется вместимостью бассейнов, позволяющей выдерживать ОТВС в течение, по крайней мере, 3-5-и лет (срок хранения 3 года является обязательным требованием технологического регламента эксплуатации АЭС с реакторами ВВЭР). Для увеличения сроков хранения в таком бассейне необходимо более компактное размещение топлива.

В случае аварийных ситуаций – изменения плотности воды, содержания борной кислоты, нарушения дистанционирования ТВЭЛов в ОТВС или самих ОТВС, при которых возможно изменение $K_{эфф.}$ в широком диапазоне (например, рост $K_{эфф.}$ при снижении плотности теплоносителя в аварийных ситуациях с кипением воды) и которые могут спровоцировать возникновение самоподдерживающейся цепной реакции, – подкритичность в таких бассейнах может быть обеспечена только борной кислотой, растворенной в теплоносителе. В случае же тяжелых запроектных аварий с внешними воздействиями, приводящими к разрушению ОТВС, в неуплотненных стеллажах бассейнов выдержки нет элементов, препятствующих образованию критической массы. Ядерная безопасность в авариях с внешними воздействиями принципиально не может быть обеспечена в бассейнах с неуплотненными стеллажами.

При переходе на АЭС с реакторами ВВЭР к новому топливу с повышенными начальным обогащением и ураноемкостью требуется модернизация конструкции бассейнов с целью продления времени выдержки таких ОТВС, по крайней мере, до 10 лет.

Усовершенствование бассейнов выдержки

Исследования и расчетный анализ позволили определить физические основы и конструктивные решения стеллажей бассейнов выдержки, обеспечивающих:

- увеличение вместимости в 2 раза по сравнению с неуплотненным бассейном;
- размещение отработавших сборок с начальным обогащением топлива до 5%;
- ядерную безопасность в условиях нормальной эксплуатации и при проектных авариях, включая аварии со снижением и перераспределением плотности воды;
- отрицательные реактивностные обратные связи;
- локализацию разрушенного топлива, препятствующую образованию локальной критической массы в запроектных авариях, в дополнительных конструктивных элементах бассейна.

В настоящее время на АЭС с реакторами ВВЭР-1000 реализуется конструкция стеллажей бассейнов выдержки, состоящая из дистанционированных между собой и размещенных по треугольной решетке с шагом 30 см шестигранных труб из бористой стали ЧС-82 с содержанием бора 1,3 – 1,8% по массе. Данная конструкция представляет собой комбинированную ловушку нейтронов, обеспечивающую эффективное поглощение тепловых нейтронов по периферии ТВС и замедление быстрых в слое воды между шестигранными трубами с последующим поглощением. Это техническое решение позволяет увеличить вместимость стеллажей бассейнов выдержки примерно в 2 раза. В стеллажах бассейнов выдержки данной конструкции $K_{эфф.}$ имеет максимальное значение в условиях нормальной эксплуатации. В авариях со снижением плотности (кипение) теплоносителя $K_{эфф.}$ снижается.

В тяжелых запроектных и постулируемых авариях с внешними воздействиями, такими, как падение в бассейн плит перекрытия, средств транспортировки топлива,

элементов строительной конструкции, мостового крана и др., приводящими к разрушению ОТВС, шестигранные трубы являются локализирующим для делящихся веществ элементом конструкции, препятствующим образованию критической массы.

Выполненная к настоящему времени технологическая разработка шестигранных труб из бористой стали (ЧС-82М) с увеличенным содержанием бора (2 – 2,5% по массе) позволит сделать следующий шаг в усовершенствовании конструкций бассейнов для энергоблоков с ВВЭР-1000 (ВВЭР-1200), обеспечивая в перспективе необходимое время выдержки ОТВС с повышенными ураноемкостью и начальным обогащением топлива.

В настоящее время на АЭС с реакторами ВВЭР-1000 используются как неуплотненные стеллажи, так и уплотненные – тепловыделяющие сборки размещаются в шестигранных трубах из бористой стали с шагом 30 см.

Перспективы создания новых контейнеров для отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР

Переход на использование в реакторах ВВЭР модифицированных сборок с повышенным до 5% начальным обогащением и глубиной выгорания до 65 – 68 ГВт·сут/т U приведет к изменению изотопного состава ОЯТ, что существенно увеличит мощность его остаточного тепловыделения и нейтронную активность. Для обеспечения гарантированной ядерной и радиационной безопасности при транспортировке такого облученного ядерного топлива необходимы контейнеры, соответствующие мировому уровню.

На данном этапе в России решается проблема разработки таких контейнеров с ориентацией на производственные возможности российских предприятий. При этом ставится задача: цены на российские контейнеры должны быть ниже цен на зарубежные контейнеры. В противном случае экономически целесообразным может оказаться приобретение Россией, а также странами, где построены или строятся АЭС с реакторами ВВЭР, контейнеров, выпущенных зарубежными фирмами.

Исходя из возможностей российских предприятий и имеющегося у них опыта, рассматриваются следующие варианты конструкции корпусов контейнеров и используемых для их изготовления материалов: ковано-стальные корпуса из хладостойких углеродистых или низколегированных сталей; корпуса, отливаемые совместно с днищем; из высокопрочного чугуна с шаровидным графитом (ВЧШГ); металлобетонные корпуса.

Чтобы наладить производство таких контейнеров в промышленном масштабе, необходим достаточный опыт их изготовления, а также наличие ряда материалов, технологий, изделий, производственного оборудования, успешно используемых зарубежными фирмами. На решение этих проблем направлены усилия всех компетентных организаций и предприятий во главе с головной организацией РФ по обращению с ОЯТ ОАО ГИ "ВНИПИЭТ". Работа проводится по следующим направлениям: накопление опыта изготовления ковано-сварных корпусов большегрузных контейнеров из относительно дешевой хладостойкой стали; решение вопроса о возможности производства таких контейнеров на Ижорском заводе, который изготавливал контейнеры предыдущего поколения, загруженного в данный момент производством корпусного оборудования первого контура; оснащение ЗАО "Петрозаводскмаш" необходимым оборудованием для обработки чугуна корпуса, позволяющим создать простую и эффективную твердую нейтронную защиту;

накопление опыта использования тяжелого бетона типа CONSTORIT, позволившего разработчикам металлобетонных контейнеров фирмы GNS (GNB) отказаться от применения стального армирования в слое бетона (это упрощает бетонирование корпуса, позволяет использовать технологию, которая обеспечивает постоянство плотности бетона по высоте и радиусам стенки корпуса и снижает затраты на изготовление контейнера) и др.

К настоящему времени в России уже имеется опыт использования чугуна с шаровидным графитом для изготовления корпусов контейнеров: изготовлены контейнеры с корпусами, отлитыми из ВЧШГ, для транспортирования ОТВС исследовательских реакторов, для транспортирования облученных урановых блоков промышленных реакторов,

защитные контейнеры для хранения на Кольской АЭС кассет-экранов и поглощающих надставок.

Разработана серия металлобетонных контейнеров для ОЯТ реакторов атомных подводных лодок и надводных кораблей ВМФ, для ОЯТ реакторов РБМК-1000, для ОЯТ реакторов атомных ледоколов и др.

Параллельно с транспортным контейнером для вывоза ОТВС реакторов ВВЭР-1000 с АЭС в “мокрое” хранилище Горно-химического комбината решается задача создания контейнеров для сухого хранения на Горно-химическом комбинате ОТВС реакторов ВВЭР-1000 с большой выдержкой. Это позволит разгрузить “мокрое” хранилище, заполняемое с 1985 года, и обеспечит возможность приема в это хранилище отработавших сборок ВВЭР-1000, включая модифицированные, поступающие непосредственно с АЭС.

Для хранения ОТВС ВВЭР-1000 с большой выдержкой предполагается использовать металлобетонные контейнеры, вместимость которых может быть доведена до 30 ОТВС. Стоимость этих контейнеров будет ниже, чем контейнеров со стальным или чугунным корпусом, поскольку их изготовление не требует наличия на заводах-изготовителях сложных производств, таких как сталелитейное и ковочное или чугунолитейное.



Поиск эффективных и рациональных решений по повышению безопасности обращения с облученным ядерным топливом в послереакторный период является одной из важнейших задач в атомной отрасли. Исследования в этой сфере ведутся в разных направлениях. Так, например, после аварийных событий на АЭС Фукусима стала очевидной необходимость оснащения дополнительной системой пассивного охлаждения и приреакторных бассейнов выдержки. В России (ОАО «ОКБМ Африкантов») впервые разработан и изготовлен стенд инспекции и ремонта ОТВС по модульному принципу, позволяющий проводить неразрушающие исследования облученных ТВС и непосредственно в бассейне выдержки ремонтировать негерметичные кассеты. В настоящее время успешно проведены испытания такого стенда на АЭС «Темелин» и Калининской АЭС. Ремонт негерметичных ОТВС позволит не только вернуть их обратно в активную зону, но и перевести проблему длительного хранения такихборок в проблему длительного хранения негерметичных твэлов, которая проще и дешевле в реализации. На уровне лучших мировых производителей ведутся разработки многоцелевых контейнеров для отработавшего ядерного топлива – транспортировка, хранение, захоронение.

Источники:

1. Ядерная безопасность при хранении топлива в бассейнах выдержки на АЭС с ВВЭР-1000 – физические основы и конструктивные решения /А.И. Осадчий // Атомная энергия. – 2011. – Т. 110.– С. 3 – 6.

2. Актуальность создания новых контейнеров для ОЯТ ВВЭР-1000 /В.Е. Михайлов [и др.] // Безопасность окружающей среды. – 2010. – № 4,– С. 91 – 94.

3. <http://www.okbm.nnov.ru>.

4. Калинин, В. И. Хранение отработавшего ядерного топлива энергетических реакторов / В.И. Калинин, В.Г. Крицкий, А.И. Токаренко и др. – Санкт-Петербург, 2009. –108 С.

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