

АНАЛИЗ ОПЫТА, БЕЗОПАСНОСТИ И ПЕРСПЕКТИВ ДИВЕРСИФИКАЦИИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА НА АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЯХ

Скалозубов В. И., Мельник С. И., Пантак О. И., Гриб В. Ю., Спинов В. М., Комаров Ю. А.

1. Введение

Актуальным и приоритетным вопросом для ядерной энергетики Украины является диверсификация ядерного топлива, которая заключается в замене проектных тепловыделяющих сборок (ТВС) на альтернативные. В качестве альтернативных ТВС на украинских атомных электростанциях (АЭС) начато внедрение топливных сборок Westinghouse Electric Company (WFA).

На текущий момент в странах Европейского Союза (ЕС) и Украины эксплуатируется 33 энергоблока с реакторами типа ВВЭР (водо-водяной энергетический реактор) (табл. 1).

Таблица 1

Энергоблоки в Европе и Украине

Страна	АЭС, энергоблок	Тип энергоблока
Болгария	Kozloduy 5-6	WWER-1000
Чехия	Dukovany 1-4	WWER-440
	Temelin 1-2	WWER-1000
Финляндия	Loviisa 1-2	WWER-440
Венгрия	Paks 1-4	WWER-440
Словакия	Bohunice 3-4	WWER-440
	Mochovce 1-2	WWER-440
Украина	Khmelnyskyi 1-2	WWER-1000
	Rivne 1-2	WWER-440
	Rivne 3-4	WWER-1000
	South Ukraine 1-3	WWER-1000
	Zaporizhzhia 1-6	WWER-1000

Основным поставщиком ядерного топлива европейских и украинских АЭС с ВВЭР является Россия. Однако опыт других ядерных рынков показывает, что монополизация поставок и хранения ядерного топлива отрицательно влияет как на обеспечение безопасности, так и на обеспечение конкуренции для улучшения технологий и экономичности [1]. Кроме того, имеется положительный опыт смешанной загрузки активной зоны реактора ядерным топливом разных поставщиков.

Транснациональная Westinghouse Electric Company имеет многолетний опыт поставок ядерного топлива для различных типов реакторов и является

перспективным поставщиком альтернативного топлива для ВВЭР (в том числе и для Украины).

В предлагаемой работе представлен анализ опыта и безопасности внедрения диверсификации ТВС на АЭС с реакторами типа WWER, а также дальнейших перспектив диверсификации ядерного топлива на украинских АЭС.

2. Объект исследования и его технологический аудит

Объектом исследования являются проектные тепловыделяющие сборки (ТВС-А) на ядерных энергоустановках с реакторами ВВЭР, расположенными в Украине. Энергоустановки с проектами типа ВВЭР широко описаны в научно-технической литературе и не требуют подробного описания. В связи с возникновением ситуации замены поставщика ядерного топлива на вышеуказанных объектах повышенной опасности требуется рассмотреть соблюдение критериев безопасности при адаптации топлива в существующий технологический регламент.

3. Цель и задачи исследования

Целью исследования является анализ соблюдения критериев безопасности при замене поставщика ядерного топлива и выявления технологических задач, которые необходимо решить при осуществлении данной процедуры.

Для достижения поставленной цели необходимо выполнить такие задачи:

1. Сделать анализ опыта диверсификации проектных тепловыделяющихборок (ТВС-А) на ядерных энергоустановках с реакторами WWER тепловыделяющими сборками Westinghouse Electric Company (WFA).
2. Выполнить анализ дальнейших перспектив диверсификации ядерного топлива на украинских АЭС.

4. Исследование существующих решений проблемы

Несомненный интерес представляет десятилетний опыт диверсификации топливныхборок Westinghouse на АЭС Темелин (Чехия) [2]. В процессе диверсификации ТВС Westinghouse на АЭС Темелин были выявлены следующие основные проблемы:

- проблемы с кластерами регулирующих стержней (RCCA) в ходе эксплуатации – неполное введение регулирующих стержней (IRI);
- изгиб ТВС/ТВЭЛОВ;
- чрезмерное удлинение ТВС;
- течи ТВЭЛОВ.

Неполное введение регулирующих стержней (IRI). Некоторые RCCA (на обоих блоках) не падали полностью до нижнего положения по коренной причине изменения геометрии ТВС. Наихудший случай произошел на 1-м блоке, когда тестовые испытания показали, что два кластера остановились выше гидравлического амортизатора, что привело к внеплановой остановке для перегрузки топлива. Впоследствии функция падения проверялась: интервал испытаний составлял 30 дней (в 2005 г.) и 150 дней (в 2010 г.). Опираясь на предварительные испытания поставщика топлива, была проведена оценка безопасности и были получены

прогнозы количества ситуаций IRI для предстоящих испытаний, что обеспечивало лучшую готовность к данным ситуациям.

В 2005 г. были выполнены модернизации, затрагивающие соединение штанги привода и регулирующих стержней: просверлены дополнительные отверстия, увеличен вес стержней и др.

В 2006–2007 гг. были проведены следующие модернизации:

- конструкция амортизатора «труба-в-трубе» и верхней головки ТВС (фаза 0);
- выравнивание элементов крепления твэлов;
- новые конструкционные материалы для оболочки твэлов и других компонентов ТВС (фаза 1X).

Изгиб ТВС и твэлов. Деформации твэлов и ТВС (то есть отклонение от их исходной геометрической формы и удлинение топливных сборок – «радиационный рост») являются общей проблемой всех энергоблоков с ВВЭР и PWR.

Первая загрузка активной зоны на АЭС Темелин была спроектирована с учетом сокращения сечения потока до 51 %. Все последующие конструкции активной зоны были рассчитаны с учетом консервативных допущений о том, что твэлы могут даже касаться друг друга. А также была изменена последовательность перестановок ТВС, использовались специальные имитаторы ТВС при установке изогнутых и искривленных ТВС.

Результаты влияния модернизации материала оболочки твэлов на эффекты удлинения ТВС приведены в [2].

Течь твэлов. Активные зоны реакторов, установленных на АЭС Темелин, содержат 163 ТВС и в каждой ТВС – 312 твэлов и проектируются, исходя из предположения, что определенное количество твэлов имеет проектную течь. На АЭС Темелин твэлы проверяются на герметичность путем контроля удельной активности в 1-м контуре – предел суммарной удельной активности составляет $\leq 3,7 \cdot 10^9$ Бк/л (табл. 2).

Таблица 2

Итоги зафиксированной максимальной активности в теплоносителе 1-го контура на двух блоках ($\times 10^6$ Бк/л)

Год	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010
Блок 1	5,9	2,4	3,6	6,3	7,9	7,1	6,3	4,3
Блок 2	2,7	7	3,3	6,4	8,5	5,8	6,3	6,6

Для поиска течи используется Sipping System на основе газового метода постоянного контроля концентрации ксенона Xe133.

Мобильное оборудование (имеется на обоих блоках) спроектировано и изготовлено Westinghouse (США). Во время останова образцы собираются на этаже реакторного отделения и затем транспортируются в яму хранения контейнеров со свежим топливом рядом с бассейном хранения отработавшего топлива. Перегрузочная машина перемещает ТВС в мобильное транспортное устройство и извлекает оттуда. ТВС размещают на вращающемся столе, который позволяет поворачивать ее на 360 градусов в ходе процесса проверки.

Таким образом, устройство спроектировано так, чтобы обеспечить полную проверку топлива и ТВС в целом (табл. 3).

Таблица 3

Обзор обнаруженных течей топлива на АЭС Темелин

Конец цикла	Количество течей	Отремонтировано течей	Количество твэл с течью
Блок 1			
2	1	0	0
3	5	1	1
4	6	1	1
5	6	6	8
5А	4	2	3
6	7	7	10
7	3	1	1
8	0	0	0
Блок 2			
2	3	2	5
3	10	2	4
4	5	2	2
5	7	2	3
6	5	0	0
7	5	1	2

Система проверки для топливных сборок применяется, чтобы определить положения твэла с течью. Затем его помещают в корзину для хранения поврежденных твэлов (FFRSB). Поврежденные твэлы заменяют имитаторами твэлов.

Коренная причина течей твэлов – это фреттинг «твэл – решетка», что свидетельствует о вибрации твэла в дистанционирующей решетке.

Характерным примером повреждения твэла может быть инцидент на 2-м блоке после реконструкции на сборках VE24. Один твэл с течью был удален и заменен стержнем из нержавеющей стали. После извлечения твэла (приблизительно на 150 см) стержень неожиданно дернулся и сломался. Визуальный осмотр места излома выявил, что это было вызвано вторичной гидратацией, хотя визуально там не наблюдалось признаков значительной гидратации. Был обнаружен обширный фреттинг между твэлом и решеткой по всей оболочке. Визуальные обследования на концах излома двух частей твэла показал целостность топливных таблеток при отсутствии пустых областей, что свидетельствует об отсутствии потери топливных таблеток при возникновении излома.

Программа проверок после облучения (РІР) была структурирована так, чтобы соответствовать требованиям Чешского Регулятора (SUJB). Были получены дополнительные подтверждения совместимости материалов, аналитические методы обоснования и проверки, общая демонстрация теплогидравлических процессов (отобраны 8 ТВС).

Программа проверки включала:

– измерения ТВС – визуальное обследование, измерение изгиба, кручения и общего удлинения;

– измерения отдельного твэла – визуальное обследование, измерение коррозии, профилометрия;

– проверка кластеров РССА – общего износа и проходного сечения труб.

Позитивные результаты РИР. Визуальные обследования выявили отсутствие или небольшую коррозию на поверхности оболочек твэлов, что подтвердило совместимость сплава циркония с водно-химическим режимом ВВЭР. Не обнаружено износа направляющих труб РССА (критерий – износ менее 10 %).

Негативные. Измерения изгиба, кручения и длины ТВС показали некоторые отличия от проектных ТВС. Визуальный осмотр твэлов с течью выявил наличие фреттинга.

Опыт диверсификации ТВС Westinghouse на АЭС Темелин позволяет сделать следующие *выводы*:

1. Диверсификация непроектного топлива является, безусловно, достаточно длительным и сложным процессом, но вполне может быть успешно реализована при эффективном сотрудничестве поставщика и эксплуатирующей организации по модернизации активной зоны реактора.

2. Выявленные негативные эффекты (деформации твэлов, ТВС, фреттинг и др.) в основном характерны и для проектных ТВС ВВЭР и являются общей проблемой, требующей дальнейших совершенствований.

В соответствии с Программой диверсификации ядерного топлива Украины (Ukraine Nuclear Fuel Qualification Program – UNFQP) компания Westinghouse и Департамент энергетики Соединенных Штатов при участии Северо-западной тихоокеанской национальной лаборатории (PNNL) поставляют Украине альтернативное ядерное топливо для перезагрузки ТВС реакторов ВВЭР-1000 (WFA). По информации шведского отделения Westinghouse [3] в 2005 г. шесть первых тестовых сборок (Lead Test Assemblies – LTA) для ВВЭР-1000 были загружены на блоке № 3 Южно-Украинской АЭС и продемонстрировали полную совместимость с проектным ядерным топливом и конструкциями реактора. Дальнейшая эксплуатация продемонстрировала адекватность эксплуатационных пределов и требований надежности для нескольких топливных кампаний реактора. После завершения запланированных четырех топливных кампаний средняя глубина выгорания более 43 МВт·сут/кг урана. Окончательная программа проверки LTA в конце цикла 20-й кампании в 2010 г. продемонстрировала приемлемость для ВВЭР-1000 сплавов Zr-1 % Nb (как материала дистанционирующей решетки) и ZIRLO® (как оболочки твэлов и структурных компонентов). Время падения сборки поглощающих стержней и силы сопротивления были в пределах принятых значений [3]:

– все сборки визуально без признаков аномалий;

– все дистанционирующие решетки остались в проектных положениях по оси ТВС, без признаков чрезмерной коррозии;

– поверхности твэлов без отложений и искривлений, а коррозия находилась в пределах ожидаемых уровней;

– отсутствовал фреттинг и другие виды износа периферийных твэлов; тяговые

усилия имитатора кластера СУЗ (RCCA) были приемлемыми, что определило отсутствие каких-либо существенных искривлений или изгибов LTA.

Программа LTA показала, что конструкция альтернативного топлива WFA в принципе подходит для применения с полной загрузкой активной зоны ВВЭР-1000 [3]. Первая загрузка из 42 WFA была изготовлена на предприятии по производству ядерного топлива Westinghouse в Швеции и загружена на блоке № 3 Южно-Украинской АЭС в феврале 2010 г. Эта загрузка WFA накопила еще один цикл безопасной эксплуатации.

В работе [4] приведен сравнительный анализ конструкционных различий и совместимости топливных сборок Westinghouse LTA-2 и WFA и проектных для ВВЭР (табл. 4), в результате которого установлено следующее:

1. Все рассмотренные ТВС имеют шестиугольные конструкции с одинаковым шагом сборок (23,6 см).

2. Топливные матрицы твэлов LTA-2 и WFA являются цельными, а ТВСА – кольцевидными, с гелием внутри. Эти различия в общем случае могут влиять на условия тепло- и нейтронно-физических процессов.

3. LTA-2 содержит шесть массивных стержней жесткости (так называемые «Р-стержни»), а в ТВСА установлены соответствующие углы жесткости.

4. Твэлы в топливных сборках WFA имеют три различных уровня обогащения топлива (твэлы с самым низким уровнем расположены на периферии топливной сборки), а ТВСА (ТВС адаптированные) – только два. Оба типа ТВС содержат шесть твэлов с гадолинием, 18 направляющих трубок и одну центральную трубку при определенных различиях в размерах.

В результате моделирования нейтронно-физических процессов при различных распределениях обогащения ТВС в [4] установлено:

1) Р-стержень увеличивает энерговыделение в соседних твэлах; однако распределение пониженного обогащения в сборке LTA-2 эффективно компенсирует увеличение мощности, вызванное Р-стержнями;

2) влияние Р-стержней на коэффициент неравномерности энерговыделения в WFA вторично и составляет увеличение порядка 1 %;

3) если имеется три или менее ТВСА на той же стороне, что и WFA, то коэффициент неравномерности энерговыделения незначительно увеличивается; но если ТВСА симметрично окружают WFA, то коэффициент неравномерности энерговыделения уменьшается.

Основные мероприятия по модернизации WFA для украинских АЭС были направлены на предотвращение известных проблем для реакторов типа PWR и ВВЭР. Эти проблемы связаны с искривлением/деформацией в процессе эксплуатации твэлов и других конструкций ТВС (в том числе, исходя из опыта первых поставок ТВС VV6 компании Westinghouse для АЭС Темелин [5]), которые приводят к неполному введению поглощающих стержней (Incomplete Rod Insertion – IRI).

Следует отметить, что поставленные на АЭС Темелин исходные ТВС VV6 существенно отличаются от WFA, предназначенных для украинских АЭС.

Таблица 4

Основные характеристики конструкции топлива

Параметр	WFA/LTA-2	ТВСА
ТВэл	–	–
Шаг твэлов, мм	12,75	12,75
Количество твэлов в ТВС	312	312
Материал оболочки	ZIRLO	Сплав циркония E110
Наружный диаметр оболочки, мм	9,14	9,1
Внутренний диаметр оболочки, мм	8	7,72
Толщина оболочки, мм	0,57	0,7
Материал топлива	UO ₂	UO ₂
Наружный диаметр таблетки, мм	7,84	7,57
Внутренний диаметр таблетки, мм	–	1,4 или 1,5
Количество твэлов	306	306
Количество твэлов с 5 % Gd ₂ O ₃	6	6
Обогащение твэлов с Gd ₂ O ₃	3,0 %	4,4 %
Выгорающий поглотитель	–	–
Материал выгорающего поглотителя	Gd	Gd
Давления гелия в твэле, кПа	1896	1896,0
Направляющие трубки	–	–
Количество направляющих трубок	18	18,0
Наружный диаметр направляющих трубок, мм	12,6	12,6
Внутренний диаметр направляющих трубок, мм	11,0	11,0
Толщина направляющих трубок, мм	0,800	0,800
Материал направляющих трубок	ZIRLO	Сплав циркония E635
Центральная измерительная трубка	–	–
Количество трубок	1	1
Наружный диаметр трубки, мм	12,6	13,0
Внутренний диаметр трубки, мм	11,0	11,0
Толщина трубки, мм	0,800	1,000
Материал трубки	ZIRLO	Сплав циркония E635
Упрочняющие уголки	–	–
Толщина уголка, мм	–	0,65
Материал уголка	–	Сплав циркония E635
Данные по Р-стержням	–	–
Количество Р-стержней в ТВС (LTA-2)	6	–
Материал	ZIRLO	–
Наружный диаметр, мм	9,75	–

Основные различия, влияющие на возможность неполного введения поглощающих стержней, для каждой из этих двух конструкций ТВС:

1) материал направляющей трубки ZIRLO для WFA при облучении

обеспечивает рост и уровни ползучести меньше, чем для VV6 (циркалой-4), что приводит к снижению изгиба ТВС;

2) конструкция WFA включает 16 дистанционирующих решеток, в то время как в VV6 используется только 9. Увеличение количества решеток уменьшает расстояние между решетками, что влияет на жесткость направляющих труб и уменьшает величину изгиба и, как следствие, снижает тяговые усилия для кластера RCCA.

Конструкция ТВС типа VV6 была усовершенствована за счет добавления амортизатора «труба-в-трубе» для устранения недостатков конструкции и использования направляющих из ZIRLO. Кроме того, метод крепления дистанционирующих решеток был заменен с одного выступа на двойной для увеличения жесткости бокового края конструкции ТВС. Метод крепления дистанционирующих решеток с использованием двойного выступа также воплощен в конструкции WFA для украинских реакторов.

Эффект этих модернизаций конструкции ТВС представлен в показателях увеличения запаса поперечной жесткости и показывает относительное сравнение с поперечной жесткостью конструкции VV6. Механические испытания подтвердили, что указанная модернизация WFA эквивалентна успешно работающим ТВС Westinghouse с квадратной решеткой твэлов.

Конструктивные особенности WFA следующие:

1. Съёмная верхняя головка: пружинное устройство для обеспечения оптимальной жесткости пружин. Конструкция позволяет проверять и ремонтировать каждый отдельный твэл, а также устраняет потенциальный риск от незакрепленных деталей.

2. Верхняя решетка выполнена из сплава инконель (семейство аустенитных жаропрочных сплавов) и имеет пружины для минимизации изгиба твэлов.

3. Нижняя решетка из инконель с более высокой жесткостью пружин, что обеспечивает удержание штанги в течение всего срока службы и устраняет фреттинг «решетка-твэл».

4. Промежуточные решетки выполнены из Zr-1 % Nb двойным методом для повышения поперечной жесткости и устойчивости к искривлениям.

5. Хвостовики направляющих труб выполнены из ZIRLO для повышения и устойчивости к изгибу сборки.

6. Оболочки твэлов выполнены из ZIRLO, который обладает улучшенными механическими свойствами и коррозионной стойкостью (в том числе устойчивостью к переменам водно-химического режима теплоносителя).

7. Материал выгорающего поглотителя Gd_2O_3 обеспечивает снижение затрат на топливный цикл при высокой глубине выгорания топлива.

Основные различия между проектными для ВВЭР ТВС-А и альтернативными WFA, заключающиеся в конструкциях ТВС и твэлов, а также в пространственных распределениях обогащения ядерного топлива, могут влиять на ядерную безопасность.

Конструкционные различия ТВС связаны в основном с тем, что дополнительные «укрепительные» конструкции WFA приводят к относительному увеличению суммарного коэффициента гидравлического

сопротивления (КГС). Увеличение КГС при прочих равных условиях приводит к снижению расхода и скорости теплоносителя, а соответственно к ухудшению условий теплоотдачи и увеличению температуры оболочек твэлов, что необходимо учитывать при анализе безопасности.

Отличия сборок WFA от проектных для ВВЭР ТВС-А, связанные с укреплением конструкций WFA, направлены на повышение надежности реакторных конструкций. Однако технические решения по укреплению WFA недостаточно эффективно предотвращают первопричины возникновения деформаций/нарушения целостности твэлов, вызванных как внешними (по отношению к оболочке), так и внутренними циклическими и/или статическими нагрузками. В частности, в результате после эксплуатационного обследования WFA на Южно-Украинской АЭС (после 20-й кампании) была обнаружена разгерметизация одного из твэлов: для I-131 активность была $7,5 \cdot 10^{-8}$ Ки/кг; для Xe-133 – $2,6 \cdot 10^{-6}$ Ки/кг [3].

Внутренние недопустимые для надежности нагрузки могут быть вызваны процессами непосредственно в топливной матрице и газовом зазоре в результате нарушений условий нормальной эксплуатации. Внешние – различными видами теплогидродинамической неустойчивости теплоносителя (в том числе способствующими повышенному вибрационному состоянию) [5]. Укрепление конструкций ТВС и замена материала оболочки твэла не предотвращают в общем случае возникновение недопустимых для надежности твэла как внутренних, так и внешних нагрузок. Например, при возникновении условий повышенного вибрационного состояния твэла или термоакустической неустойчивости теплоносителя дополнительные крепления могут снизить амплитуды деформаций, однако, не предотвращают процессы, вызвавшие эти явления. В результате этого места креплений твэла испытывают повышенную циклическую нагрузку, которая через некоторое время может привести к недопустимой деформации или нарушению целостности оболочки твэла.

Конструкционные особенности WFA, связанные с переменным обогащением ядерного топлива по высоте твэла и повышенным энерговыделением от соседних твэлов в местах «несущих» конструкций сборок (Р-стержни), также не снижают общий уровень безопасности. Устранение негативных последствий этих особенностей при эксплуатации WFA возможно путем эффективной модернизации систем внутриреакторного контроля [6] и размещения твэлов с более низким обогащением в местах Р-стержней [4].

В соответствии с ядерным законодательством Украины при любой модернизации реакторной установки (в том числе и диверсификации ТВС) необходим соответствующий анализ безопасности, который традиционно заключается в моделировании всего спектра возможных проектных и запроектных аварий.

В работе [7] проведен предварительный экспертный анализ выполнимости критериев безопасности при смешанных загрузках ТВС-А и WFA реакторов типа ВВЭР с применением кода RELAP5/V3.2. Анализ показал, что различия КГС определяют температуру оболочек твэлов WFA T_{06} на несколько сотен градусов больше соответствующих значений для ТВС-А, а при максимально

допустимой по проекту температуре теплоносителя системы аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ) 90 °С, критерии безопасности вообще не выполняются: $T_{об} > 1200$ °С (табл. 5). При этом необходимо учитывать, что при анализе запроектных аварий влияние этих расхождений в значениях $T_{об}$ может быть еще более существенным для оценки критериев ядерной безопасности.

Таким образом, согласно полученным в [7] результатам моделирования аварий загрузка WFA в ВВЭР снижает общий уровень ядерной безопасности. Для исключения этих выводов предлагается снизить консерватизм анализа ядерной безопасности, применив температуру теплоносителя САОЗ не более 70 °С. Однако такой подход требует пересмотра проектных критериев безопасности и согласования с проектными и конструкторскими организациями реакторной установки в ВВЭР-1000.

Таблица 5

Результаты моделирования аварий по различию температуры оболочек ТВЭлов WFA и ТВС-А ($\Delta T_{об} = T_{об}(WFA) - T_{об}(TBCA)$) для разных вариантов загрузки активной зоны [7]

Вариант загрузки	Температура воды САОЗ, °С	1-й пик температуры оболочек, °С	$\Delta T_{об}$ 1-го пика $T_{об}$, °С	2-й пик температуры оболочек, °С	$\Delta T_{об}$ 2-го пика $T_{об}$, °С
42 WFA + 121 ТВС-А	70	867	-7	1099	250
163 ТВС-А	70	874	-	849	-
163 WFA	70	850	-24	1074	225
163 WFA	90	850	-24	1320	-

Однако при моделировании обобщающих проектных аварий в [7] использовались отдельные недостаточно обоснованные и/или «избыточно» консервативные положения:

1. Отсутствие смешения потоков теплоносителя в разных ТВС.

Конструкции WFA/ТВС-А, а также гидродинамические режимы развитой турбулентности определяют возможность интенсивного смешения потоков теплоносителя на большей части высоты ТВС. Необходимым условием смешения потоков на большей части высоты ТВС является контактное расположение «бесчехольных» ТВС.

Необходимое условие полного гидродинамического смешения потоков теплоносителя в бесчехольных ТВС:

$$\xi_{по} \ll \xi_{пр},$$

где $\xi_{по}$, $\xi_{пр}$ – коэффициент гидравлического сопротивления поперечного и продольного потока теплоносителя, соответственно.

Коэффициент гидравлического сопротивления смешению потоков $\xi_{по}$ для характерной «упаковки» ТВЭлов в ТВСА/WFA можно оценить по известной

полуэмпирической зависимости [8]:

$$\xi_{\text{по}} = \frac{0,3164}{\text{Re}_{\text{по}}^{0,25}},$$

где $\text{Re}_{\text{по}}$ – критерий Рейнольдса по поперечной скорости теплоносителя.

С учетом верификационных результатов моделирования [7, 9], условие полного гидродинамического смешения потоков теплоносителя выполняется как для рабочих, так и для аварийных режимов.

Кроме того, необходимо отметить, что укрепление конструкций WFA является дополнительным «турбулизатором» активной зоны, интенсифицирующим смешение потоков с контактирующими ТВС и увеличивающим критические тепловые потоки $q_{\text{кр}}$, которые определяют условия закризисного теплообмена. Критическая плотность теплового потока (КТП) в канале с «турбулизаторами» определяется известным соотношением [10]:

$$q_{\text{кр}} = q_{\text{кр}0} \sqrt{\sum_{i=1}^n \Delta q_i^2},$$

где $q_{\text{кр}0}$ – КТП без «турбулизаторов»; Δq_i – эффективность одного «турбулизатора»:

$$\Delta q_i = 4,5 \cdot 10^{-3} \rho w \left(\frac{P}{P_{\text{кр}}} \right)^{0,25} (1-x)^{0,7} \left(\frac{F_m}{F_0} \right) \exp \left(-\frac{z_i}{l_p} \right),$$

где ρw – массовая скорость потока теплоносителя; P – давление; $P_{\text{кр}}$ – критическое давление; x – массовое паросодержание, $\frac{F_m}{F_0}$ – отношение миделевого сечения «турбулизатора» к площади проходного сечения теплоносителя; z_i – расстояние от i -го «турбулизатора» до рассматриваемого сечения; l_p – длина релаксации:

$$l_p = 0,18(1 - 2\rho w x^3)^{0,12}.$$

Анализ показывает, что эффект увеличения КТП за счет дополнительных «турбулизаторов» WFA более существен в сравнении с эффектом снижения КТП в результате относительного снижения расхода через ТВС, так как $q_{\text{кр}0} \sim (r\omega)^{0,2}$ [10].

В расчетно-экспериментальных исследованиях [11] анализировались процессы перемешивания в напорной и сборной камерах реакторов типа ВВЭР для режимов с несимметричной работой циркуляционных петель. Полученные результаты подтвердили обоснованность моделей полного перемешивания теплоносителя в режимах с несимметричной работой циркуляционных петель

даже в условиях «вялой» естественной циркуляции. Рассмотренные условия и режимы являются значительно более консервативными по отношению к процессам перемешивания потоков теплоносителя в контактирующих бесчехловых ТВС, что определяет необоснованность моделей отсутствия смешения потоков теплоносителя в контактирующих ТВСА и WFA.

2. Увеличение мощности тепловыделений на 10 % после остановки реактора системой аварийной защиты.

После срабатывания аварийной защиты мощность тепловыделений ядерного топлива резко снижается и процессы теплообмена сводятся к отводу остаточных тепловыделений, вызванных влиянием γ - и β -излучений, «запаздывающих» нейтронов, термического состояния конструкций реактора и других эффектов. Мощность остаточных тепловыделений через несколько секунд аварийного процесса составляет не более 7 % от мощности тепловыделений реактора в номинальных рабочих режимах [10]. При этом принятое в [7] консервативное увеличение на 10 % остаточных тепловыделений требует уточнения.

3. Отсутствует анализ надежности оборудования реакторного контура при диверсификации ТВС. Наиболее опасным явлением в отношении надежности и работоспособности оборудования реакторного контура в рабочих, переходных и аварийных режимах могут быть гидродинамические удары, которые сопровождаются импульсным высокоамплитудным гидродинамическим воздействием [12, 13].

5. Методы исследования

Различия в конструкциях и термических сопротивлениях твэлов ТВС-А и WFA связаны в основном с разной толщиной топливной матрицы и газового зазора, материалом оболочек. Также с расхождением теплофизических свойств, определяемых разной технологией изготовления и обогащения ядерного топлива. Например, различия в толщине топливных матриц твэлов WFA и ТВС-А [4] приводит к относительному увеличению термического сопротивления R_T твэлов WFA по отношению к твэлам ТВС-А. При этом увеличение R_T имеет двойной эффект: с одной стороны, увеличение R_T приводит к снижению температуры оболочки твэла (при прочих равных условиях), а с другой стороны – к относительному увеличению температуры ядерного топлива.

Рассмотрим влияние отличий WFA (при частичной загрузке ими активной зоны реактора в рамках модели «несмешивания» потоков) от проектных ТВС-А на изменение уровня безопасности реакторной установки с ВВЭР на основе фундаментальных положений теплогидродинамики ядерных реакторов.

Основной причиной изменения гидравлических характеристик активной зоны ВВЭР в данном случае являются последствия модернизации по укреплению конструкции и повышению надежности WFA, в том числе для предотвращения деформации твэлов. Возникшее увеличение КГС (вследствие дополнительных конструкций WFA) приводит к относительному уменьшению расхода и средней скорости теплоносителя, а соответственно, и к уменьшению интенсивности теплообмена на наружной поверхности твэлов.

Граничное условие теплообмена на поверхности твэла:

$$q_T = \alpha(T_{об} - T_T),$$

где q_T – плотность теплового потока от твэла, определяемая термическим состоянием и свойствами топливной матрицы и термическим сопротивлением твэла R_T ; α – коэффициент теплоотдачи на поверхности твэла; $T_{об}$, T_T – температура оболочки твэла и теплоносителя, соответственно.

Тогда расхождения температур оболочек твэлов WFA и ТВС-А в текущий момент времени (в предположении идентичности q_T):

$$\Delta T_{об} = T_{об}(WFA) - T_{об}(TBCA) = q_m \left[\frac{1}{\alpha(WFA)} - \frac{1}{\alpha(TBCA)} \right].$$

Показатель изменения интенсивности теплоотдачи $\kappa_T = \frac{\alpha(WFA)}{\alpha(TBCA)}$ в данном случае определяется показателем изменения средней скорости теплоносителя v :

$$\kappa_T = \frac{v(WFA)}{v(TBCA)}.$$

В соответствии с известными феноменологическими зависимостями для режимов/условий теплообмена и фазового состояния теплоносителя в ядерных реакторах (в том числе используемых в разных корреляциях кода RELAP5):

$$\alpha \sim v^n,$$

где $n \leq 1$ [10].

Соответственно, зависимость показателей изменения интенсивности теплоотдачи и скорости теплоносителя:

$$\kappa_T = (\kappa_v)^n,$$

а текущие расхождения по температуре оболочек твэлов:

$$\Delta T_{об} = q_T \left[\frac{1}{(\kappa_v)^n \alpha(WFA)} - \frac{1}{\alpha(TBCA)} \right] = \frac{q_T}{\alpha(TBCA)} \frac{1 - (\kappa_v)^n}{(\kappa_v)^n}. \quad (1)$$

Таким образом, расхождения текущих значений температур оболочек WFA и ТВС-А в предположении идентичности конструкций и термических сопротивлений R_T твэлов определяются показателями изменения средней

скорости теплоносителя κ_v и отношения интенсивности внутреннего и внешнего теплообмена твэлов:

$$\kappa_q = \frac{q_T}{\alpha(\text{TBCA})}.$$

В случае отсутствия идентичности конструкций и термических сопротивлений твэлов текущие расхождения по температуре оболочек WFA и TBC-A:

$$\Delta T_{об} = \frac{1 - (\kappa_v)^n}{(\kappa_v)^n} \frac{q_T(\text{WFA}) - q_T(\text{TBCA})}{\alpha(\text{TBCA})}.$$

Зависимость между плотностью теплового потока q_T и термическим сопротивлением R_T твэла:

$$q_T = \frac{T_{TM} - T_{об}}{R_T}, \quad (2)$$

где в допустимом «плоском» приближении:

$$R_T = \frac{\delta_{об}}{\lambda_{об}} + \frac{\delta_r}{\lambda_r} + \frac{\delta_T}{\lambda_T}, \quad (3)$$

где $\delta_{об}$, δ_r , δ_T – толщина оболочки, газового зазора и топливной матрицы твэла, соответственно; $\lambda_{об}$, λ_r , λ_T – коэффициент теплопроводности оболочки, газового зазора и топливной матрицы твэла, соответственно; T_{TM} – максимальная температура ядерного топлива в центральной части топливной матрицы твэла.

6. Результаты исследования

Анализ зависимостей (2) и (3) показывает, что различия по толщине топливной матрицы и газового зазора твэлов WFA и TBC-A ($\delta_r(\text{WFA})/\delta_r(\text{TBCA})=1,1$; $\delta_T(\text{WFA})/\delta_T(\text{TBCA})=1,1$ [4]) определяют расхождения $q_T(\text{WFA})$ и $q_T(\text{TBCA})$:

$$q_T(\text{WFA}) = 0,9q_T(\text{TBCA}).$$

Влияние различий в материале и толщине оболочки твэла на q_T еще менее значимо.

Относительно меньшее значение $q_T(\text{WFA})$ при прочих равных условиях, с одной стороны, уменьшает температуру оболочки твэла, а с другой стороны, увеличивает температуру ядерного топлива в центральной части топливной матрицы твэла.

Перепад давления диссипативных потерь на активной зоне реактора при отсутствии смешения потоков (аналог модели [7]):

$$\Delta P_a = \kappa_{AS} \frac{\rho}{2} v_A^2, \quad (4)$$

$$\Delta P_a = \kappa_{WS} \frac{\rho}{2} v_W^2, \quad (5)$$

где κ_{AS} , κ_{WS} – суммарные КГС ТВС-А и WFA, соответственно; ρ – плотность теплоносителя; $v_A=Q_A/F_A$, $v_W=Q_W/F_W$ – средняя скорость потока теплоносителя в ТВС-А и WFA, соответственно; Q_A , Q_W – объемный расход теплоносителя в ТВС-А и WFA, соответственно; F_A , F_W – площадь проходного сечения ТВС-А и WFA, соответственно.

Тогда из формул (4) и (5) следует отношение средних скоростей теплоносителя в WFA и ТВС-А (показатель различия скоростей):

$$\kappa_V = \frac{v_W}{v_A} = \sqrt{\frac{\kappa_{AS}}{\kappa_{WS}}} < 1. \quad (6)$$

Значения КГС ТВС-А и WFA в соответствии с [7] приведены в табл. 6.

Таблица 6
Значения коэффициентов гидравлического сопротивления ТВС-А и WFA [7]

КГС	ТВС	
	ТВС-А	WFA
КГС на входе в ТВС	0,71	1,03
КГС активной части ТВС	8,58	12,67
КГС выхода из ТВС	2,58	2,49
Суммарный КГС	11,87	16,19

В соответствии с результатами расчетного моделирования МПА в [7] (после 1-го пика $T_{об} \approx 700$ °С) и установленными значениями КГС WFA и ТВС-А (табл. 6) максимальные расхождения текущих значений $\Delta T_{об} = T_{об}(WFA) - T_{об}(TВС-А)$ согласно (1) и (6) составляют не более 115 °С. Значение максимальной температуры оболочки твэлов WFA – 965 °С.

При моделях, учитывающих эффекты межкассетного смешения потоков теплоносителя в «бесчехольных» ТВС, максимальные расчетные значения $\Delta T_{об}$ будут еще значительно меньше.

Полученные более реалистичные оценки максимальных значений $\Delta T_{об} \leq 115$ °С существенно меньше соответствующего значения в [7]: 257 °С (загрузка 42 WFA + 163 ТВС-А) за период от 1-го и 2-го пика значений температуры оболочек твэлов (табл. 5).

По результатам моделирования проектной аварии при заклинивании главного циркуляционного насоса (ГЦН) кодом RELAP5/M3.2 [7, 14] установлены существенные расхождения в расчетном значении максимальной температуры оболочек твэлов WFA: 751 °С в [7] и 928 °С в [14]. Такие результаты могут быть следствием давно известного так называемого «эффекта

пользователя». Основные причины «эффекта пользователя» связаны с различием нодализационных схем расчетного моделирования.

7. SWOT-анализ результатов исследований

Strengths. Данное исследование обобщает информацию по опыту диверсификации проектных тепловыделяющих сборок (ТВС-А) на ядерных установках с реакторами ВВЭР и показывает возможность использования косвенных методов анализа в контексте данной тематики.

Weaknesses. При проведении таких исследований анализируемая информация может быть верифицируемой по нескольким источникам и во временном интервале рассматриваться за 5 последних лет.

Opportunities. Проведенное исследование характерно для Украины и может распространяться в странах, где используется узкий сегмент производства энергии энергоустановками с реакторами ВВЭР старых проектов.

Threats. Исследование в данном вопросе не требуют дополнительных капитальных затрат в производстве и может обновляться при получении новых данных.

8. Выводы

1. Сделан анализ опыта диверсификации проектных тепловыделяющих сборок (ТВС-А) на ядерных энергоустановках с реакторами WWER тепловыделяющими сборками Westinghouse Electric Company (WFA).

В ходе исследования проанализированы известные разработки по обоснованию безопасности при диверсификации сборками WFA и показано использование при соблюдении критериев безопасности и контроле этих критериев косвенными методами.

Альтернативный расчетный анализ влияния скорости теплоносителя на коэффициенты теплоотдачи показал, что условия безопасности по допустимой температуре оболочек ТВЭЛов WFA обеспечены вплоть до максимальной проектной температуры 90 °С в теплообменниках систем безопасности.

2. Показано, что направление научных изысканий по диверсификации ядерного топлива на украинских АЭС требует вектора изучения сухих хранилищ топлива.

Литература

1. Kirst, M., Benjaminsson, U., Öneby, C. (2015). Diversification of the VVER, Fuel Market in Eastern Europe and Ukraine. *ATW*, 60 (3), 63–87.

2. Daniel, E., Milisdörfer, L. (2010). 10 years of experience with Westinghouse fuel at NPP Temelin. *International Topical Meeting VVER-2010 Experience and Perspectives. Prague*, 124–137.

3. Höglund, J., Riznychenko, O., Latorre, R., Lashevych, P. (2011). Performance of the Westinghouse WWER-1000 fuel design. International conference on WWER fuel performance, modelling and experimental support. *Helena Resort*, 245–256.

4. Kaichao, S. (2008). *MCNP modeling of hexagon VVER fuel*. Stockholm: Royal Institute of Technology, 75.

5. Диверсифікація постачання ядерного палива на українські АЕС. Центр

Разумкова (2009). *Національна безпека і оборона*, 6, 38–49.

6. Ivanov, V. V. (2002). Reactor core monitoring in terms of mixed fuel loading. Symposium during International Youth Nuclear festival Dysnai-2002, Technical section. *Visaginas*, 65–89.

7. Шевченко, И. А., Воробьев, Ю. Ю. (2015). Проверка критериев безопасности смешанных загрузок ядерного топлива для реакторов типа ВВЭР-1000. *Ядерна та радіаційна безпека*, 2 (66), 3–7.

8. Дзюбенко, Б. В., Ашмантас, Л.-В., Сегаль, М. Д. (1994). *Моделирование стационарных и переходных теплогидравлических процессов в каналах сложной формы*. Вильнюс: Pradaі, 240.

9. Гребенников, А. Н., Деулин, А. А., Маношина, И. О. и др. (2013). *Адаптация, верификация и использование пакета программ ЛОГОС для решения задач атомной энергетики. Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР*. Подольск: ФГУП ОКБ «ГИДРОПРЕСС», 23–32.

10. Кириллов, П. Л., Юрьев, Ю. С., Бобков, В. П. (1990). *Справочник по теплогидравлическим расчетам*. Москва: Энергоатомиздат, 360.

11. Быков, М. А., Лисенков, Е. А., Безруков, Ю. А. и др. (2009). *Моделирование процессов перемешивания теплоносителя в реакторе кодами ТРАП-КС, ДКМ и КОРСАР/ГП. Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР*. Подольск: ФГУП ОКБ «ГИДРОПРЕСС», 45–60.

12. *Предварительный отчет по обоснованию безопасности использования упрочненной конструкции ТВС компании «Вестинхауз» на энергоблоке № 3 ЮУАЭС* (2004). Харьков: ННЦ ХФТИ.ЦПАЗ, 548.

13. Mazurenko, A. S., Skalozubov, V. I., Chulkin, O. A., Pirkovskiy, D. S., Kozlov, I. L. (2017). Determining the Conditions for the Hydraulic Impacts Emergence at Hydraulic Systems. *Problems of the Regional Energetics*, 2 (34), 98–104.

14. Skalozubov, V., Chulkin, O., Pirkovskiy, D., Kozlov, I., Komarov, Yu. (2019). Method for determination of water hammer conditions and consequences in pressurizers of nuclear reactors. *Turkish Journal of Physics*, 43, 229–235. doi: <http://doi.org/10.3906/fiz-1809-5>