

«Пороговые эффекты» при обосновании безопасности и эксплуатации энергоблоков

В.М. Махин, А.К. Подшибякин

АО ОКБ «Гидропресс»

142103, Московская обл., г. Подольск, ул. Орджоникидзе, д. 21



Рассматриваются явления, обладающие признаками «порогового эффекта» согласно определениям по МАГАТЭ и НП-001-15: деградация защитного барьера – оболочек твэлов в режиме поверхностного кипения с осаждением примесей и боратов на ее поверхности и нагревом оболочек и режим кризиса теплообмена на поверхности твэлов. Несмотря на то, что первое явление было ранее неизвестно, принятыми в проекте решениями безопасность энергоблока обеспечена. Режим с кризисом теплообмена изучен, и в проекте приняты меры, не допускающие кризис при нормальной эксплуатации и при эксплуатации с отклонениями. Очевидна и защита от кризиса теплообмена снижением мощности реактора в результате работы систем регулирования и срабатыванием аварийной защиты. Явления не реализуются до состояния «порогового эффекта» (по терминологии МАГАТЭ и федеральных НП РФ) и предотвращаются на начальных этапах. Для реактора малых размеров с дисперсионным топливом возможна самозащита реактора от развития кризиса – частичное вымывание топлива с введением отрицательной реактивности с последующим снижением мощности и прекращением кризиса.

Ключевые слова: пороговый эффект, безопасность.

ВВЕДЕНИЕ

В материалах МАГАТЭ и в отечественных Федеральных Нормах и Правилах (ФНП РФ) вводится понятие порогового эффекта (cliff edge effect) [1, 2, 21]. Предусматривается, что качественное выполнение требований МАГАТЭ и федеральных норм и правил РФ по проектированию, изготовлению и эксплуатации позволяет конкретизировать как понятие «порогового эффекта» в атомной энергетике применительно к конкретным установкам, так и условия его возникновения и обоснование эффективности мер, направленных на его исключение. Таким образом, «пороговый эффект» рассматривается при условии выполнения других рекомендаций МАГАТЭ по проектированию, изготовлению и эксплуатации энергетических реакторов. Предусматривается наличие достаточного запаса безопасности (safety margin) для принятия технических мер и недопущения пороговых эффектов [1, 21]. Очевидно, что изложенная в работах [1, 21] конкретизация определения порогового эффекта и условий его проявления должна быть обоснована, в первую очередь, с учетом имеющихся экспериментальных данных и возможностью применения нового понятия при разработке конкретных проектов.

В статье приведены сведения о специально выбранных и изученных явлениях, на основе которых могла реализоваться ситуация с указанным «пороговым эффектом», и

© *В.М. Махин, А.К. Подшибякин, 2022*

показаны технические решения и меры, обеспечивающие исключение порогового эффекта.

Используемый набор примеров инцидентов и данных, рассмотренных в статье, не является исчерпывающим, но позволяет, по мнению авторов, оценить достаточность и своевременность принимаемых мер при проектировании установок в виде проектных запасов, а также реализации полноценной глубоководной защиты (Приложение № 2 [2]).

ПОНЯТИЕ «Порогового эффекта»

В материалах МАГАТЭ пороговый эффект определяется следующим образом: «Пороговый эффект (cliff edge effect) применительно к АЭС – это сильно отличающийся от нормального режим поведения станции, к которому приводит резкий переход от одного состояния станции к другому после небольшого отклонения одного из параметров станции; и, таким образом, резкое значительное изменение условий на станции в ответ на небольшое изменение входных воздействующих факторов» [1]. В разделе «4.11. Проект» в пункте б) [1] отмечается, что проект должен быть консервативным, а его сооружение – высококачественным, «чтобы обеспечить уверенность в том, что отказы и отклонения от нормальной эксплуатации будут сведены к минимуму, аварии – насколько это представляется практически возможным – предотвращены, и что небольшое отклонение одного из параметров станции не приведет к пороговому эффекту». Таким образом, акцентируется внимание на а) определение порогового эффекта и его связь и вероятность реализации с качеством проектирования, изготовления и эксплуатации энергоблока; б) особенности условий его реализации, в том числе на «резкий переход от одного состояния станции ...к другому»; в) на последствия – «резкое значительное изменение условий на станции в ответ на небольшое изменение входных воздействующих факторов».

Необходимо акцентировать внимание на высокое качество проектирования, изготовления и эксплуатации, которое должно обеспечивать такое состояние, что «...небольшое отклонение одного из параметров станции не приведет к пороговому эффекту», т.е. прослеживается функциональная связь качества проектирования, изготовления и эксплуатации энергоблока с условиями реализации порогового эффекта.

Заслуживает внимание следующее: «в ответ на небольшое изменение входных воздействующих факторов» происходит «резкий переход от одного состояния станции к другому после небольшого отклонения одного из параметров станции». Согласно [1], в проекте учитываются такие состояния станции, как нормальная эксплуатация и ожидаемые при эксплуатации события (эксплуатационные состояния, включающие в себя эксплуатацию с отклонениями) – первая группа и проектные аварии и запроектные условия (аварийные условия) – вторая группа. Таким образом, пороговый эффект рассматривается как явление с переходом от «эксплуатационных состояний» (нормальные условия эксплуатации или нарушение нормальных условий эксплуатации) к «аварийным условиям» в результате изменения «входных воздействующих факторов» и «после небольшого отклонения одного из параметров станции» [1].

В отечественном нормативном документе «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций» (НП-001-15) [2] приводится следующее определение, близкое определению МАГАТЭ: «Пороговый эффект – существенное скачкообразное ухудшение безопасности атомной станции (АЭС), вызванное небольшими изменениями параметров». Акцентируется внимание на результат – «существенное скачкообразное ухудшение безопасности», которое вызвано «небольшими изменениями параметров». Поскольку ядерная и радиационная безопасность АЭС – «свойство АЭС обеспечивать надежную защиту персонала, населения и окружающей среды от недопустимого в соответствии с федеральными нормами и правилами в области использования атомной энергии ра-

диационного воздействия», то в конечном счете пороговый эффект должен проявляться при полной или частичной утрате вышеуказанной защитной функции АЭС, которая обеспечивается реализацией глубокоэшелонированной защиты. В НП-001-15 на конкретных примерах уточняется определение «порогового эффекта» как «существенное скачкообразное ухудшение безопасности» при реализации глубокоэшелонированной защиты (Приложение № 2 [2]). Приведен пример, когда «небольшое превышение интенсивности внешнего наводнения над величиной, подлежащей учету в проекте атомной станции, приводит к выходу из строя вследствие затопления и систем безопасности, и технических средств по управлению запроектной аварии...». Признается, что «...наступление тяжелой аварии из-за утраты теплоотвода становится неизбежным».

Рассмотрена также ситуация на блоках ВВЭР первого поколения (до их модернизации), в которых схемы электроснабжения собственных нужд АЭС не предполагали полную независимость каналов систем (в том числе каналов систем безопасности). «...Пороговый эффект состоял в этом случае в том, что отказ одного элемента – общешлюзового щита постоянного тока, мог вызвать каскадное, вплоть до тяжелой аварии, ухудшение состояния атомной станции вследствие отказа по общей причине систем и элементов», относящихся к разным уровням глубокоэшелонированной защиты (Приложение № 2 [2]). В дальнейшем была обеспечена независимость каналов и исключено рассмотренное каскадное ухудшение состояния АЭС.

В соответствии с НП-001-15 «безопасность АЭС должна обеспечиваться за счет последовательной реализации глубокоэшелонированной защиты, основанной на применении системы физических барьеров на пути распространения ионизирующего излучения и радиоактивных веществ в окружающую среду, и системы технических и организационных мер по защите барьеров и сохранению их эффективности, а также по защите персонала, населения и окружающей среды». Система технических и организационных мер должна образовывать пять уровней глубокоэшелонированной защиты, первый уровень которой – условия размещения АЭС и предотвращения нарушений нормальной эксплуатации – включает в себя разработку проекта АЭС на основе консервативного подхода с развитым свойством внутренней самозащищенности РУ и мерами, направленными на исключение порогового эффекта, как это реализовано в рассмотренном примере для установок первого поколения.

Таким образом, в НП-001-15 указывается, что проект АЭС должен содержать меры для исключения порогового эффекта. Критерием принятия таких мер является обоснование требуемой эффективности глубокоэшелонированной защиты (ГЭЗ) на всех её уровнях с реализацией стратегии приоритетного предотвращения неблагоприятных событий на первом – втором уровнях.

В пункте 1.2.9 НП-001-15 содержатся требования о представлении детерминистических и вероятностных анализов безопасности для всех эксплуатационных состояний и всех мест нахождения ядерных материалов, радиоактивных веществ и радиоактивных отходов, в которых может возникнуть нарушение нормальной эксплуатации.

В соответствии с требованиями НП-006-16 к представлению анализов безопасности в главе 15 записано: «Должно быть обосновано, что для всех эксплуатационных состояний при нарушениях нормальной эксплуатации обеспечивается соблюдение критериев безопасности» и «Для всех исходных событий должны быть определены минимальные (максимальные) значения параметров, характеризующих запасы до критериев безопасности».

Напомним, что в соответствии с НП-001-15 критерии безопасности – значения параметров и (или) характеристики АЭС, в соответствии с которыми обосновывается её безопасность и которые установлены нормативными документами или в проекте АЭС. На каждом уровне ГЭЗ защита барьеров определяется непревышением (ненарушением) критериев безопасности, установленных для каждого уровня ГЭЗ, в том числе и крите-

риев безопасности, ограничивающих радиационные воздействия.

В НП-001-15 конкретизированы также целевые ориентиры безопасности:

- непревышение суммарной вероятности тяжелых аварий для каждого блока АЭС на интервале в один год, равной $1 \cdot 10^{-5}$;
- непревышение суммарной вероятности большого аварийного выброса для каждого блока АЭС на интервале в один год, равной $1 \cdot 10^{-7}$;
- непревышение суммарной вероятности тяжелых аварий для имеющихся на АЭС хранилищ ядерного топлива (не входящих в состав блоков АЭС) на интервале в один год, равной $1 \cdot 10^{-5}$.

Таким образом, реализация указанных в НП-001-15 целевых ориентиров позволяет оценить вероятность возможного проявления соответствующих пороговых эффектов, которые при качественном проектировании проявляются в результате перехода от «эксплуатационных состояний» к «аварийным условиям» и в «существенном скачкообразном ухудшении безопасности» на всех уровнях глубокоэшелонированной защиты. Чем выше качество проектирования, изготовления и эксплуатации, тем меньше вероятность проявления порогового эффекта. При этом при обосновании качества проектирования должен быть обоснован учёт всех явлений и процессов, влияющих на состояние физических барьеров, как это рекомендовано в документе МАГАТЭ [18]. Вероятность реализации может быть оценена как вероятность тяжелой аварии на энергоблоке. Таким образом, существующая система организации качественного выполнения проектирования, изготовления и эксплуатации приводит к малой вероятности реализации пороговых эффектов, и на этой особенности акцентируется определение МАГАТЭ и в НП-001-15.

Для демонстрации выполнимости указанных принципов и требований рассмотрим примеры эффектов, которые можно было бы отнести при определенных условиях к «пороговым эффектам» и которые за счет принятых мер при проектировании: «обоснование и применение проектных запасов, а также реализация полноценной глубокоэшелонированной защиты» и качественной эксплуатации водоохлаждаемых энергетических реакторов не получили развития (вероятность их реализации крайне мала!) с отрицательным радиационным воздействием на персонал, установку, окружающую среду и население.

ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКОЕ ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ ОБОЛОЧКИ ТВЭЛОВ С ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ С ВОЗМОЖНОЙ РАЗГЕРМЕТИЗАЦИЕЙ ОБОЛОЧКИ И ВЫХОДОМ РАДИОНУКЛИДОВ В ТЕПЛОНОСИТЕЛЬ

Поскольку потенциальным источником радиационного воздействия являются прежде всего твэлы, содержащие радиоактивные продукты деления, то очевидным является анализ опыта их эксплуатации в активных зонах реакторов, а также результатов испытаний и экспериментов с твэлами и их макетами при моделировании «аварийных» режимов.

Топливная матрица и оболочка твэлов входят в систему физических барьеров на пути распространения излучений и радиоактивных веществ. Поэтому деградация защитных свойств этих элементов, реализация условий распространения радионуклидов и облученного топлива при разрушении оболочек и наличие сопутствующего этим явлениям излучения будут характеризовать опасность рассматриваемых явлений. Деградация характеристик указанных барьеров может быть следствием роста температуры оболочек твэлов и топливной матрицы. Это не исключает другие явления и процессы, не сужает область «пороговых эффектов» в свете определения МАГАТЭ, но конкретизирует задачу исследования и позволяет отследить, как качество проектирования ограничивает или исключает развитие процесса, который потенциально может привести к «пороговому эффекту» [1, 2, 21].

Деградация свойств оболочек твэлов возможна вследствие взаимодействия мате-

риала оболочек с теплоносителем и топливом при повышенной температуре. Рост температуры интенсифицирует процессы взаимодействия. Окисление материала оболочек (сплавов циркония) и их охрупчивание вследствие как перестройки структуры, так и образования гидридов с их нежелательной ориентацией – радиальной, влияющей на прочность оболочки, могут оказывать определяющее влияние на разгерметизацию твэлов и, в конечном счете, на выход продуктов деления из твэлов в теплоноситель [3]. В результате многочисленных исследований и анализа опыта эксплуатации определены и поддерживаются условия, когда в режиме нормальной эксплуатации твэлов оболочка сохраняет свои свойства и характеристики как барьер безопасности. Определяющие параметры и характеристики: толщина оксидной пленки на поверхности оболочки равна (~ 10 мкм за кампанию топлива) и в пять – шесть раз меньше предельно допустимого значения (60 мкм); содержание водорода также много меньше предельного значения; нет проблем с гидрированием оболочки (мало образование гидридов и они размещены хаотично) [3]. Толщина отложений на поверхности оболочек невелика и не превышает за кампанию топлива 1 мкм [3]. Указанные характеристики достигаются исходным состоянием материала оболочки и поддержанием требований по водно-химическому режиму (ВХР). Одна из основных характеристик ВХР – содержание кислорода в теплоносителе должно быть не более 5 мкг/кг. Лимитируется также содержание водорода в исходном состоянии материала оболочек – не более $1,5 \cdot 10^{-3}\%$ [3]. Таким образом, выполнение высокого качества материала оболочки в исходном состоянии и регламентных режимов эксплуатации, в том числе поддержание установленных норм ВХР, приводят, как показал опыт эксплуатации, к проектным запасам по коррозионному повреждению оболочки. В условиях нормальной эксплуатации имеется запас по выполнению требований, предъявляемых к оболочке: непревышения коррозионного критерия как по толщине оксидной пленки, так и по содержанию водорода в оболочке, по ориентации гидридов в оболочке и др. Этот «проектный запас» может использоваться для принятия мер.

В эксплуатационных состояниях и в аварийных условиях необходимо обеспечить не только локализацию продуктов деления урана и непревышение поглощенной дозы для населения и персонала, но и разборность активной зоны после окончания аварийного процесса, за исключением процессов, происходящих при тяжёлых запроектных авариях.

В эксплуатации PWR имеется пример, когда незначительные изменения одного параметра – энерговыделения твэла при определенном сочетании показателей ВХР и длительности кампании реактора – привели к ранее неизвестному явлению в PWR, а именно, к аномалии аксиального офсета (AOA – Axial Offset Anomaly), т.е. к аномалии аксиального распределения энерговыделения [4 – 8]. Иногда используют термин CIPS – Crud Induced Power Shift (сдвиг мощности вследствие отложений круда) [4]. Аксиальный офсет (AO) на PWR определяется как отношение разности мощности верхней половины активной зоны и нижней половины активной зоны, отнесенной к суммарной мощности [5]. Изменения аксиального офсета (AO) установлены в диапазоне AO от 3 до 17% и связаны с образованием аномально высоких отложений (толщина ~ 0,1 мм) и концентрированием в этих отложениях соединений бора. Этот пример важен, так как демонстрирует достаточность принятых мер в проекте для ограничения ранее неизвестных процессов с деградацией свойств оболочек твэлов, а именно – снижением защитных свойств оболочки как барьера безопасности. Принятыми мерами – прежде всего снижением мощности, анализом состояния и выявлением факторов, влияющих на процессы, – удалось разработать и реализовать мероприятия по снижению AO [4, 5].

Эти «ранее неизвестные процессы» проявились при увеличении длительности кампании реактора и повышении мощности отдельных ТВС. Появление AOA было связано с увеличением продолжительности цикла работы PWR, т.е. кампании реактора до 16 – 18 -ти месяцев, и применением для этого топлива с повышенным обогащением, т.е. при

изменении ранее принятых проектных условий. В результате эти изменения проектных условий привели к повышению энергонапряженности ряда твэлов в активной зоне и, как следствие, к повышению интенсивности поверхностного кипения в верхней части активной зоны реактора. При этом, как выяснилось в имитационных испытаниях на исследовательском реакторе в Халдене [7], при снижении мощности некоторые соединения, например, метаборат лития, которые могут быть в виде отложений на поверхности оболочек в зоне кипения, растворяются или «смываются» после прекращения кипения, и поэтому не могут быть зарегистрированы при послереакторных исследованиях. Растворение метабората лития в теплоносителе на этапе снижения мощности реактора (соответственно, при переходе от режима с кипением к режиму без кипения теплоносителя) и при последующей эксплуатации при пониженной мощности регистрировалось по повышенному содержанию лития в теплоносителе реактора. Кроме того, на поверхности образовывались и более устойчивые («несмываемые») соединения, такие как Ni_2FeBO_5 (Callaway PWR).

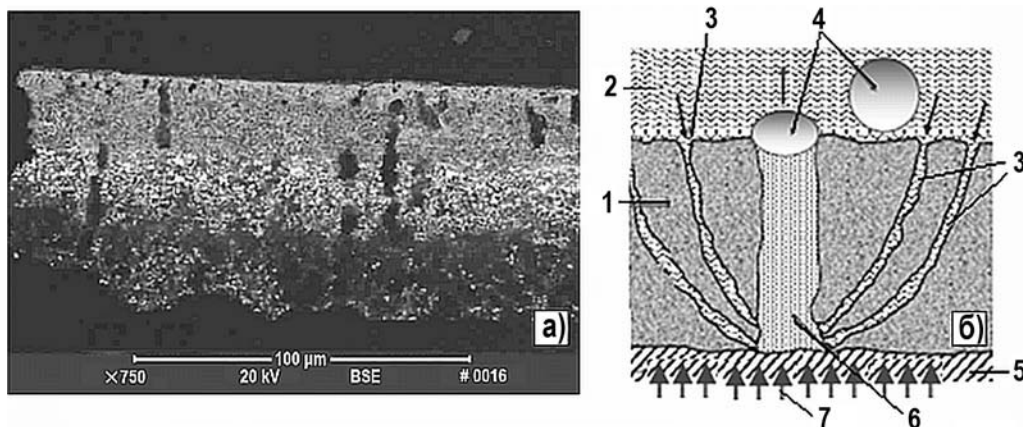


Рис. 1. Паровые каналы в отложениях на энергонапряженных участках поверхности твэлов ТБС PWR: а) – фото с тремя зонами (средняя, светлая – ZrO_2) [8]; б) – идеализированная схема: 1 – оксиды; 2 – теплоноситель; 3 – водяной канал; 4 – пузырьки пара; 5 – оболочка твэла; 6 – паровой канал, 7 – подвод тепла [4]

В рассматриваемом режиме на поверхности верхней части твэлов образуются пористые отложения продуктов коррозии, в которых происходит концентрирование соединений бора и возможно образование таких соединений, как метаборат лития (рис. 1). На рисунке 1а можно выделить три слоя, средний из которых, более светлый, – оксид циркония. В наружном слое и среднем слое увеличение концентрации корректирующих и примесных компонентов (борная кислота, литий, бораты и т. п.) происходит за счет так называемого «фитильного» эффекта в порах при испарении теплоносителя (рис. 1б). Толщина этих отложений для участков кипения составляет от 30 до 130 мкм (величина пористости отложений – около 80%). Наличие таких отложений не только ухудшает теплопередачу и приводит к увеличению скорости коррозии материала оболочки за счет роста температуры оболочки под слоем отложений, но и к возникновению проблем, связанных с асимметричным изменением поля энерговыделения активной зоны реактора (АОА) [5].

Аномальные отложения продуктов коррозии также формируются в верхней части ТБС, и максимумы распределения отложений соответствуют участкам интенсивного кипения теплоносителя в этих ТБС. Более энергонапряженные сборки имеют больше отложений на участках кипения. Кипение теплоносителя является основным фактором, стимулирующим формирование отложений на поверхности твэла. Отличие рассмотренного процесса от осаждения круда (примесей в теплоносителе) в том, что осаждение круда может происходить на нижних решетках и приводит к росту перепада давления на актив-

ной зоне реактора [4].

Образование аномальных отложений и эффект АОА наблюдались не на всех PWR-1300, работающих в режиме повышенной энергонапряженности зоны. Установлено, что существенное влияние на скорость роста отложений, кроме поверхностного кипения, также оказывают

- концентрация продуктов коррозии в теплоносителе (при изменении pH от 6,9 до 7,2 количество отложений меняется от 2,8 до 0,5 мкг/см², т.е. в пять раз [5]);

- состав конструкционного материала и коррозионное состояние поверхности оборудования контура (никель и смеси оксидов хрома, никеля и железа обнаружены в отложениях на оболочках твэлов [5]);

- начальная концентрация борной кислоты и соответственно содержание LiOH в теплоносителе (слой отложений увеличивается с возрастанием концентрации ионов лития, калия и фтора [5]);

- продолжительность цикла работы на мощности.

Для энергоблоков без АОА концентрация никеля в теплоносителе контура находится в диапазоне от 1 до 5 ppb; для сравнения – для одного из энергоблоков с АОА, равным 17%, концентрация никеля составляет от 11 до 53 ppb.

Таким образом, повышение энергонапряженности ТВС с кипением теплоносителя может привести к отложениям на поверхности, к перегреву и окислению поверхности оболочек твэлов с деградацией их защитных свойств. В отложениях возможны процессы с концентрированием соединений бора, приводящие к АОА.

Принятый контроль аксиального офсета позволяет зарегистрировать явление АОА. Снижение локального энерговыделения с прекращением кипения приводит к растворению боратов. В частности, появление лития в теплоносителе подтверждает растворение метабората лития и ликвидацию аномалии. Таким образом, имеются средства как диагностики, так и управления процессом.

Следует отметить сложность процессов, происходящих при развитом поверхностном кипении теплоносителя (см. рис. 16). Имеются результаты как с осаждением соединений бора на оболочках твэлов, так и с очисткой поверхности при кипении теплоносителя с борной кислотой (такой режим «с очисткой» был реализован на реакторе ВК-50 [9]).

В исследовательском реакторе (Халден) удалось изучить и воспроизвести рассматриваемое явление [7]. Установлено, что образование аномальных отложений может быть снижено путем повышения pH теплоносителя в начале цикла работы реактора при дозировании цинка в теплоноситель и очисткой твэлов и контура от продуктов коррозии. Внедрение на PWR этих мероприятий приводит к уменьшению скорости накопления отложений и к снижению величины АОА. Наиболее эффективный способ предотвращения образования аномальных отложений на твэлах – уменьшение скорости парообразования за счет снижения локальной энергонапряженности твэлов и интенсификации теплообмена путем перемешивания потоков теплоносителя с разной энтальпией.

Явление с образованием аномальных отложений на поверхности оболочек твэлов ранее (на стадии разработки проекта) было неизвестно. Принятыми проектными решениями (измерение и контроль аксиального офсета), а также техническими и организационными решениями при доработке проекта в связи с удлинением кампании реактора и повышением его мощности, а именно, уточнение ВХР, снижение интенсивности кипения и др., реализованными на практике, процесс был остановлен на начальных стадиях и изучен. Уместно отметить, что первоначальным шагом было снижение мощности для изучения явлений. После изучения и разработки модельных представлений были проведены испытания на реакторе в Халдене и подготовлены предложения, исключающие данное явление. Данный пример демонстрирует возможность управления процессом на начальных стадиях, не доводя энергоблок до аварийного состояния.

ИСПЫТАНИЯ ТВЭЛОВ В РЕАКТОРАХ

Испытания на реакторе АМ-1, Обнинск

Проведены испытания каналов с термометрированными твэлами в петлевой установке ПВ-2 АЭС с реактором АМ-1 в Обнинске [10]. Изучался кризис второго рода или кризис осушения. Одной из задач испытаний было сравнение условий реализации кризиса в реакторных и стендовых условиях. Проведены 16 реакторных испытаний и стендовые эксперименты. Параметры испытаний: давление 11,8 – 13,7 МПа; температура теплоносителя на входе 288 – 307 °С; массовая скорость 1500 – 2590 кг/(м² с); массовое паросодержание 18 – 26%; мощность канала 37 – 60 кВт. Форма тепловыделения по высоте канала $q(z) = q_{\max} \cos(\pi \cdot z/2200)$. Такая же форма энерговыделения была реализована в стендовых условиях. Авторы признают, что момент, принятый за кризис в реакторных испытаниях и характеризующийся ростом температуры до 500 °С, является условным, ему предшествует режим «ухудшенного» теплообмена с пульсациями температуры с амплитудой до 50 °С. Эксперимент прекращался при достижении температуры оболочки 500 °С, т.е. без доведения твэла до разгерметизации – состояния с выходом продуктов деления и частиц топлива в контур петли. Более правильным считать за «кризис» режим так называемого «ухудшенного» теплообмена с пульсациями температуры оболочки твэлов, который предшествует режиму со значительным ростом температуры. Установлено, что максимальное различие критической тепловой мощности N , определенной в стендовых N_c и реакторных N_p условиях составляет $(N_p - N_c)/N_c = 13\%$. Как правило, $N_p - N_c > 0$ кроме одного случая из 16-ти. Кризис установлен в верхних сечениях твэлов дисперсионного типа (на выходе теплоносителя из канала). При дальнейшем повышении мощности режим «ухудшенного» теплообмена распространяется к входному участку. Применительно к рассматриваемой задаче защищенность от «порогового эффекта» обеспечивается выбором эксплуатационных пределов по мощности канала и соответствующих уставок на срабатывание аварийной защиты.

Проектный запас (запас безопасности) оценивается в данном случае как разность мощности начала «ухудшенного» теплообмена и критической мощности (~ 10%). Одно из основных направлений снижения негативного влияния порогового эффекта на безопасность АЭС – это обоснование и применение проектных запасов (см. Приложение № 2 [2]). Именно этот интервал можно оценить как предельный для принятия решения по снижению мощности при отсутствии возможности контроля коэффициента запаса до кризиса теплоотдачи по локальным параметрам.

Испытания в реакторе СМ-2, Димитровград

Практический интерес представляет эксперимент, проведенный в реакторе СМ-2, в котором реализован процесс с локальным плавлением оболочки и топлива. Цель испытаний – определение мощности твэла, при которой происходит потеря его работоспособности в условиях кризиса теплообмена [11 – 14]. Во внутриреакторном эксперименте предполагалось «выявить результат термомеханического и химического взаимодействия топлива с оболочкой, оценить радиационные последствия нахождения твэлов в условиях кризиса, определить выход топлива в теплоноситель» [13]. Изучалось поведение твэла в реальных условиях эксплуатации, когда имеет место превышение мощности с кризисом теплоотдачи и доведением твэла до локального расплавления, определялось количество топливной матрицы, которое попало в контур петли. Ограничение по активности теплоносителя петлевой установки определило допустимую степень расплавления («размытия» композиции) твэла.

Экспериментальный твэл по форме и составу топлива соответствовал модернизированному твэлу СМ (содержание ²³⁵U – 6 граммов в твэле). Твэл имеет крестообразную форму, тонкостенную оболочку из нержавеющей стали и топливо UO₂ в матрице из

меднобериллиевой бронзы. В сердечнике твэла расположена термопара, надежный контакт которой с топливом обеспечен технологией изготовления (прессованием и отжигом). Технологией изготовления также обеспечивается надежный тепловой контакт топливной матрицы с оболочкой. Постоянная твэла СМ при охлаждении водой со скоростью $\sim 10\text{ м/с}$ оценивается менее 0,1 с.

Методика испытаний, конструкция твэла и условия испытаний подробно изложены в [11 – 14]. Результаты испытаний, по нашему мнению, наиболее подходят для демонстрации развития порогового эффекта, так как в случае кризиса теплоотдачи в течение короткого времени вероятно расплавление твэла: оболочки и матрицы и взаимодействие расплава матрицы и частиц диоксида урана с теплоносителем со значительным повышением активности циркулирующего теплоносителя, т.е. с радиационными последствиями. Начальные фазы этого процесса воспроизведены в эксперименте. Кроме того, реализованы средства надежного прекращения процесса в начале его развития.

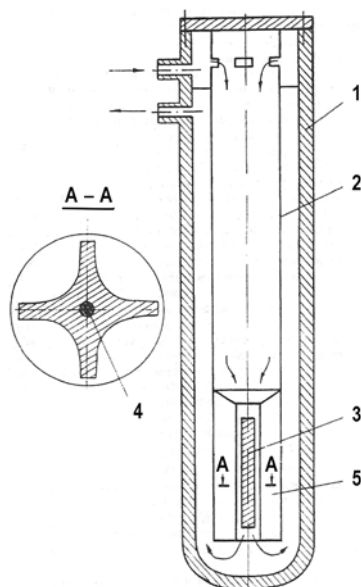


Рис. 2. Общий вид облучательного устройства: 1 – корпус канала; 2 – разделитель потока; 3 – твэл; 4 – сечение с твэлом, разделителем и термопарой (термопара обозначена «точкой» в центральной части); 5-теплоизолирующая прослойка

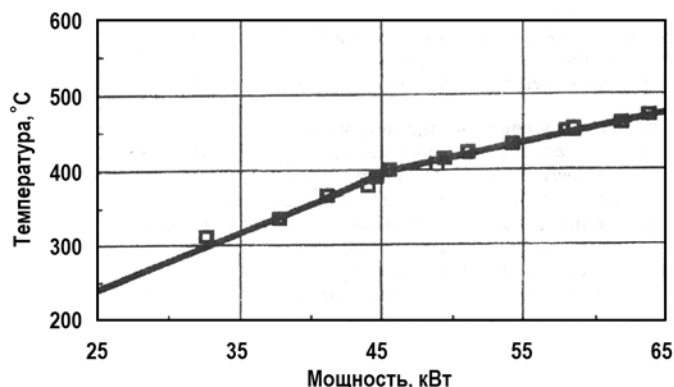


Рис. 3. Изменение температуры твэла в зависимости от мощности

Общий вид облучательного устройства приводится на рис. 2; на рис. 3 даны измеренные значения температуры твэла в зависимости от его мощности. При мощности ме-

нее 45 кВт реализуется конвективный теплообмен (без кипения теплоносителя), при большей мощности – режим с поверхностным кипением теплоносителя. При дальнейшем подъеме мощности при $Q = 71 \pm 3,5$ кВт реализуется кризис теплоотдачи (рис. 4).

На рисунке 4 начальный участок ($0 < \tau < 50$ с) характеризуется колебаниями температуры сердечника, которые составляют не более 5°C и происходят со значительно меньшей частотой, чем колебания нейтронной мощности примерно 1% (показания ионизационной камеры). Момент достижения кризиса теплоотдачи регистрировали по резкому непропорциональному увеличению температуры сердечника твэла относительно мощности.

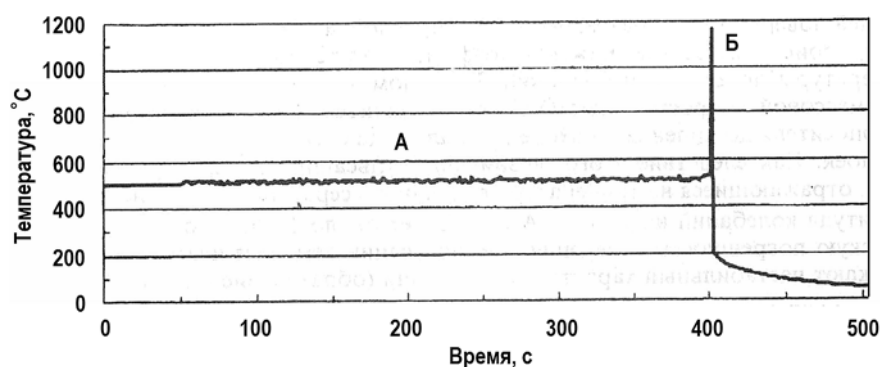


Рис. 4. Зависимость температуры твэла в режиме кризиса: А – $\tau = 50 - 400$ с; Б – рост температуры со срабатыванием АЗ

На участке А (рис. 4) наблюдались интенсивные пульсации температуры сердечника твэла. На участке $\tau > 50$ с амплитуда колебаний составляет 15°C и, по мнению авторов [13], отражает образование и срыв паровых пленок. Если за момент наступления кризиса теплоотдачи принять начало колебаний ($\tau = 50$ с), то необходимо учесть, что твэл работал в течение 6 мин и сохранил в этом режиме герметичность. Пережог твэла произошел при увеличении мощности на 3% (участок Б) при удельном тепловом потоке $14,3$ МВт/м². При быстром росте температуры была достигнута уставка по температуре и сработала аварийная защита ($\Delta\tau_{\text{задержки}} \sim 0,15$ с). Примерно через 300 с (время доставки теплоносителя до гамма-датчика) зафиксирована радиоактивность теплоносителя, оцененная не более $\sim 1 \cdot 10^{-4}$ Ки/л (эксплуатационный предел для петлевой установки).

При $\tau \geq 50$ с параметры испытаний следующие.

- Теплоноситель: температура на входе в канал $82 \pm 2^\circ\text{C}$; массовая скорость $\rho V = 9250 \pm 470$ кг/(м² с); давление $5,0 \pm 0,25$ МПа; активность до $\sim 1 \cdot 10^{-4}$ Ки/л.
- Твэл: мощность $71 \pm 3,5$ кВт; средняя по периметру поверхностная плотность теплового потока (расчетная оценка с учетом измеренного значения мощности твэла) $14,3$ МВт/м².

Проектный запас (запас безопасности) оценивается в данном случае как разность мощности твэла на участке Б и в начале участка А (начало пульсаций температуры в твэле, рис. 4) $2 - 3$ кВт.

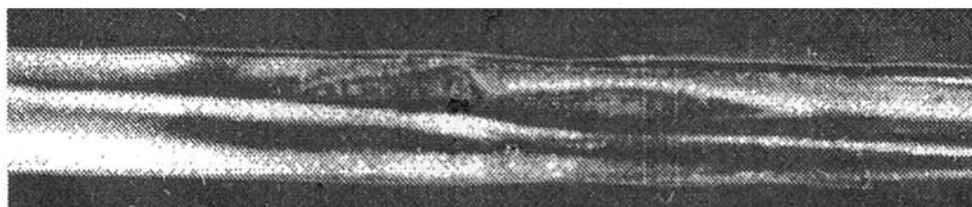


Рис. 5. Внешний вид участка твэла с разрушением

При осмотре внешнего вида твэла после испытаний обнаружена зона локального

поражения протяженностью примерно 40 мм, расположенная на 50 мм ниже центрального сечения, ~ 225 мм от верха твэла, в ожидаемом, согласно расчету, месте (рис. 5). На шлифах сечений твэла видны следы расплавления оболочки [11, 13, 14]. В топливной композиции наблюдались поры.

Принятая процедура прекращения испытания – срабатыванием аварийной защиты после достижения термопарой аварийной уставки 709°C (задержка в срабатывании оценена 0,14 с) ограничила расплавление твэла, локализовала характер разрушений с выходом в теплоноситель радионуклидов не более 0,05% от накопленного количества. Радиоактивность вышедших из твэла нуклидов не превысила предельно допустимого значения активности (максимальное значение не более $1 \cdot 10^{-4}$ Ки/л).

Таким образом, рассмотрены результаты двух разновидностей реакторных испытаний «Кризис теплообмена». Пользуясь терминологией работ [15, 16], условия проведения соответствуют «медленному кризису» или кризису второго рода или «высыхания пленки жидкости» и «быстрому кризису» или кризису первого рода с переходом пузырькового кипения в пленочное, которое в рассматриваемом эксперименте реализовано во впадине, между ребрами (рис. 5). Медленный кризис наблюдается при сравнительно высоких паросодержаниях и сравнительно низких значениях массового расхода.

Результаты реакторных испытаний термометрированных дисперсионных твэлов свидетельствуют о близких значениях критической мощности твэлов, определенной непосредственно в реакторных испытаниях N_p и в стендовых N_c условиях. Различие значений N_p и N_c невелико и составляет $(N_p - N_c)/N_c \leq 13\%$.

Кризис первого рода реализуется в более жестких условиях (по росту температуры, по максимальной температуре топливной композиции). Проведенные дореакторные (стендовые) испытания позволили довольно корректно рассчитать месторасположения участка с локальным расплавлением твэла и минимизировать радиационные последствия.

Следует отметить малую инерционность твэла и скоротечность прохождения в стадию с расплавлением оболочки и топливной матрицы, обусловленную, в первую очередь, малым значением постоянной твэла (~ 0,1 с) и высоким значением поверхностной плотности теплового потока. Постоянная твэла CM много меньше, чем постоянная твэла ВВЭР (оценочно в 30 раз). Данный пример показывает, что в указанных условиях с малоинерционным твэлом можно управлять процессом, не доводя до больших разрушений твэла и значительного выхода в контур с теплоносителем радионуклидов.

Практический интерес представляет возможность саморегулирования процесса. Кризису подвержен участок с максимальными энерговыделением и плотностью потока нейтронов. При расплавлении и уносе расплава топливной композиции теплоносителем вводится отрицательная реактивность со снижением мощности реактора, т.е. локальный кризис с плавлением топливной композиции является саморегулируемым, что характерно для активных зон малых размеров. В технологическом регламенте отражается необходимость остановки на промежуточных уровнях мощности со сбором и анализом показаний основных датчиков. Выход на следующий уровень по мощности не допускается до получения сведений по радиационной обстановке. Таким образом, исключается развитие аварийного процесса после образования локального кризиса теплообмена, вымывания топливной матрицы и снижения мощности реактора. Представленные данные характеризуют динамику этих процессов. Рассмотренные особенности указывают на возможность регулирования или управления процессом.

В работе [17] рассмотрены особенности кризиса и закризисного теплообмена в многостержневых пучках имитаторов твэлов. Рассмотрены четыре разновидности имитаторов различной формы: условный «квадрат» с вытянутыми «ушами» – две разновидности, «крест» (см. рис. 2) и «круг» – цилиндрической формы. Применены ТВС с 7, 19 и 61 имитаторами. Как отметили авторы, «эксперименты еще раз подтвердили наблюдения о достаточно «мягком характере кризиса теплоотдачи в пучках стержней» [17].

Таким образом, данный вывод подтверждает наличие дополнительного запаса до кризиса теплообмена в ТВС, который в рассмотренных реакторных испытаниях на АМ и в СМ оценен ~ 10% и 3%. Различие проектного запаса в рассмотренных испытаниях 10% и 3% обусловлено разновидностью «кризиса», а также отличием конструкций твэлов и режимов испытаний.

ОПЫТ ВВЕДЕНИЯ В ЭКСПЛУАТАЦИЮ НОВЫХ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК (НАЧАЛЬНЫЙ ПЕРИОД СОЗДАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ)

Примером как проявления характеристик «порогового эффекта», так и принятия мер по его исключению в дальнейшей эксплуатации является опыт повышения мощности первой очереди Белоярской АЭС [19, 20]. Реактор АМБ-100 в начальный период эксплуатировался на мощности, равной 70% от номинального значения, которое установлено в проекте. В течение года установка устойчиво эксплуатировалась на этой мощности. При выходе на номинальную мощность (100%), т.е. при повышении мощности, как изложено в [19], «задымили» семь каналов, т.е. разгерметизировались оболочки твэлов. Термином «задымили» характеризуется состояние с выходом радионуклидов (осколков деления) в теплоноситель одноконтурной реакторной установки. Соответственно, возможно повышение радиоактивности в помещениях блока и в турбине. Главной причиной ограничения мощности как первого (АМБ-100), так и второго (АМБ-200) блоков первой очереди Белоярской АЭС определен «ухудшенный режим теплосъема» [20]. В тот период (1960-е – начало 1970-х гг.) не существовало единого представления, и были две гипотезы развития процессов. Ухудшение условий теплообмена в испарительном канале реактора (кризис второго рода) специалисты ВТИ связывали с высоким паросодержанием при дефиците водяной фазы, когда происходит «срыв водяной пленки со стенок» твэлов паровым потоком. Эта гипотеза в дальнейшем была признана правильной. Для исключения в дальнейшем кризиса второго рода и повышения мощности реактора был увеличен расход теплоносителя в результате изменения конструкции трубчатого твэла (диаметр внутренней трубки увеличен с 9,1 до 12 мм) [20]. Рассмотренные испытания на АМБ-100 являются одним из немногих примеров порогового эффекта, который проявился в результате недостаточного изучения явления до создания установки и несовершенства теоретических представлений о кризисе второго рода как явлении, а также отсутствия системы контроля основных параметров для регистрации промежуточных состояний до порогового эффекта. Сравнение этого испытания на АМБ-100 и испытаний на АМ и СМ, которые проведены в более поздний период, подтверждает, что по мере накопления знаний вероятность реализации пороговых эффектов существенно снижается. Поэтому рассмотренные в начале статьи формулировки отражают состояние наших знаний после 50-летнего периода накопления этих знаний.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Понятие «порогового эффекта» изложено как в материалах МАГАТЭ, так и в отечественных материалах (НП-001-15). Это «сильно отличающийся от нормального режим поведения станции, к которому приводит резкий переход от одного состояния станции к другому после небольшого отклонения одного из параметров станции». Действительно, на примере анализа характеристик барьера безопасности – оболочки твэлов показано, что при нормальной эксплуатации характеристики не достигают предельных значений, имеются проектные запасы, которые понимаются согласно Приложению № 2 [2]. Поэтому деградация характеристик возможна только при нарушении нормальной эксплуатации, включая аварийные условия.

С учетом выполнения требований современных нормативных документов по качественному проектированию, изготовлению и эксплуатации реакторной установки проявление «порогового эффекта» имеет малую вероятность события. На примере инцидента на новых PWR, когда при эксплуатации проявилось ранее неизвестное явление с аномалией аксиального офсета (аномалия распределения энерговыделения по высоте активной зоны) и деградацией характеристик показана достаточность принятых проектных мер или проектных запасов по ограничению (непроявлению) этого эффекта и корректировки режимов ВХР. Принятыми при разработке проекта техническими решениями (уточнение ВХР, снижение интенсивности кипения и др.), реализованными на практике, процесс был остановлен на начальных стадиях и изучен. После изучения особенностей кипения теплоносителя в верхней части ТВС, уточнения условий осаждения соединений бора на поверхности твэлов в зоне кипения и воспроизведения их в имитационном эксперименте в Халдене разработаны меры по исключению этого эффекта (уточнение ВХР, очистка контура, внедрение перемешивающих решеток в ТВС и др.).

На достаточно большой базе имевших место событий АОА можно сделать вывод, что принятые в проекте технические решения и проектные запасы, а также требования по эксплуатации АЭС с PWR обеспечили безопасность АЭС и исключили негативное развитие эффекта АОА. Этот эффект не проявился при эксплуатации ВВЭР благодаря имеющимся, заложенным при разработке, проектным запасам.

Более опасным представляется инцидент с возникновением кризиса теплообмена. Рассмотрены реакторные испытания с реализацией двух известных разновидностей кризиса теплообмена (кризисы первого и второго рода). Эти испытания показали, что результаты стендовых и реакторных испытаний сопоставимы (расхождение по мощности – до 13%). Условия реакторных экспериментов прогнозируются в дореакторном расчетном анализе с приемлемой точностью. Каких-либо новых явлений в реакторном эксперименте не установлено. Результаты стендовых испытаний в сравнении с реакторными испытаниями, как правило, консервативны, и при их использовании в проекте имеется дополнительный проектный запас, оцененный как 3 и 10% для двух режимов реакторных испытаний (кризис теплообмена первого и второго рода). Таким образом, можно считать, что принятыми в проектах мерами кризис теплообмена твэлов в реакторах, применительно к которым проведены испытания, при НУЭ и ННУЭ не реализуется. Влияние на запасы по безопасности поперечных токов в активных зонах реакторов ВВЭР, состоящих из бесчехловых тепловыделяющих сборок, подлежит дополнительному изучению.

Для малых зон, например, реактор СМ, со значительной неравномерностью энерговыделения возникновение локального кризиса с взаимодействием топливной композиции с теплоносителем и «вымыванием» (выходом) топлива и продуктов деления в теплоноситель может привести к введению отрицательной реактивности (эффект саморегулирования) и снижению мощности с ограничением «вымывания» топлива и продуктов деления в теплоноситель.

Рассмотренные явления и процессы могут быть «пороговыми эффектами», согласно определениям в работах [1, 2, 21], в случае отказа целого ряда систем или непринятия мер, определенных технологическим регламентом и соответствующими инструкциями. Как определено в НП-001-15, основным документом, определяющим безопасную эксплуатацию атомной станции, является технологический регламент эксплуатации блока АЭС, содержащий правила и основные приемы эксплуатации, общий порядок выполнения операций, связанных с безопасностью, а также пределы и условия безопасной эксплуатации. Этот документ разрабатывается в соответствии с проектом АЭС и ООБ АЭС с участием разработчиков проектов РУ и АЭС.

Рассмотренные в статье ситуации на PWR и АМБ проявились в результате повышения мощности (АМБ) или удлинения кампании реактора (PWR), т.е. при освоении новых режимов. При этом «выбираются» закладываемые при проектировании проектные за-

пасы по основным параметрам, например, по мощности. Поэтому эти осваиваемые по экономическим соображениям режимы должны быть предметом всестороннего анализа и изучения.

Литература

1. Безопасность атомных электростанций: проектирование. – Вена: МАГАТЭ, 2016, STI/PUB/1715.
2. НП-001-15. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. – М.: Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2015. – 74 с.
3. Решетников Ф.Г., Бибилашвили Ю.К., Головнин И.С. и др. Разработка, производство и эксплуатация тепловыделяющих элементов энергетических реакторов. Кн. 1. – М.: Энергоатомиздат, 1995. – 320 с.
4. Крицкий В.Г., Родионов Ю.А., Березина И.Г., Гаврилов А.В. Влияние эксплуатационных и водно-химических параметров на отложения продуктов коррозии на поверхностях твэлов. / Труды МНТК «Безопасность ВВЭР» г. Подольск, 2011. Электронный ресурс: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2011/documents/mntk2011-068.pdf> (дата доступа 24.12.2021).
5. Optimization of Water Chemistry to Ensure Reliable Water Reactor Fuel Performance at High Burnup and in Ageing Plant (FUWAC) – Vienna: IAEA, 2011. 8.7. AOA and CIPS. – PP. 93-97.
6. Крицкий В.Г., Родионов Ю.А., Березина И.Г., Гаврилов А.В. Проблемы массопереноса и формирования отложений продуктов коррозии на твэлах ВВЭР-1200. / Труды VIII МНТК «Водно-химический режим АЭС». 23-25 октября 2012 г., Москва, ОАО «ВНИИАЭС».
7. Bennett P., Beverskog B., Suther R. Halden In-Reactor Test to Exhibit PWR Axial Offset Anomaly. Электронный ресурс: <https://www.osti.gov/servlets/purl/837201> (дата доступа 24.12.2021). DOI: <https://doi.org/10.2172/837201>.
8. Henshaw Jim, McGuire John C., Sims Howard E. et al. The Chemistry of Fuel Crud Deposits and Its Effect on AOA in PWR Plants, BNFL, AEA Technology, + EPRI, 2006 (рисунок из работы Byers A. and Deshon J. Structure and Chemistry of PWR CRUD, paper 7.5. / Proc. of the Int. Conf. on Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems, San Francisco, October 2004). Электронный ресурс: <https://pdfs.semanticscholar.org> (дата доступа 24.12.2021).
9. Забелин А.И., Гордиенко Н.И., Святыхева Т.С. Влияние борной кислоты на жесткость теплоносителя кипящего реактора. / Симпозиум СЭВ «Водные режимы водо-водяных реакторов, радиационный контроль теплоносителей и средства снижения радиационной опасности теплоносителей». – ГДР, Гера, 10-16 ноября 1968. – С. 90-94.
10. Зенкевич Б.А., Козлов В.Я., Кочетков Л.А., Песков О.Л. Кризис теплоотдачи в реакторе. // Атомная энергия. – 1969. – Т. 27. – Вып. 5. – С. 391-396.
11. Бобров С.Н. Методики и результаты реакторных исследований твэлов для обоснования безопасности эксплуатации исследовательского реактора СМ-2. – Автореферат дисс. канд. техн. наук. – Нижний Новгород, 2004. – С. 24.
12. Бобров С.Н., Грачев А.Ф., Махин В.М., Спиридонов Ю.Г. и др. Опыт эксплуатации и работоспособность твэлов высокопоточного реактора СМ-2. / Труды V Межотраслевой конференции по реакторному материаловедению, Димитровград, 8-12 сентября 1997 г. Т. 1, ч. 2. Топливо, твэлы и поглощающие материалы. – Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 1998. – С. 10-19.
13. Бобров С.Н., Грачев А.Ф., Махин В.М., Спиридонов Ю.Г. Изучение поведения твэлов реактора СМ в режиме кризиса теплоотдачи. // Труды Международной конференции «Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР (Теплофизика-98)». – Обнинск: ФЭИ, 1998. – Т. 1. – С. 411-417.
14. Бобров С.Н., Алексеев А.В., Махин В.М., Святкин М.Н. О характеристиках твэла исследовательского реактора СМ в режимах с кризисом теплообмена. / Труды ФГУП

«ГНЦ РФ НИИАР». – Димитровград, 2004. – Вып. 2. – С. 22-26.

15. *Кириллов П.Л.* Современные пути развития теории кризиса теплообмена при кипении в каналах. / Труды Физико-энергетического института. – М.: Атомиздат, 1974. – С. 242-262.

16. *Исаченко В.П., Осипова В.А., Сукомел А.С.* Теплопередача. – М.: Энергия, 1975. – С. 322-328.

17. *Аверьянов С.В., Кутьин Л.Н., Трусов Б.А., Щербаков А.П.* Особенности закризисного теплообмена в многостержневых пучках. / Труды Межотраслевой конференции «Теплофизика-89», 21-23 ноября 1989 г. – Обнинск: ФЭИ, 1992. – С. 90-94.

18. Guidance for the Application of an Assessment Methodology for innovative Nuclear Energy Systems. IAEA-TECDOC-1575, Rev. 1, 2008.

19. *Кочетков Л.А.* Первые белоярские. АТОМИНФО.RU, 22.04.2014. Электронный ресурс: <http://www.atominfo.ru/newsh/o0800.htm> (дата доступа 24.12.2021).

20. *Кочетков Л.А.* К истории первой очереди Белоярской АЭС. / История атомной энергетики Советского Союза и России. Вып. 1. – М.: ИздАт, 2001. – С.117-133

21. IAEA-TECDOC-1791 Considerations on the Application of the IAEA Safety Requirements for the Design of Nuclear Power Plants/Vienna, 2016. Электронный ресурс: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1791_web.pdf (дата доступа 24.12.2021).

Поступила в редакцию 28.12.2021 г.

Авторы

Махин Валентин Михайлович, главный эксперт

E-mail: makhin@grpress.podolsk.ru

Подшибякин Александр Кузьмич, главный эксперт

E-mail: podshibyakin@grpress.podolsk.ru

UDC 621.039.58

«CLIFF EDGE EFFECTS» IN SAFETY JUSTIFICATION AND OPERATION OF NPP UNITS

Makhin V.M., Podshibyakin A.K.

ОКБ Hidropress JSC,

21 Ordzonikidze Str., 142103 Podolsk, Moscow Reg., Russia

ABSTRACT

The authors consider phenomena that have signs of «cliff edge effects» according to the definitions of the IAEA and NP-001-15: (1) degradation of the protective barrier (fuel rod claddings in surface boiling mode with the deposition of impurities and borates on their surface and heating of the claddings) and (2) departure from nucleate boiling (DNB) on the fuel rod claddings. Despite the fact that the first phenomenon was previously unknown, the safety of the power unit is ensured by the decisions adopted in the project.

The DNB was studied and measures were taken in the project to prevent it under normal operating conditions and anticipated operational occurrences. The protection against the DNB is also obviously ensured by reducing the reactor power due to the control systems and reactor scram. These phenomena do not reach the state of «cliff

edge effects» (according to the terminology of the IAEA and federal NPs of the Russian Federation) and are prevented at the initial stages. For a small-size reactor using dispersive fuel, it is possible to provide self-protection against the DNB, namely, due to partial washout of the fuel with the insertion of negative reactivity, followed by a decrease in power and termination of the crisis.

Key words: cliff edge effects, safety.

REFERENCES

1. *Safety of Nuclear Power Plants: Design*. IAEA, Vienna, 2016, STI/PUB/1715.
2. NP-001-15. *General Safety Provisions for Nuclear Power Plants*. Moscow. The Federal Service for Ecological, Technological and Nuclear Supervision Publ., 2015, 74 p. (in Russian).
3. Reshetnikov F.G., Bibilashvili Yu.K., Golovnin I.S. et al. *Development, Production and Operation of Fuel Elements of Power Reactors*. Book 1. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1995, 320 p.
4. Kritsky V.G., Rodionov Yu.A., Berezina I.G., Gavrilov A.V. Influence of Operational and Water-Chemical Parameters on the Deposition of Corrosion Products on the Surfaces of Fuel Elements. *Proc. of the ISTC «Safety of VVER»*, Podolsk, 2011. Available at: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2011/documents/mntk2011-068.pdf> (accessed Dec. 24, 2021) (in Russian).
5. *Optimization of Water Chemistry to Ensure Reliable Water Reactor Fuel Performance at High Burnup and in Ageing Plant (FUWAC)*. Vienna: IAEA, 2011. 8.7. AOA and CIPS, pp. 93-97
6. Kritsky V.G., Rodionov Yu.A., Berezina I.G., Gavrilov A.V. Problems of Mass Transfer and Formation of Corrosion Products on VVER-1200 Fuel Elements. *Proc. of the VIII ISTC «Water-Chemical Regime of NPP»*, October 23-25, 2012, Moscow, VNIIAES JSC (in Russian).
7. Bennett P., Beverskog B., Suther R. Halden In-Reactor Test to Exhibit PWR Axial Offset Anomaly. Available at: <https://www.osti.gov/servlets/purl/837201> (accessed Dec. 24, 2021); DOI: <https://doi.org/10.2172/837201>.
8. Henshaw Jim, McGuire John C., Sims Howard E. et al. The Chemistry of Fuel Crud Deposits and Its Effect on AOA in PWR Plants, BNFL, AEA Technology, + EPRI, 2006 (picture from Byers A. and Deshon J. Structure and Chemistry of PWR CRUD, paper 7.5. *Proc. of the Int. Conf. on Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems*, San Francisco, October 2004). Available at: <https://pdfs.semanticscholar.org> (accessed Dec. 24, 2021).
9. Zabelin A.I., Gordienko N.I., Svyatysheva T.S. Influence of boric acid on the hardness of the boiling water reactor coolant. *Symposium CMEA «Water Modes of Pressurized Water Reactors, Radiation Monitoring of Coolants and Means of Reducing the Radiation Hazard of Coolants»*, GDR Gera, November 10-16, 1968, p. 90-94.
10. Zenkevich B.A., Kozlov V.Ya., Kochetkov L.A., Peskov O.L. Heat transfer Crisis in a Reactor. *Atomnaya Energiya*, 1969, v. 27, iss. 5, pp. 391-396 (in Russian).
11. Bobrov S.N. *Methods and Results of Reactor Studies of Fuel Elements to Substantiate the Safety of Operation of the SM-2 Research Reactor*. Abstract of Diss. Cand. Sci. (Engineering). Nizhny Novgorod, 2004, p. 24 (in Russian).
12. Bobrov S.N., Grachev A.F., Makhin V.M., Spiridonov Yu.G. et al. Experience of Operation and Serviceability of Fuel Elements of the High-Flux Reactor SM-2. *Proc. of the Vth Interbranch Conference on Reactor Materials Science*, Dimitrovgrad, September 8-12, 1997. Vol. 1, part 2. Fuel, Fuel Elements and Absorbing Materials), Dimitrovgrad: SSC RF NIIAR, 1998, pp. 10-19 (in Russian).
13. Bobrov S.N., Grachev A.F., Makhin V.M., Spiridonov Yu.G. Study of the Behavior of SM Reactor Fuel Elements in the Heat Transfer Crisis Mode. *Proc. of the Int. Conf. «Thermal and Physical Aspects of VVER Safety (Thermophysics-98)»*. Obninsk. IPPE Publ., 1998, v. 1, pp. 411-417 (in Russian).
14. Bobrov S.N., Alekseev A.V., Makhin V.M., Svyatkin M.N. On the Characteristics of the Fuel Elements of the SM Research Reactor in Regimes with a Heat Exchange Crisis. *Proc. of*

the SSC RF NIIAR FSUE. Dimitrovgrad, 2004, iss. 2, pp. 22-26 (in Russian).

15. Kirillov P.L. Modern Ways of Development of the Theory of the Crisis of Heat Transfer during Boiling in Channels. *Proc. of the Institute of Physics and Power Engineering*. Moscow. Atomizdat Publ., 1974, pp. 242-262 (in Russian).

16. Isachenko V.P., Osipova V.A., Sukomel A.S. Heat Transfer. Moscow. Energiya Publ., 1975, pp. 322-328 (in Russian).

17. Averyanov S.V., Kutyin L.N., Trusov B.A., Shcherbakov A.P. Features of supercritical heat transfer in multi-rod beams. *Proc. of the Interbranch conference «Thermophysics-89»*, November 21-23, 1989, Obninsk, 1992, pp. 90-94 (in Russian).

18. *Guidance for the Application of an Assessment Methodology for innovative Nuclear Energy Systems*. IAEA-TECDOC-1575, Rev. 1, 2008.

19. Kochetkov L.A. First Beloyarskie. *ATOMINFO.RU*, 22.04.2014. Available at: <http://www.atominfo.ru/newsh/o0800.htm> (accessed Dec. 24, 2021) (in Russian).

20. Kochetkov L.A. On the History of the first stage of the Beloyarsk NPP. In: *History of the Atomic Energy of the Soviet Union and Russia*. Iss. 1. Moscow. IzdAt Publ., 2001, pp. 117-133 (in Russian).

21. *Considerations on the Application of the IAEA Safety Requirements for the Design of Nuclear Power Plants*. IAEA-TECDOC-1791, Vienna, 2016. Available at: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1791_web.pdf (accessed Dec. 24, 2021).

Authors

Makhin Valentin Mikhailovich, Chief Expert

E-mail: makhin@grpress.podolsk.ru

Podshibyakin Aleksandr Kuz'mich, Chief Expert

E-mail: podshibyakin@grpress.podolsk.ru