

УДК 621.039.586

*И. Л. Козлов**Одесский национальный политехнический университет, г. Одесса***ПАРОВЫЕ ВЗРЫВЫ ПРИ ТЯЖЕЛЫХ АВАРИЯХ В КОРПУСНЫХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРАХ**

В статье представлены основные сведения о развитии тяжелых аварий (с повреждением ядерного топлива) в корпусных ядерных реакторах, а также подходы к их моделированию. Проведен анализ известных подходов моделирования паровых взрывов при тяжелых авариях. Показано, что исключение из рассмотрения паровых взрывов (как относительно маловероятных событий) не обосновано с учетом уроков Фукусимской аварии. На основании упрощенной модели развития тяжелых аварий в корпусных ядерных реакторах определены условия возникновения паровых взрывов при охлаждении поврежденного ядерного топлива.

Ключевые слова: паровой взрыв, корпусные ядерные реакторы, тяжелая авария.

В атомной энергетике аварии на ядерных энергетических установках традиционно классифицировались как:

проектные аварии (ПА) — аварии, для которых проектом определены возможные исходные события аварий при обеспечении проектными системами необходимых условий безопасности, не поврежденности ядерного топлива и защитных барьеров безопасности с учетом допустимости единичного отказа активных систем или ошибочного действия персонала;

запроектные аварии (ЗА) — аварии при непредусмотренных проектом исходных событиях и / или при развитии аварийных процессов с множественными отказами и / или ошибочными действиями персонала;

тяжелые аварии (ТА) — запроектные аварии с недопустимым для безопасности повреждением ядерного топлива.

Уроки известных тяжелых аварий на АЭС, например, Three Mile Island (ТМІ-2) в США и Fukushima Daiichi в Японии, а также опыт разработки руководств / инструкций по управлению авариями выявили ограниченность такого подхода к классификации аварий. В частности, регламентируемые стратегии управления проектными и запроектными авариями без повреждения ядерного топлива фактически идентичны, но принципиально отличаются от стратегий управления тяжелыми авариями.

Анализ и моделирование тяжелых аварий. Более целесообразным представляется классифицировать аварии на ядерных реакторах следующим образом:

аварии без нарушения условий недопустимого повреждения ядерного топлива;

аварии с нарушением условий недопустимого повреждения ядерного топлива (тяжелые аварии).

В общем случае, критические условия повреждения ядерного топлива определяются комплексным взаимодействием нейтронно-физических, теплогидро- и газодинамических, физико-химических и механических процессов; а нарушения критических условий могут быть следствием:

отказов по обеспечению выполнения критических функций безопасности (КФБ) в процессе развития аварийных процессов;

экстремальных исходных событий, приводящих к разрушению всех защитных барьеров безопасности (ЗББ) ядерного топлива.

В корпусных ядерных реакторах обычно условно выделяют внутриреакторную и внереакторную стадии тяжелых аварий [1, 2].

Процессы на внутриреакторной стадии ТА можно разбить на следующие фазы:

Фаза 1. Нарушение геометрии тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ) в результате “распухания” ядерного топлива и окисления оболочек. Начало расплавления внутрикорпусных конструкций и регулирующих стержней (с ограничением их перемещения).

Фаза 2. Расплавление и перемещение вниз веществ с низкой точкой плавления. Взаимодействие различных металлов и UO_2 приводит к формированию комплексных эвтектик с температурами текучести ниже, чем температура плавления исходных компонентов активной зоны. Постепенное плавление, перемещение под действием сил тяжести и повторное затвердевание обеспечивает передачу энергии в нижнюю часть корпуса реактора.

Фаза 3. Накопление на дне корпуса реактора фрагментированных частей и ранее расплавленных веществ. Термическое взаимодействие повторно разогревающихся обломков активной зоны и конструктивных структур в нижней части корпуса в конечном итоге может привести к разрушению днища корпуса реактора.

К основным процессам в контайнменте, происходящим вне корпуса реактора при ТА, относятся:

выброс расплава при разрыве днища корпуса реактора;

взаимодействие расплава с бетоном контайнмента; нарушение герметичности системы 1-го контура на этапе внутрикорпусного повреждения активной зоны; выход водорода в контайнмент; паровой взрыв в контайнменте.

Разрыв днища корпуса реактора приводит к существенному изменению характеристик протекания ТА. Выброс обломков / расплава активной зоны в контайнмент представляет существенную угрозу целостности контайнмента, влияет на пути распространения радиоактивных продуктов и многие другие аспекты всего протекания аварии. Некоторые характеристики повреждения корпуса влияют на переход от периода протекания аварии “внутри корпуса” к периоду “вне корпуса” реактора. Наиболее важной из них является давление, при котором происходит разрыв корпуса реактора.

Развитие и многообразие аварийных последовательностей (АП) запроектной аварии, приводящих к возникновению тяжелой аварии, определяется в общем случае:

группой исходных событий аварий (ИСА);

надежностью и работоспособностью систем, обеспечивающих выполнение функций безопасности (ФБ) и управления авариями;

действиями персонала по управлению и ликвидации последствий аварий.

Конечные состояния аварийных последовательностей запроектной аварии (АПЗА) в случае нарушения критериев повреждения топлива являются исходными состояниями ТА на первой (внутрикорпусной) стадии развития аварии (ИСТА1). Идентификация групп ИСТА1 определяется в общем случае:

предысторией развития АП, которые могли привести к повреждению активной зоны (в том числе состоянием систем, обеспечивающих управление авариями);

состоянием и условиями повреждений активной зоны реактора (вид, местоположение, объем, степень повреждения и другие характеристики поврежденной активной зоны).

Таким образом, развитие и многообразие аварийных последовательностей на внутриреакторной стадии тяжелой аварии (АПТА1) определяется в общем случае:

группой ИСТА1;

условиями межфазного взаимодействия внутрикорпусных структур, корпуса реактора, воды и парогazовой среды;

надежностью и работоспособностью систем, обеспечивающих выполнение ФБ и управление тяжелой аварией;

действиями персонала по управлению и ликвидации последствий ТА.

Конечные состояния аварийных последовательностей на внекорпусной стадии тяжелой аварии (АПТА2) в случае несоблюдения критериев разрушения контайнмента являются ИС для третьей (внеконтайнментной) стадии развития ТА (ИСТА3). Идентификация групп ИСТА3 определяется предысторией развития АПТА2 и состоянием и условиями повреждения контайнмента.

Развитие АП и условий несоблюдения критериев радиационной безопасности для населения и окружающей среды зависит от:

группы ИСТА3;

условий выхода и взаимодействия продуктов вне реакторной стадии ТА за пределы контайнмента; состояния окружающей среды;

противоаварийных мероприятий по ликвидации последствий ТА.

Стадии и этапы возникновения и развития ТА на корпусных реакторах обобщены на рис. 1.

Уроки Фукусимской аварии показали, что моделирование и анализ тяжелых аварий актуальны не только для внутрикорпусной стадии в реакторе, но и для бассейнов выдержки отработанного ядерного топлива (БВ ОЯТ). В частности, для приреакторного БВ ОЯТ блока № 4 АЭС Fukushima Daiichi было бы актуальным моделирование и анализ тяжелых аварий при следующих исходных событиях:

полное обесточивание систем охлаждения и потеря герметичности БВ ОЯТ;

полное обесточивание систем охлаждения и поступление взрывоопасной смеси в БВ ОЯТ от соседних блоков;

полное обесточивание систем охлаждения и потеря герметичности БВ ОЯТ, поступление взрывоопасной смеси от соседних блоков.

Анализ и моделирование паровых взрывов.

Паровой взрыв может привести к резкому увеличению генерации пара и водорода, а также к сильному механическому воздействию на конструкционные элементы реактора и, в первую очередь, на корпус или гермооболочку реактора (в зависимости от того, где произошел взрыв). Паровой взрыв можно определить как высвобождение значительного количества энергии расплава в форме ударной волны сжатия вследствие высокоскоростного цепного

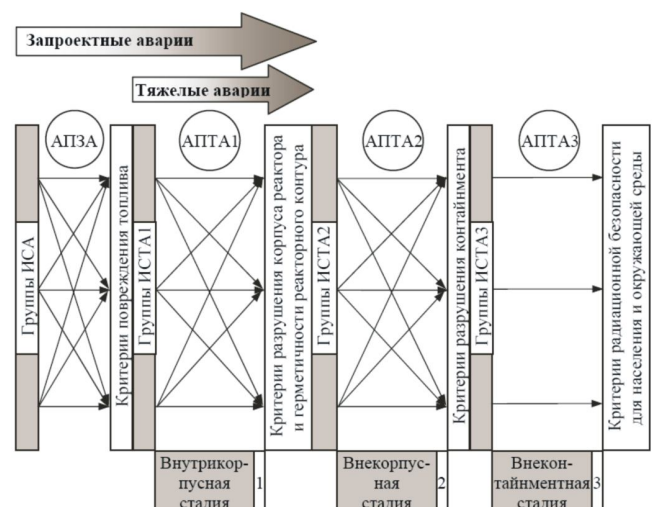


Рис. 1. Этапы и стадии возникновения и развития ТА на корпусных реакторах

процесса взаимодействия горячей жидкости (расплава) и холодной испаряющейся жидкости (теплоносителя). Процесс начинается с интенсивного взаимодействия между расплавленными обломками активной зоны и водой (рис. 2, слева). Если отводимая энергия достаточно велика и все происходит за достаточно короткий промежуток времени, то образующаяся ударная волна может разрушить днище корпуса реактора или создать гидроудар, направленный вверх и способный оторвать верхнюю крышку корпуса реактора (рис. 2, в центре). Крышка корпуса в этом случае становится снарядом, который может нанести удар по конструкциям контайнмента. Такая последовательность событий создает “альфа-вид” отказа контайнмента [2], который применим только к реакторам, конструкция которых допускает физическую возможность такого развития событий.

Физические исследования механизма термомеханического взаимодействия двух разнородных жидкостей различной температуры позволили выделить различные фазы возникновения и протекания парового взрыва [3]:

начальное “грубое” перемешивание горячей и холодной жидкостей (механизм теплообмена между жидкостями — пленочное кипение);

резкая интенсификация теплообмена при нарушении пленочного кипения под воздействием того или иного возмущения;

формирование ударной волны вследствие цепного процесса интенсивной генерации пара с прорывом паровой пленки и дальнейшей фрагментацией жидкостей;

распространение ударной волны в многофазной системе.

Начальная фаза парового взрыва в значительной мере определяет массу расплава активной зоны, которая достаточно эффективно перемешивается с водой и может принимать участие в последующих фазах парового взрыва. Возможны два принципиально различных механизма перемешивания расплава с водой. Один из них предполагает, что фрагментация капель расплава происходит до размера, соответствующего пределу противоточного движения падающей капли и восходящего потока пара. Во втором случае расплав, вода и пар считаются образующими единую систему, расширяющуюся в радиальном направлении по мере погружения в объем теплоносителя.

Определяющей для парового взрыва является третья фаза, при которой генерация пара в данном месте происходит со скоростью выше интенсивности его отвода. Это приводит к местному возрастанию давления и, как следствие, с одной стороны, к дальнейшей фрагментации частиц жидкости, развитию поверхности контакта и росту генерации пара; с другой — к распространению этого процесса на соседние частицы. В результате происходит детонационный процесс. Третья фаза (формирование ударной волны) определяется циклической последовательностью процессов, включая процессы перемешивания и формирования новой области контакта системы “расплав—теплоноситель”, в частности за счет фрагментации расплава, генерации пара и т. п.

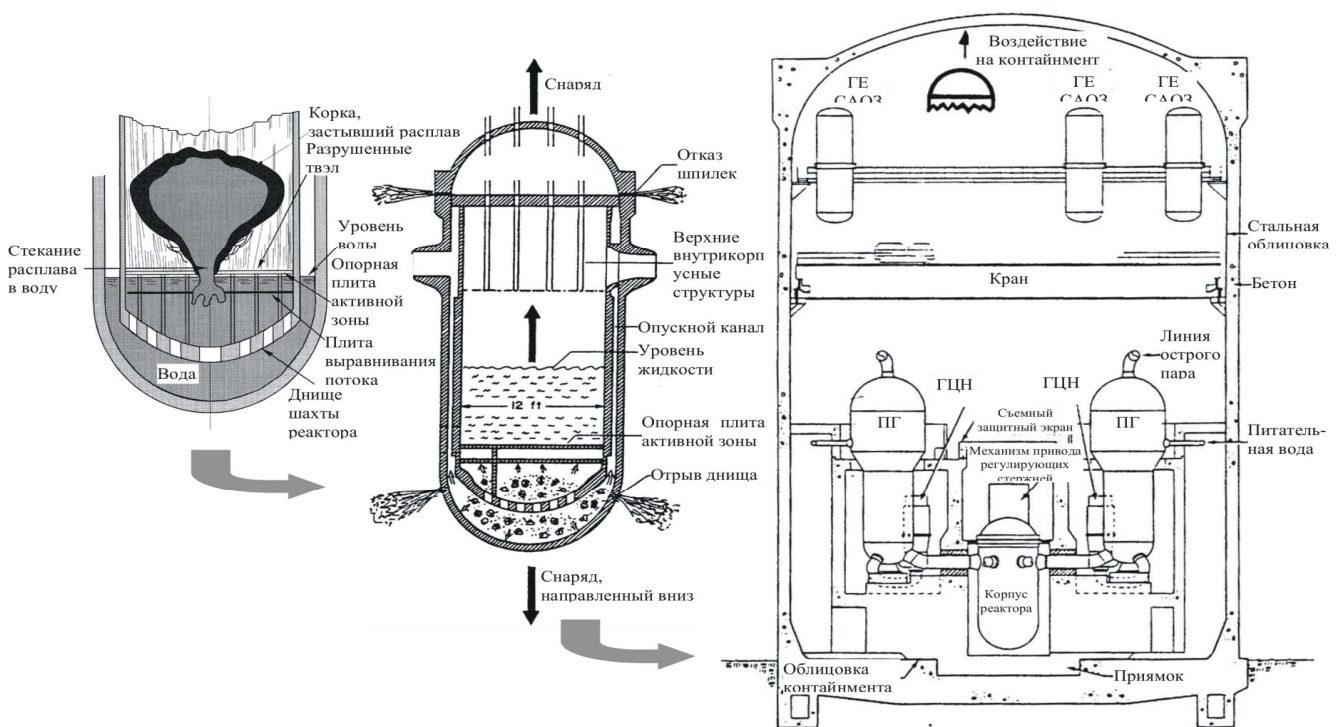


Рис. 2. Развитие парового взрыва внутри корпуса реактора [2]

Последняя фаза парового взрыва — распространение полностью сформировавшейся термической детонационной волны в первоначально грубо перемешанной смеси расплава, жидкого и парообразного теплоносителя. Прохождение ударной волны вызывает срыв парового слоя и частиц расплава с возникновением больших относительных скоростей. На этой стадии фрагментация частиц расплава может происходить либо вследствие вскипания при докритических давлениях, либо вследствие нарушения устойчивости поверхности при сверхкритических давлениях.

В качестве примера феноменологических моделей парового взрыва можно привести неравновесную модель большого масштаба в водоохлаждаемом реакторе [2]. Физическая модель рассматривает стадии процесса перемешивания и взрыва с тремя зонами системы: перемешивания (взрыва), промежуточной и расширения (рис. 3).

Основные допущения модели парового взрыва:

система имеет одну зону перемешивания (рис. 3, б) и зону взрыва (рис. 3, а), распространяющихся с плоским или полусферическим фронтом, соответственно;

весь теплоноситель в зоне взрыва участвует во взаимодействии с расплавом;

теплообмен с окружающей средой отсутствует;

внутренний теплообмен осуществляется между зонами взрыва и промежуточной;

частицы расплава топлива равномерно распределены в объеме теплоносителя в результате начального перемешивания;

весь пар, возникающий при взрыве, остается вокруг частиц топлива;

энергией пара вызванной радиационным воздействием и энергией химических реакций между топливом и теплоносителем можно пренебречь.

Вода и пар могут иметь различные температуры (неравновесное состояние). Частицы расплавленного топлива разделяются по размерам на две группы: первую образуют частицы диаметром, определяющимся процессом начального перемешивания; вторую составляют частицы, образовавшиеся в процессе

фрагментации. Результаты расчетов по данной модели, представленные на рис. 4, достаточно хорошо совпадают с экспериментальными данными, полученными в известной серии экспериментов на установке FITS (США) по изучению условий возникновения паровых взрывов при тяжелых авариях на АЭС [4].

В отношении необходимости учета возможности возникновения паровых взрывов при моделировании и анализе тяжелых аварий необходимо отметить:

1) При паровых взрывах происходит разложение молекул воды и образуются высокие концентрации водорода и кислорода, что может привести к последующей мощной водородной детонации (одна из обоснованных версий разрушительного взрыва на блоке № 3 АЭС Fukushima Daiichi);

2) При моделировании и анализе тяжелых аварий в корпусных реакторах обычно не учитывают возможность возникновения паровых взрывов в реакторе и контейнменте как крайне маловероятных событий. Такие допущения для корпусных реакторов типа ВВЭР-1000 возможно могут быть обоснованы тем, что при авариях с ИС “неплотный реакторный контур” (например, течи реакторного контура — LOCA) осуществляется естественная вентиляция реактора от превышения давления; а при авариях с ИС “плотный реакторный контур” (например, потеря электроснабжения — аналог аварии на АЭС Fukushima Daiichi) в случае недопустимого повышения давления вентиляция реактора осуществляется автоматическим открытием предохранительных клапанов (импульсно-предохранительное устройство компенсатора давления — ИПУ КД). Вероятность возникновения паровых взрывов в контейнменте (гермооболочке — ГО) также ограничена большим объемом ГО и техническими возможностями регулирования давления. В частности, в энергоблоках с ВВЭР-1000 нового поколения безопасности — это системы пассивного отвода тепла; а в действующих энергоблоках планируется, с учетом уроков фукусимской аварии, установка предохранительных клапанов ГО с отведением выбрасываемой среды на систему локализации и подавления активности.

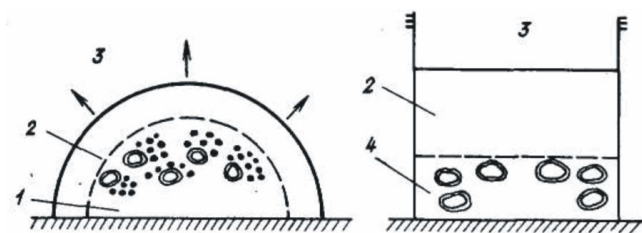


Рис. 3. Физическая модель процессов парового взрыва (а) и перемешивания (б): 1 — зона взрыва; 2 — промежуточная зона; 3 — зона расширения; 4 — зона перемешивания

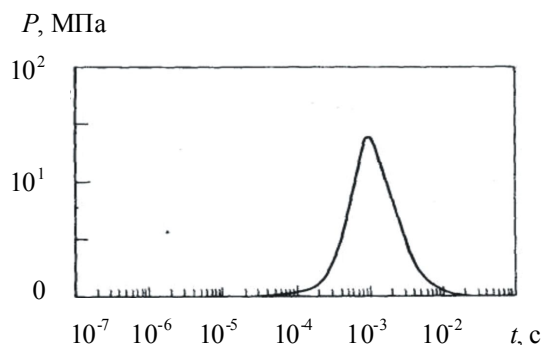


Рис. 4. Изменение давления при паровом взрыве на установке FITS (масса теплоносителя в зоне взрыва — 14 кг)

Однако, допущения об отсутствии необходимости моделирования и анализа тяжелых аварий с учетом возможности возникновения паровых взрывов недостаточно обоснованы по следующим причинам:

1) Эффективность выполнения функции безопасности снижения давления в реакторе при ИС “плотный контур” зависит от надежности срабатывания предохранительных клапанов. Следует напомнить, что основная причина тяжелой аварии на АЭС ТМІ-2 была как раз связана с надежностью предохранительного клапана реактора, а также произошедший относительно недавно инцидент с закрытием ИПУ КД на Ровенской АЭС.

2) Кроме того, уроки Фукусимской катастрофы показали, что тяжелые аварии могут происходить при множественных отказах систем безопасности, в т. ч. и пассивных.

3) Эффективность выполнения функции безопасности по снижению давления в реакторе и контейнменте существенно зависит от соотношения интенсивности парообразования при охлаждении и удалении парогазовой среды.

Ниже приведена модель оценки возможности возникновения парового взрыва в процессе развития ТА в реакторе и / или контейнменте при условии работоспособности систем вентиляции.

Уравнение массового баланса для парогазового объема реактора / контейнмента ($V_{\text{ПГ}}$, м³) можно упрощенно представить в виде

$$\frac{dM_{\text{П}}}{dt} + \frac{dM_{\text{Ж}}}{dt} = G_{\text{охл}} - G_{\text{вент}}, \quad (1)$$

где $M_{\text{П}}$, $M_{\text{Ж}}$ — масса пара и жидкости, соответственно, кг; t — время, с; $G_{\text{охл}}$, $G_{\text{вент}}$ — расходы охлаждения и вентиляции, соответственно, кг/с.

Консервативно полагая, что поступающее охлаждение приводит к завершеному процессу парообразования, и учитывая ничтожно малую сжимаемость жидкости по сравнению с паром, которой можно пренебречь, из (1) следует, что скорость роста давления (P , Па) может быть оценена зависимостью

$$\frac{dP}{dt} = \frac{a_{\text{П}}^2}{V_{\text{ПГ}}} (G_{\text{охл}} - G_{\text{вент}}), \quad (2)$$

где $a_{\text{П}}$ — скорость звука в паре, м/с.

Условие возникновения парового взрыва по скорости роста давления — выброс расплава при разрыве днища корпуса реактора:

$$\frac{dP}{dt} \geq \left(\frac{dP}{dt} \right)_{\text{кр}}, \quad (3)$$

где $(dP/dt)_{\text{кр}}$ — критическая скорость роста давления, которая может быть определена экспериментально.

Из (2) и (3) следует условие возникновения парового взрыва в реакторе / контейнменте по охлаждению топливосодержащих масс (ТСМ) и конструкций:

$$G_{\text{охл}} \geq \frac{V_{\text{ПГ}}}{a_{\text{П}}^2} \left(\frac{dP}{dt} \right)_{\text{кр}} + G_{\text{вент}}. \quad (4)$$

Выводы

1. Так как парогазовый объем ГО ВВЭР-1000 значительно превышает газовый объем реактора, то при прочих равных условиях возможность возникновения парового взрыва более актуальна в реакторе.

2. Расходы по удалению парогазовой среды через ИПУ КД сопоставимы с малыми течами реакторного контура. Поэтому, при авариях с ИС “плотный контур” (например, полное обесточивание) расходы по охлаждению могут значительно превышать расходы через ИПУ КД. Оценочные расчеты условия (4) показывают, что при превышении расхода охлаждения более 50% от максимального, по проекту возможен паровой взрыв в реакторе даже при открытом предохранительном клапане.

3. При разработке эффективных стратегий по управлению тяжелыми авариями необходимо учитывать ограничения по охлаждению ТСМ в реакторе и контейнменте для предотвращения паровых взрывов.

Список использованной литературы

1. IAEA. Training in Level 2 PSA. Sever Accident Phenomena. — 2006.
2. Скалозубов В. И. Основы управления запроектными авариями с потерей теплоносителя на АЭС с ВВЭР / В. И. Скалозубов, А. А. Ключников, В. Н. Кольханов. — Чернобыль : ИПБ АЭС НАН Украины, 2010. — 400 с.
3. Скалозубов В. И. Анализ причин и последствий аварии на АЭС Fukushima как фактор предотвращения тяжелых аварий в корпусных реакторах /
- В. И. Скалозубов, А. А. Ключников, В. Н. Ващенко, С. С. Яровой. — Чернобыль : ИПБ АЭС НАН Украины, 2012. — 280 с.
4. Кузнецов Ю. Н. Теплообмен в проблеме безопасности ядерных реакторов / Ю. Н. Кузнецов. — М. : Энергоатомиздат, 1989. — 296 с.

Получено 17.11.2014