
ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА И ТЕХНИЧЕСКАЯ ФИЗИКА

УДК 621.039.586

Г.Н. Власичев

ФЕНОМЕНОЛОГИЯ АВАРИЙ С ПЛАВЛЕНИЕМ МАТЕРИАЛОВ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА БН

Нижегородский государственный технический университет им. Р.Е. Алексеева

В анализе безопасности реакторов БН принято деление тяжелой запроектной аварии с плавлением активной зоны на четыре стадии: начальную, переходную, послеаварийного перемещения материалов и послеаварийного отвода тепла. В результате перемещения и затвердевания расплава оболочек твэлов на переходной стадии образуются стальные блокировки каналов - твердое основание для бассейна. При проплавлении блокировки расплав будет затекать в каналы между еще твердыми частями твэлов на некоторую длину, затвердевая там и снова образуя слой блокировок. Процесс продвижения тепловыделяющей массы будет иметь прерывистый характер: проплавление слоя блокировки, затекание расплава на некоторую длину и затвердевание, плавление следующего слоя и т.д.

Ключевые слова: безопасность реакторов БН, запроектные аварии, перемещение материалов, выкипание натрия, плавление твэлов, тепловыделяющая масса.

В быстром реакторе с натриевым теплоносителем (БН) к запроектным авариям принято относить следующие типы аварий (все без срабатывания аварийной защиты): неконтролируемое увеличение мощности (UTOP), прекращение расхода теплоносителя через реактор (ULOF), прекращение теплоотвода (ULOHS), распространение аварии в отдельных тепловыделяющих сборках (ТВС) на всю активную зону. Предполагается, что в результате множественных отказов не происходит срабатывания аварийной защиты реактора. Возможны другие аварии или их комбинации, но названные включают в себя весь спектр физических явлений процесса развития аварии. Основное различие типов запроектных аварий состоит в инициирующих их событиях и последовательности протекания физических процессов на начальной стадии. В анализе безопасности реакторов типа БН принято деление запроектной аварии в случае неблагоприятного ее развития на четыре стадии: начальную, переходную, послеаварийного перемещения материалов и послеаварийного отвода тепла [1]. Считается, что на двух последних стадиях реактор находится в подкритическом состоянии.

Возможный сценарий развития аварии с прекращением расхода в отдельной ТВС определяется возможностями диагностики аварии на различных этапах ее протекания. При своевременном ее обнаружении и срабатывании аварийной защиты реактора развитие этой аварии ограничится установленным для этой аварии проектным пределом повреждения твэлов. Для быстрых натриевых реакторов этот предел повреждения твэлов состоит в разрушении всех твэлов семи ТВС в локальном объеме активной зоны с непревышением пределов безопасной эксплуатации по повреждению твэлов во всем остальном объеме активной зоны [2]. К настоящему времени имеются данные по различным аспектам аварии с полной блокировкой отдельной ТВС быстрого реактора, сопровождающейся в случае ее возникновения плавлением в активной зоне. Результаты испытаний по программе экспериментальных работ SCARABEE и сопровождающих расчетных исследований позволяют достаточно хорошо представлять сценарий развития такой аварии. В результате значительного снижения

или прекращения расхода в ТВС происходят выкипание натрия, сопровождающееся осцилляциями его расхода, осушение и плавление оболочек твэлов [3, 4] с образованием стальных блокировок каналов для прохода теплоносителя в области нижней зоны воспроизводства [5, 6]. После стальных оболочек плавятся таблетки топлива [3, 4], образуя расплавленный и затем кипящий бассейн из топлива и стали [5, 6, 3]. Взаимодействия возвращающегося натрия с расплавом вызывают выбросы расплавленных материалов и образование блокировок в верхней части активной зоны [6]. Высокие тепловые потоки от кипящего бассейна к чехлу [4, 7] приводят к плавлению и разрушению чехлов аварийной и соседних ТВС и проникновению расплава в межчехловые зазоры [3] и, по-видимому, в окружающие ТВС. При проплавлении чехла имеет место полная блокировка сталью радиального зазора между ТВС на ранней стадии процесса, которая предотвращает дальнейшее перемещение топлива в зазоре [8, 9]. При своевременной остановке реактора и соответствующем снижении тепловыделения в топливе до остаточного радиальное распространение аварии прекращается. Возможность обнаружения аварии детектированием запаздывающих нейтронов подтверждается экспериментами программы SCARABEE [10]. При свежем топливе достаточно сильный сигнал может быть получен после повреждения чехла и выхода источников запаздывающих нейтронов в межчехловой зазор с потоком натрия, а также при проникновении расплава в окружающие ТВС с номинальным натриевым потоком. Для срабатывания аварийной защиты за счет такого сигнала в конкретном реакторе требуется время от 10 до 30 с [10, 4], необходимое преимущественно для переноса источников запаздывающих нейтронов до детектора. Проникновение расплава в окружающие ТВС с образованием полной блокировки происходит очень быстро [11, 4]. Чтобы избежать распространения аварии за пределы семи ТВС, реактор должен быть остановлен до достижения кипящего бассейна в этих сборках [4]. При облученном топливе, как показал эксперимент ВТИ-Sabri [10], источники запаздывающих нейтронов выносятся к выходу из аварийной ТВС непосредственно после разрыва оболочек твэлов, что обеспечит своевременное детектирование аварии и ограничение ее проектными пределами. Такая авария может распространиться на всю активную зону в случае множественных отказов в системе аварийной защиты реактора.

В начале аварии с прекращением расхода теплоносителя в быстром реакторе активная зона сохраняет свою конфигурацию. На начальной стадии начинается кипение натрия в отдельных тепловыделяющих сборках, в это время может произойти разгерметизация твэлов и деформация их оболочек под действием повышенных температур и давлением от газовых продуктов деления. Анализ изменения нейтронно-физических и теплогидравлических параметров реактора и оценка возможных повреждений твэлов в ТВС требуют применения программ, моделирующих аварийный процесс во всем объеме активной зоны. Если не произойдет достаточного уменьшения мощности за счет отрицательной обратной связи, сохраняющееся несоответствие между энерговыделением и теплоотводом приведет к полному испарению натрия, начнется расплавление активной зоны, а затем - кипение расплавленной смеси топлива и металла оболочек. Этот этап аварии называется *переходным*, поскольку конфигурация активной зоны полностью нарушена, однако выхода стали и топлива за ее пределы пока не произошло [12].

В ранних исследованиях по безопасности быстрых реакторов предполагалось, что в процессе расплавления и уплотнения активной зоны происходит быстрый рост реактивности и под действием увеличивающегося внутреннего давления активная зона разрушается. В дальнейшем стали предполагать выброс части топлива из активной зоны в верхний объем натрия через каналы в верхней торцевой зоне воспроизводства. Это инициировало проведение многочисленных исследований процесса перемещения расплава в узких каналах, обзор части которых имеется в [13]. Выброс части топлива из активной зоны снижает реактивность, прекращая развитие переходной фазы. При этом остается необходимость рассмотрения бассейна из оставшейся части расплавленного топлива с остаточным тепловыделением.

Эксперименты, выполненные в реакторе SCARABEE с целью исследования развития аварии в отдельной ТВС быстрого реактора, дают информацию о поведении расплавленных

и кипящих материалов активной зоны в более широком понимании, которую можно примерять к другим аварийным сценариям. Анализ наиболее вероятного развития переходной фазы при расплавлении всей активной зоны (в реакторе без специальной натриевой полости над активной зоной) в свете результатов экспериментов по программе SCARABEE представлен в [9]. В процессе такой аварии при свежем топливе лишь незначительное количество топлива будет выбрасываться через каналы для прохода теплоносителя в области верхней торцевой зоны воспроизводства и зазоры между чехлами ТВС. В случае с облученным топливом переходная фаза начнется, по-видимому, при высоком давлении в ТВС, обусловленном выходом газовых продуктов деления из твэлов. Если газ будет выходить через верхнюю зону воспроизводства или через межчехловые зазоры, ситуация будет похожей на наблюдаемую в опытах со свежим топливом. Если давление в разрушенных ТВС будет повышенным, то очень вероятно, что остающиеся над расплавом активной зоны остатки твэлов будут выбрасываться и часть топлива будет выпускаться в верхнюю натриевую полость, что может завершить развитие переходной фазы. Изучение такого сценария в рамках программы SCARABEE начинается с эксперимента BE+I [9].

В первоначальной конструкции активной зоны российских реакторов БН положительный натриевый пустотный эффект реактивности также приводил в соответствии с расчетами к разрушению активной зоны в случае наиболее тяжелой запроектной аварии с потерей энергопитания и разрушением всех систем управления реактивностью [14]. Общий вывод из уроков наиболее значимых аварий и инцидентов на АЭС и исследований переходных процессов в условиях быстрого роста реактивности состоит в том, что аварии этого типа необходимо предотвращать с высокой степенью надежности, поскольку в результате быстрого скачка мощности возможно разрушение всех физических барьеров безопасности, предназначенных для предотвращения больших радиоактивных выбросов. В самой реакторной установке аварийный рост реактивности должен пресекаться немедленно множественными и проверяемыми механизмами остановки реактора. Действия активных и пассивных систем безопасности должны подкрепляться исходно безопасными характеристиками активной зоны.

Разработка новой конструкции активной зоны с отрицательным или близким к нулю натриевым пустотным эффектом реактивности исключает быстрый рост реактивности с началом кипения теплоносителя. В результате, при аварии с прекращением расхода теплоносителя через реактор, вызванном потерей энергопитания без срабатывания всех средств воздействия на реактивность, не происходит расплавления активной зоны так как отрицательные обратные связи по реактивности даже в условиях кипения натрия приводят к снижению мощности. Первоначальное вскипание натрия происходит на выходе зоны среднего обогащения топлива [15]. Паронатриевая смесь распространяется в натриевую полость и верхний торцевой экран, вызывая отрицательные эффекты реактивности, падение мощности и прекращение кипения. Мощность при этом опять увеличивается и натрий снова вскипает, теперь уже на выходе зоны среднего обогащения и центральной части зоны малого обогащения. И вновь перемещение пара приводит к отрицательным эффектам реактивности, падению мощности и прекращению кипения. В реакторе устанавливаются автоколебания мощности с периодическими вскипаниями теплоносителя. Температура топлива в центре твэлов падает во всех подзонах с самого начала процесса. Таким образом, плавления стали и топлива в активной зоне не происходит. Топливные элементы теряют герметичность. Теплоотвод от активной зоны осуществляется кипящим натрием. Через некоторое время после снижения мощности остаточного энерговыделения кипение натрия прекратится. Оно может быть прекращено еще раньше за счет управления аварией.

Однако полностью исключить вероятность плавления части активной зоны пока невозможно [1]. В рассмотрении развития аварии на стадии кипения натрия допускается возможность развития аварии, сопровождающегося осушением отдельных участков твэлов от жидкого теплоносителя. Специфической особенностью активных зон быстрых реакторов с натриевым теплоносителем является наличие системы гидравлически связанных параллель-

ных каналов. При этом наблюдается вследствие взаимного гидравлического влияния каналов возникновение неустойчивости течения, изменение условий охлаждения в сборках. Результаты экспериментов показывают, что гидродинамическое взаимодействие контуров с течением времени приводит к значительному увеличению амплитуды колебаний расхода теплоносителя в них и к возможному закипанию (или инверсии) расхода теплоносителя в контурах, к росту температуры теплоносителя и оболочек твэлов и к возникновению кризиса теплообмена [16, 17]. На осушенных участках будет расти температура оболочек и топлива с последующим их плавлением. Это делает необходимым рассмотрение последующих стадий аварии. Такое рассмотрение требуется для выработки и обоснования требуемых нормативными документами организационных и технических мер по управлению аварией и, в конечном итоге, локализации фрагментов разрушенной активной зоны при самом неблагоприятном развитии аварии. Для получения исходных данных для рассмотрения последних стадий аварии необходим анализ начальной и переходной стадий при консервативной предпосылке относительно кипения натрия. Важное значение при этом в оценках масштабов повреждений в активной зоне на переходной стадии аварии приобретает корректный учет положительных эффектов реактивности в результате перемещения конструкционного материала (оболочек твэлов) и топлива [18].

Последующее развитие аварии с расплавлением активной зоны связывают с перемещением расплавленной тепловыделяющей массы к днищу реакторного корпуса. В водоохлаждаемых реакторах при запроектной аварии с потерей теплоносителя расплавленная тепловыделяющая масса (кориум) способна изливаться на днище корпуса большой жидкой струей, как это и произошло в аварии на станции ТМ-2 [19, 20, 21]. Проникновение расплава в количестве почти 20 т в нижнюю часть корпуса в данной аварии произошло двумя путями в течение 1-2 мин [22]. В конструкции быстрого реактора с жидкометаллическим теплоносителем при вышеопределенных типах запроектных аварий отсутствуют условия для подобного быстрого проникновения тепловыделяющей массы из активной зоны на поддон, поскольку жидкий теплоноситель сохраняется внутри реакторного корпуса. Поэтому в случае попадания расплава в возможный канал (например, в гильзу чехла СУЗ) только ограниченное его количество, в виде твердых фрагментов может проникать через такой канал. Основанием для данного вывода могут служить результаты экспериментов TERMOS на установке FARO [13], в которых 100 кг расплава диоксида урана было вылито со скоростью 10 м/с в 130 кг натрия, содержащегося в трубе диаметром 28 см и длиной 2,5 м. Длина проникновения расплава в натрий в данных экспериментах не превысила 1 м.

Основная масса экспериментальных и теоретических работ по исследованиям перемещения расплава посвящена перемещению в узких каналах внутри ТВС. Образующиеся в результате перемещения и затвердевания расплавленного материала оболочек твэлов первоначальные стальные блокировки каналов для прохода теплоносителя под активной зоной некоторое время препятствуют течению жидкого топлива вниз и образуют твердое основание для тепловыделяющего бассейна. Для перемещения жидкого топлива в узких каналах требуется сначала расплавление материалов в области нижних блокировок. После остановки реактора это возможно в случае недостаточного теплоотвода к окружающим ТВС от вышележащей тепловыделяющей массы. Проплавление нижней блокировки при аварии в отдельной ТВС отмечалось в эксперименте BE+2 [5]. В экспериментах этой серии отмечалось и некоторое движение нижнего стального бассейна вниз [3]. При проплавлении блокировки расплав будет затекать под действием силы тяжести в каналы между еще твердыми частями твэлов на некоторую длину, затвердевая там и снова образуя слой блокировок. В результате, процесс продвижения расплавленной тепловыделяющей массы вниз будет иметь, как представляется, не плавный, а прерывистый характер и будет состоять из ряда повторяющихся этапов: проплавление заблокированного слоя, затекание расплава на некоторую длину и затверде-

вание, проплавление следующего заблокированного слоя и т.д. При этом основное время будет затрачиваться на проплавление материалов конструкций под опускающейся тепловыделяющей массой. Глубина проникновения расплава в каналы составляет не более нескольких десятков сантиметров (см), а временной масштаб процессов течения и затвердевания - менее 1 с [13, 23], что крайне мало по сравнению со временем, требующимся для расплавления очередного заблокированного слоя. Значительно сокращает длину проникновения возможное наличие твердых частиц в расплаве [24, 25].

Поскольку жидкий теплоноситель сохраняется внутри корпуса реактора БН, не исключена возможность остановки топливных масс в области нижней зоны воспроизводства или верхней плиты напорной камеры, что указывает на высокий уровень безопасности данного типа реакторов. В результате расчетных исследований, выполненных с использованием программы БРУТ, получено, что в случае расплавления 6 или 36 ТВС в центре активной зоны, а также всей активной зоны реактора БН разрушения верхней плиты напорной камеры (а, следовательно, и нижележащих конструкций) не произойдет [26]. Для доказательства остановки топливных масс во внутриреакторных конструкциях требуются исследования применительно к конкретной конструкции реактора.

Согласно принятой концепции безопасности быстрых реакторов, теплоотвод от фрагментов разрушенной активной зоны в запроектной аварии должен осуществляться внутри реакторного корпуса. В проекте реактора БН предусмотрен специальный поддон над днищем корпуса для удержания и охлаждения радиоактивных материалов активной зоны в случае неблагоприятного развития аварии на предыдущих стадиях. Для обоснования работоспособности поддона требуются анализ теплоотвода от лежащего на нем тепловыделяющего слоя и рассмотрение перемещения расплавленной массы из активной зоны, в результате которого может быть оценен уровень остаточного тепловыделения в топливе, зависящий от времени его движения до поддона.

В случае тяжелой запроектной аварии с расплавлением активной зоны расплавленные материалы (топливо и сталь), вступая во взаимодействие с жидким теплоносителем, фрагментируются в частицы и скапливаются на отдельных участках внутри корпуса. Размеры образующихся частиц составляют в основном ниже 1000 мкм [12]. Одним из мест отложения тепловыделяющих слоев может явиться поддон над днищем корпуса. Мощность остаточных тепловыделений в топливных частицах зависит от времени, прошедшего после потери критичности активной зоны. Экспериментальные исследования показывают, что основной тепловой поток от насыпного тепловыделяющего слоя направлен вверх к теплоносителю, покрывающему осколки [12, 27]. В тонком тепловыделяющем слое тепло передается за счет теплопроводности и конвекции. Если толщина и/или плотность тепловыделения достаточно велики, температура теплоносителя, находящегося в непосредственном контакте с топливными частицами, достигнет точки кипения в части слоя. При этом пузырьки паров будут выноситься из зоны кипения. При недостаточно эффективном охлаждении топливных фрагментов может наступить осушение части слоя, в которой температура топлива может, в свою очередь, достичь точки плавления. Осушение происходит по причине наступления кризиса теплоотдачи, когда скорость генерации паров теплоносителя становится выше, чем скорость притока жидкости в кипящий слой. В случае расплавления части топлива в тепловыделяющем слое появляется опасность проникновения расплавленного топлива из слоя непосредственно на нижележащую опорную конструкцию. Температурное поле и фазовое состояние компонентов внутри тепловыделяющего слоя представляют интерес в плане оценок степени повышения температуры нижележащей опорной конструкции (поддона) за счет теплового потока к ее поверхности от слоя. Для доказательства обеспечения надежного отвода остаточных тепловыделений от тепловыделяющего слоя внутри реакторного корпуса требуется анализ его состояния на поддоне применительно к конкретной конструкции реактора.

Таким образом, в результате выполненных исследований достигнут достаточно высокий уровень понимания физических процессов, происходящих при запроектных авариях, особенно на начальной стадии. Получен значительный объем данных, необходимых для разработки, совершенствования и проверки расчетных методик, направленных на анализ и обоснование безопасности. Однако остается ряд неопределенностей, относящихся к пониманию некоторых аспектов развития аварий, обуславливающих неопределенности в численном описании протекания аварий. Это делает необходимым принятие консервативных предположений в описании соответствующих звеньев цепочек событий. Наиболее низкий уровень понимания и меньший объем теоретических и экспериментальных данных характерны для последних этапов развития плавления активной зоны, и особенно для стадии послеварийного перемещения материалов. Требуются дополнительные исследования в части образования корриума (затвердевшей композиции) и последующего отвода остаточных тепловыделений от него. Для решения данной задачи необходим анализ конкретной конструкции реактора.

Библиографический список

1. **Buksha, Yu.** On Approaches Applied Analysis of Melt-down Accident in BN-800 Type Reactor // Proc. IAEA/IWGFR Techn. Committee Meet. on Material-Coolant Interactions and Material Movement and Relocation in LMFR's, O-arai, Ibaraki, Japan, June 6-9, 1994. - O-arai Engineering Center, PNC, 1994. P. 541-544.
2. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций ПБЯ РУ АС-89 // Атомная энергия. 1990. Т. 69. Вып. 6. С. 409-422.
3. **Papin, J.** The SCARABEE Total Blockages Test Series: Synthesis of the Interpretation / J. Papin, J. Mac dougall, R. Sesny [et al.] //— Proc. of 1990 Int. Fast Reactor Safety Meet., Snowbird, 12-16 August 1990. – ANS, 1990. Vol. 1. P. 367-376.
4. **Kayser, G.** Main SCARABEE Lessons and Most Likely Issue of the Sub-assembly Blockage Accident / G. Kayser, G. Berthoud, K. Schleisiek [et al.] // Sodium Cooled Fast Reactor Safety: Proc. of an International Topical Meeting. – Obninsk, Russia, October 3-7, 1994. – Obninsk, 1994. Vol. 2. P. 2/146-2/155.
5. **Jones, G.** The Different APL and BE+ Tests within the SCARABEE Programme: Means Used in Following and Evaluating the Evolution of the Tests – Application to a Test of Each Type / G. Jones, J. Saroul, R. Sesny // Science and Technology of FAST REACTOR SAFETY: Proc. of an international conference held in Guernsey on 12-16 May 1986. – BNES, London, 1987. Vol. 2. P. 389-394.
6. **Moxon, D.** SCARABEE – an Interpretation of the Pump Trip and Inlet Blockage Series / D. Moxon, J. Papin, P. Obry, P. Soussan // Science and Technology of FAST REACTOR SAFETY: Proc. of an international conference held in Guernsey on 12-16 May 1986. – BNES, London, 1987. Vol. 1. P. 263-268.
7. **Seiler, J.M.** Synthesis of Research on Boiling Pool Thermalhydraulics at CEA and KfK / J.M. Seiler, G. Kayser, D. Wilhelm // Proc. IAEA/IWGFR Techn. Committee Meet. on Material-Coolant Interactions and Material Movement and Relocation in LMFR's, O-arai, Ibaraki, Japan, June 6-9, 1994. – O-arai Engineering Center, PNC, 1994. P. 309-330.
8. **Dadillon, J.** The SCARABEE Propagation Test Series PI-A and PV-A / J. Dadillon, J. Jamond, R. Sesny [et al.] // Proc. of 1990 Int. Fast Reactor Safety Meet., Snowbird, 12-16 August 1990. – ANS, 1990. Vol. 2. P. 187-196.
9. **Kayser, G.** Potential Lessons from SCARABEE for the Transition Phase / G. Kayser, M. Schwarz // Proc. IAEA/IWGFR Techn. Committee Meet. on Material-Coolant Interactions and Material Movement and Relocation in LMFR's, O-arai, Ibaraki, Japan, June 6-9, 1994. – O-arai Engineering Center, PNC, 1994. P. 397-406.
10. **Charpenel, J.** Release of Delayed Neutron Emitters in SCARABEE Experiments / J. Charpenel, G. Kayser, R. Sesny, J.P. Trapp // Sodium Cooled Fast Reactor Safety: Proc. of an International Topical Meeting. – Obninsk, Russia, October 3-7, 1994. – Obninsk, 1994. Vol. 2. P.2 /112-2/121.
11. **Schwarz, M.** The SCARABEE PV-A Test for Melt Propagation of a Boiling Pool into a Neighbour-

- ing Pin Bundle / M. Schwarz, G. Kayser, C. Jamond // Sodium Cooled Fast Reactor Safety: Proc. of an International Topical Meeting. – Obninsk, Russia, October 3-7, 1994. – Obninsk, 1994. Vol. 2. P. 2/102-2/111.
12. **Уолтер, А.** Реакторы-размножители на быстрых нейтронах: [пер. с англ.] / А. Уолтер, А. Рейнольдс. – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 624 с.
 13. **Le Rigoleur, C.** Review of European out-of-pile Tests and Analyses of Molten Material Movement and Relocation and of Molten Material – Sodium Interaction / C. Le Rigoleur, F. Hofmann, R. Stansfield // Proc. IAEA/IWGFR Techn. Committee Meet. on Material-Coolant Interactions and Material Movement and Relocation in LMFR's, June 6-9, 1994, O-arai, Japan. – O-arai Engineering Center, 1994. P. 17-43.
 14. **Kuznetsov, I.A.** Objectives and Main Results of Activities on Fast Reactor Safety since April 1986 / I.A. Kuznetsov, Yu.E. Bagdasarov, Yu.K. Buksha [et al.] // Proc. of 1990 Int. Fast Reactor Safety Meet., Snowbird, 12-16 August 1990. – ANS, 1990. Vol. 1. P. 11-18.
 15. **Кузнецов, И.А.** Сценарий и последствия аварии LOFWS в реакторе БН-800 Южно-Уральской АЭС / И.А. Кузнецов, В.М. Поплавский, Ю.Е. Швецов [и др.] // Доклад на семинаре по безопасности реакторов на быстрых нейтронах. СНГ – Европейское Сообщество. г. Обнинск – г. Актау, 24 - 29 февраля 1992 г. – 24 с.
 16. **Ефанов, А.Д.** Теплообмен при кипении жидкого металла в системе каналов в режиме естественной конвекции / А.Д. Ефанов, А.П. Сорокин, Е.Ф. Иванов [и др.] // Теплогидравлические аспекты безопасности ЯЭУ с реакторами на быстрых нейтронах: материалы Российской межотрасл. конф. "Теплофизика-2005" / Обнинск. ГНЦ РФ ФЭИ, 2005. Т. 1. С. 34-35.
 17. **Ефанов, А.Д.** База экспериментальных данных по теплогидравлике быстрых реакторов для верификации расчетных кодов / А.Д. Ефанов, А.П. Сорокин, А.В. Жуков [и др.] // Атомная энергия. 2009. Т. 107. Вып. 3. С. 128-136.
 18. **Buksha, Yu.K.** Analysis of the Fast Reactor Core Recriticality at Beyond Design Basis Accidents / Yu.K. Buksha, A.V. Danilychev, E.E. Marinenko [et al.] // Sodium Cooled Fast Reactor Safety: Proc. of an International Topical Meeting. – Obninsk, 1994. Vol. 2. P. 2/24-2/35.
 19. **Варли, Дж.** "Три-Майл-Айленд-2": десятилетний опыт ликвидации последствий аварии // Атомная техника за рубежом. 1989. № 8. С. 36-37.
 20. **Eidam, G.R.** TMI-2 Defuelling Conditions and Summary of Research Findings / G.R. Eidam, E.L. Tolman, J.M. Broughton [et al.] // Severe Accidents in Nuclear Power Plants: Proc. of an international Symposium held in Sorrento, 21-25 March 1988. – IAEA, Vienna, 1988. Vol. 1. P. 207-226.
 21. **Wright, R.W.** Current Understanding of in-Vessel Core Melt Progression // Severe Accidents in Nuclear Power Plants: Proc. of an international Symposium held in Sorrento, 21-25 March 1988. – IAEA, Vienna, 1988. Vol. 2. P. 149-164.
 22. **Попов, С.Г.** Анализ физико-химических процессов, протекающих во время аварий в активной зоне реакторов LWR // Атомная техника за рубежом. 1995. № 2. С. 7-16.
 23. **Tattersall, R.B.** Experiments at the UKAEA Winfrith on the Penetration of Molten Fuel into Pin Arrays and Tubes / R.B. Tattersall, R.J. Maddison, K. Miller // Nuclear Energy. 1989. Vol. 28. No. 4. P. 269-280.
 24. **Struwe, D.** Overview on Out-of-Pile Experimental Programmes Performed at the Nuclear Research Center Karlsruhe // Westeuropean-Russian Safety Meeting on Fast Reactors, Obninsk, February 24th - 26th, 1992.
 25. **Maschek, W.** Experimental Investigations of Freezing Phenomena of Liquid/Particle Mixtures in the THEFIS facility and their Theoretical Interpretation / W. Maschek, G. Fieg, M. Flad // Proc. of 1990 Int. Fast Reactor Safety Meet., Snowbird, 12-16 August 1990. – ANS, 1990. Vol. 1. P. 519-529.
 26. **Кашеев, М.В.** Моделирование удержания расплавленного топлива в корпусе быстрого реактора / М.В. Кашеев, И.А. Кузнецов // Теплогидравлические аспекты безопасности ЯЭУ с реакторами на быстрых нейтронах: материалы Российской межотрасл. конф. "Теплофизика-2005". – Обнинск. ГНЦ РФ ФЭИ, 2005. Т. 1. С. 40-41.

27. **Kim, H.S.** Convective Cooling of Simulated Core Debris Beds / H.S. Kim, S.I. Abdel-Khalik // Nuclear Technology. 1985. Vol. 69. No. 3. P. 268-278.

*Дата поступления
в редакцию 15.02.2013*

G.N. Vlasichev

**PHENOMENOLOGY OF ACCIDENTS WITH CORE MATERIALS MELTING
OF BN REACTOR**

Nizhny Novgorod state technical university n.a. R.E. Alexeeva

Purpose: The existing concept of safety includes consideration in the project of nuclear power plant beyond design accidents with severe core damage.

Design/methodology/approach: The article is devoted to the phenomenology of heavy beyond design accidents in fast reactors with sodium coolant (of BN), accompanied by melting and movement of core materials. The analysis is based on the test results of experimental programs and the accompanying computational modeling of emergency physical processes.

Findings: In the safety analysis of BN reactor accepted division of beyond design accident into four stages: initial, transitional, post-accident material relocation and post-accident heat removal. As a result of relocation and solidification of the cladding melt in transition stage steel blockages of channels are formed - solid foundation for the pool. Under melt-through of blockage the melt will be flow into the channels between the yet solid parts of the fuel rods at some length, it hardens there and again forms a layer of blockages. The process of heat-generating mass moving will be the intermittent nature: melt-through of blockages layer, leaking of melt at some length and solidification, the melting of the next layer, etc.

Originality/value: Research is required of processes under post-accident material relocation stage and residual heat removal from the heat-generating mass at the last stage of the accident.

Key words: BN reactors safety, beyond design accidents, material relocation, sodium boiling over, melting of fuel rods, heat-generating mass.