

О ХАРАКТЕРЕ ПРОТЕКАНИЯ ЗАПРОЕКТНЫХ АВАРИЙ РЕАКТОРА БН НА СТАДИИ ПОСЛЕАВАРИЙНОГО ПЕРЕМЕЩЕНИЯ МАТЕРИАЛОВ АКТИВНОЙ ЗОНЫ

Г.Н. Власичев

*Нижегородский государственный технический университет им. Р.Е. Алексеева,
г. Нижний Новгород*

Р

Для обеспечения безопасной работы РБН требуется анализ послеаварийного перемещения материалов при запроектной аварии. 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. На основании экспериментальных данных и полученных расчетных результатов представляется, что процесс продвижения тепловыделяющей массы в нижнюю часть реакторного корпуса будет иметь не плавный, а прерывистый характер: проплавление слоя блокировки, затекание расплава на некоторую длину и затвердевание, плавление следующего слоя и т.д. При этом основное время будет затрачиваться на проплавление материалов конструкций под опускающейся тепловыделяющей массой.

Ключевые слова: безопасность РБН, запроектные аварии, перемещение материалов, тепловыделяющая масса.

Key words: BN reactor safety, beyond design accidents, material relocation, heat-generating mass.

В быстром реакторе с натриевым теплоносителем к запроектным авариям принято относить неконтролируемое увеличение мощности, прекращение расхода теплоносителя через реактор, прекращение теплоотвода, распространение аварии в отдельных ТВС на всю активную зону. Предполагается, что в результате множественных отказов не происходит срабатывания аварийной защиты реактора. Основное различие типов запроектных аварий состоит в их исходных событиях и последовательности протекания физических процессов на начальной стадии. В анализе безопасности реакторов типа БН принято деление запроектной аварии в случае неблагоприятного развития на четыре стадии: начальную, переходную, послеаварийного перемещения материалов и послеаварийного отвода тепла [1]. Считается, что на двух последних стадиях аварии реактор находится в подкритическом состоянии. Согласно принятой концепции безопасности быстрых реакторов, теплоотвод от фрагментов разрушенной активной зоны должен осуществляться внутри реакторного корпуса. С этой целью предусматривается специальный поддон над днищем корпуса

© Г.Н. Власичев, 2013

для удержания и охлаждения радиоактивных материалов активной зоны.

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 реактора БН с отрицательным или близким к нулю натриевым пустотным эффектом реактивности исключает быстрый рост реактивности с началом кипения теплоносителя. В техническом обосновании безопасности такого реактора показано, что при аварии с потерей энергопитания без срабатывания всех средств воздействия на реактивность не происходит расплавления активной зоны [2], т.к. отрицательные обратные связи по реактивности даже в условиях кипения натрия приводят к снижению мощности. Через некоторое время после снижения мощности остаточного энерговыделения кипение натрия должно прекратиться.

Однако полностью исключить вероятность плавления части активной зоны пока невозможно [1]. В рассмотрении развития аварии на стадии кипения натрия имеется неопределенность, обусловленная недостаточной изученностью процессов при кипении жидкометаллических теплоносителей, что допускает возможность развития аварии, сопровождающегося осушением отдельных участков твэлов от жидкого теплоносителя. На этих 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. Для получения исходных данных при рассмотрении последних стадий аварии необходим анализ начальной и переходной стадий с учетом последствий возможного проникновения расплава в теплоноситель.

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 ТМІ-2 [3]. Проникновение расплава в количестве почти 20 т в нижнюю часть корпуса в данной аварии произошло двумя путями в течение 1–2 мин [4]. 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 [5], 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, обзор части которых имеется в [5]. Образующиеся в результате расплавления активной зоны и последующего 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. Такие же блокировки образуются и в зазорах между чехлами ТВС [6]. 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 ВЕ+2 [7]. В экспериментах этой серии отмечалось и некоторое движение нижнего стального бассейна вниз [8]. При проплавлении блокировки расплав, по-видимому, будет затекать под действием силы тяжести в каналы между еще твердыми частями твэлов на некоторую длину, затвердевая там и снова образуя слой блокировок. Глубина проникновения расплава в каналы составляет не более нескольких десятков сантиметров, а временной масштаб процессов течения и затвердевания не превосходит одной секунды (см. напр. [9]).

В этой статье глубина проникновения расплава топлива из активной зоны под действием силы тяжести в межтвэльные каналы нижней зоны воспроизводства при тяжелой запроектной аварии реактора БН рассчитывалась по методике [10].

Принятая расчетная модель является комбинацией моделей теплопроводности и объемного затвердевания, учитывает сужение канала и увеличение вязкости движущегося расплава. В ней рассматривается изменение как толщины твердой корки, так и глубины проплавления материала. Задача заключается в определении аксиальных полей скорости и температуры движущегося расплава, распределения температуры в твердой корке и материале стенок канала, координат границ раздела фаз в топливе и стенках, аксиальных координат передней и задней (в случае ограниченного количества расплава) кромок в зависимости от времени с момента начала движения до остановки. Параметры движения вычисляются с учетом сужения канала за счет блокировки части проходного сечения затвердевающим на стенках материалом и возрастания вязкости расплава по направлению к передней кромке при понижении температуры за точку ликвидуса. В результате расчетов определяются глубина и время перемещения расплава в канале. Методика позволяет также моделировать условия экспериментов.

В модели предполагается, что высокотемпературная несжимаемая жидкость движется под действием силы тяжести, возможного перепада давления и противодействующей силы трения о стенки канала. При этом постулируется одномерный поток с усредненной по сечению скоростью. Модель перемещения одноканальная и однокомпонентная. Формы профиля поперечного сечения канала для рассмотрения перемещения и затвердевания расплава могут быть трех видов: кольцевой канал вокруг твэла с одной (внутренней) смачиваемой поверхностью, кольцевой канал экспериментальной трубы с осевым стержнем с двумя (внутренней и внешней) смачиваемыми поверхностями, труба. Профиль и размеры поперечного сечения могут быть неизменными или меняющимися по длине. В случае рассмотрения переменного профиля канала его участки должны иметь форму одного из указанных видов.

Осевой нестационарный профиль усредненной по сечению канала температуры перемещающегося расплава рассчитывается с учетом теплоотдачи к

стенкам канала, в том числе к корке из затвердевшего на стенках материала (температура на поверхности корки равна температуре солидуса), и объемного тепловыделения в расплаве. В расчете указанного профиля принимается постоянная температура на уровне нижней плоскости активной зоны или входа в экспериментальный канал. После прохождения задней кромкой расплава (в случае ограниченного количества расплава) указанной точки постулируется адиабатическое условие на задней кромке. Теплоотдачей от передней кромки расплава пренебрегается.

Нестационарное поле температуры в стенках канала (элементах твэла) и образующейся твердой корке на поверхностях стенок (поверхности оболочки) определяется отдельно с учетом теплопередачи от перемещающегося высокотемпературного расплава, зависимой от его скорости и температуры. Перенос тепла в аксиальном направлении в стенках и корке не учитывается.

Математически задача перемещения решена гибридным методом. Первоначальное приближенное аналитическое решение уравнений количества движения и неразрывности проведено методом сведения к интегрально-дифференциальному уравнению, которое затем решается численно. Задача теплообмена решена численно.

Физическая точность разработанной расчетной методики оценивалась на основании результатов экспериментов THEFIS с расплавом оксида алюминия в цилиндрических кварцевых трубах разного диаметра под воздействием небольшого перепада давления ($< 0,1$ МПа) [11] и результатов эксперимента TRAN с расплавом диоксида урана (ограниченным количеством) в кольцевом канале [12]. Результаты расчетов перемещения и затвердевания расплава в трубках диаметром 2, 3 и 4 мм в экспериментах THEFIS изложены в работе [13]. Численные результаты разработанной методики удовлетворительно согласуются с данными экспериментов THEFIS и расчетными данными других методик. Разница между расчетными и экспериментальными значениями длины проникновения расплава внутри трубы составляет 2,5–10,5%, а между соответствующими значениями времени останова потока около 38–57%. Результаты изложенной методики более близки к экспериментальным данным, однако зарубежные коды TRACRUF и PLUG точнее описывают ход процесса во времени, но также намного опережают реальную картину процесса.

В представляемых численных оценках рассматривалось движение и застывание только топлива – без примесей стали и других материалов. В расчетах приняты теплофизические свойства смешанного топлива с содержанием плутония около 20%. Значения температуры в точках ликвидуса и солидуса для такого топлива приняты равными 2790 и 2750°C соответственно [14]. Динамическая вязкость жидкого топлива принята равной $\mu_f = 0,043 \cdot 10^{-2}$ Па·с [15]. Расчеты проведены для конца кампании, когда линейная нагрузка твэлов вверху зоны воспроизводства составляет около 0,3 от максимальной в активной зоне. В значениях линейной нагрузки твэла в зоне воспроизводства учтен высотный профиль энерговыделения. Профиль поперечного сечения канала для прохода теплоносителя, приходящегося на один твэл, представляется в виде кольца вокруг твэла, эквивалентного по величине гидравлического диаметра ($d_f = 2,76$ мм) и площади. Значения коэффициентов формы поперечного сечения центральных каналов треугольной решетки твэлов в ТВС ($\varphi_L = 1,47$ и $\varphi_T = 1,07$) рассчитаны по зависимостям из [16].

На рисунках 1–3 показаны результаты для случая, когда температура перемещающегося топлива на входе в зону воспроизводства равна 2800°C (близка к температуре начала застывания) и начальная температура оболочки лежит у точки насыщения натрия (~960°C).

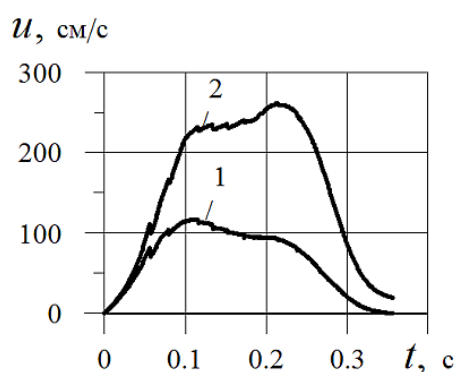


Рис. 1. Скорость перемещения жидкого топлива в межтвэльных каналах под активной зоной в зависимости от времени: 1 – на нижней кромке; 2 – в точке входа в зону воспроизводства

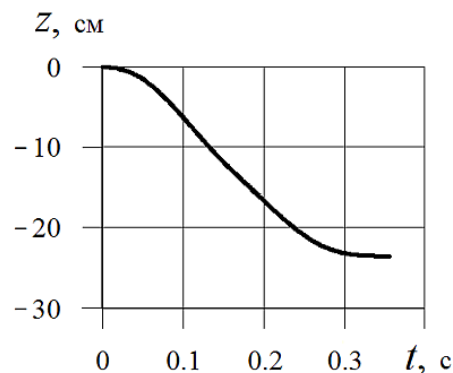


Рис. 2. Координата нижней кромки жидкого топлива, перемещающегося в межтвэльных каналах под активной зоной, в зависимости от времени

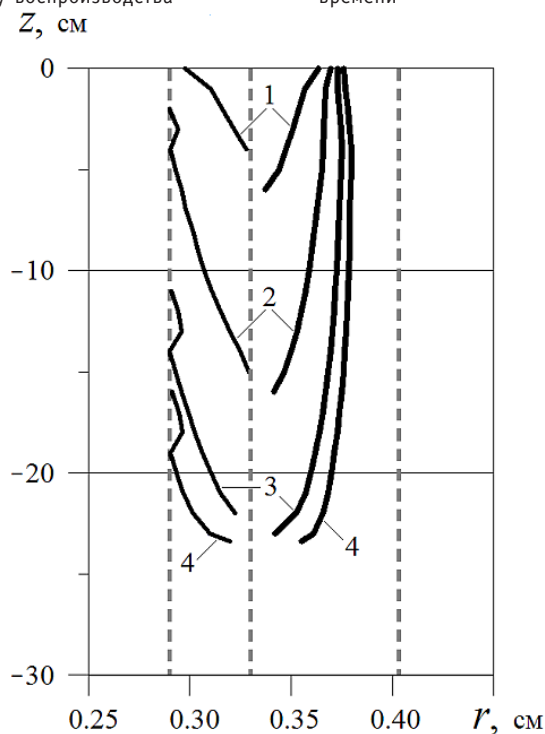


Рис. 3. Расположение фронтов затвердевания топлива на оболочке и расплавления оболочки твэла в ряд моментов времени при перемещении жидкого топлива в межтвэльных каналах под активной зоной: 1 – $t = 0.1$ с; 2 – $t = 0.2$ с; 3 – $t = 0.3$ с; 4 – $t = 0.356$ с (штриховые линии – внутренний и наружный радиусы оболочки, наружный радиус канала)

Получено (см. рис. 1), что скорость передней (нижней) кромки топлива за 0.1 с увеличивается от нулевого значения до 1.2 м/с. Скорость течения на входе в зону воспроизводства достигает более чем в два раза больших значений из-за меньшего проходного сечения, частично перекрываемого растущей твердой коркой на оболочке твэла. Затем по мере увеличения силы трения жидкости о поверхность оболочки твэла с ростом скорости и уменьшением проходного сечения по всей длине потока, а также с увеличением вязкости расплава после начала понижения его температуры за точку ликвидуса скорость понижается до нулевого значения. Это происходит сначала на нижней кромке к

моменту 0.6 с. Глубина продвижения расплава (см. рис. 2) к этому времени достигает 23.5 см, т.е. не доходя на 11.5 см до низа зоны воспроизводства (ее длина 35 см).

Местоположения границ между образующейся на оболочке твэла коркой из затвердевшего топлива активной зоны, жидким топливом в канале по высоте твэла (от нижней плоскости активной зоны) и радиусом его эффективного кольцевого канала (от центра твэла) в моменты времени 0.1, 0.2, 0.3 с и в момент остановки движения нижней кромки показаны на рис. 3. Передача тепла от потока жидкости к корке в данном случае мала, поэтому корка максимального размера образуется в верху зоны воспроизводства. Толщина твердой корки на оболочке твэла к моменту окончания движения расплава достигает 0.50 мм.

На рисунке 3 показаны также положения границы расплавления оболочки твэла по высоте и по радиусу. Численные результаты демонстрируют, что расплавляется большая часть оболочки на длине проникновения топлива в зону воспроизводства. Фронт плавления оболочки находится выше передней кромки перемещающегося жидкого топлива всего лишь не более чем на 1 см. Это может явиться причиной неустойчивости и срыва твердой корки с расплавленной части оболочки твэла. Считается, что попадание жидкой стали в поток ускоряет затвердевание перемещающейся жидкости [17]. Следовательно, учет указанного фактора должен уменьшить глубину проникновения топлива из активной зоны в зону воспроизводства.

Значительно сокращает длину проникновения возможное наличие твердых частиц в расплаве [18]. В результате процесс продвижения расплавленной тепловыделяющей массы вниз в корпусе реактора будет иметь, как представляется, не плавный, а прерывистый характер и состоять из ряда повторяющихся этапов: проплавление заблокированного слоя, затекание расплава на некоторую длину и затвердевание, проплавление следующего заблокированного слоя и т.д. При этом основное время будет затрачиваться на проплавление материалов конструкций под опускающейся тепловыделяющей массой. Временной масштаб процессов течения и затвердевания (менее 1 с) крайне мал по сравнению со временем, требующимся для расплавления очередного заблокированного слоя.

Литература

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. 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. Обнинск - Актау, 24-29 февраля 1992 г. - 24 с.
3. 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.
4. *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.
5. *Le Rigoleur C., Hofmann F., Stansfield R.* Review of European out-of-pile Tests and Analyses of Molten Material Movement and Relocation and of Molten Material - Sodium Interaction // 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.

6. 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.
7. Jones G., Saroul J., Sesny R. 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 // 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.
8. 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.
9. Tattersall R.B., Maddison R.J., Miller K. Experiments at the UKAEA Winfrith on the Penetration of Molten Fuel into Pin Arrays and Tubes // Nuclear Energy. – 1989. – Vol. 28. – No. 4. – P. 269–280.
10. Власичев Г.Н. Модель перемещения и затвердевания расплавленного топлива в каналах подактивной зоной при тяжелой аварии быстрого реактора // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2000. – № 2. – С. 57–66.
11. Benuzzi A., Biasi L. Sensitivity of penetration lengths of molten aluminium in quartz–glass tubes. – In: Science and Technology of Fast Reactor Safety. Proc. of an Intern. Conf. Held in Guernsey on 12–16 May 1986. BNES, London, 1987, v. 2. P. 329–333.
12. Pepler W., Kaiser A., Will H. Freezing of a Thermite Melt Injected into an Annular Channel. Experiments and Recalculations // Exper. Thermal and Fluid Science. – 1988. – Vol. 1. – No. 4. – P. 335–346.
13. Власичев Г.Н. Численное моделирование перемещения и затвердевания расплавленного топлива при тяжелой аварии быстрого реактора // Атомная энергия. – 2001. – Т. 90. – Вып. 5. – С. 345–353.
14. Уолтер А., Рейнольдс А. Реакторы-размножители на быстрых нейтронах / Пер. с англ. – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 624 с.
15. Barleon L., Thomauske K., Werle H. Cooling of Debris Beds // Nuclear Technology. – 1984. – Vol. 65. – No. 1. – P. 67–86.
16. Теплогидравлический расчет ТВС быстрых реакторов с жидкометаллическим охлаждением / А.В. Жуков, П.Л. Кириллов, Н.М. Матюхин и др. – М.: Энергоатомиздат, 1985. – 160 с.
17. Best F.R., Wayne D., Erdman C. A Fuel Freezing Model for Liquid-Metal Fast Breeder Reactor Hypothetical Core Disruptive Accidents // Nuclear Science and Engineering. – 1985. – Vol. 89. – P. 49–60.
18. Maschek W., Fieg G., Flad M. Experimental Investigations of Freezing Phenomena of Liquid/ Particle Mixtures in the THEFIS facility and their Theoretical Interpretation // Proc. of 1990 Int. Fast Reactor Safety Meet., Snowbird, 12–16 August 1990. – ANS, 1990. – Vol. 1. – P. 519–529.

Поступила в редакцию 10.01.2013

Belozеров V.I., Shilina A.S., Ananieva O.A., Kunizina T.E., Gordienko A.B.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Scools. Nuclear Power Engineering) Obnibsk, 2013. 8 pages, 5 illustrations. References, 10 titles.

The paper presents the results of research on hydrogen generation in heterogeneous compositions containing aluminum, liquid sodium glass, crystalline sodium metasilicate and water of varying salinity. Found that silicon reagents remove the passivation oxide coating on the surface of aluminum and its translation into an activated state, effectively decompose water into hydrogen. Chemical decomposition into hydrogen efficiently are aqueous solutions with varying degrees of mineralization. The process of generating hydrogen is carried out at low temperatures and atmospheric pressure at high speed and theoretically limiting the release of hydrogen H_2 0.12 kg / 1 kg of Al. The study of chemical processes of decomposition and removal of surface oxide films and the generation of hydrogen from restoration water by reactor metallic materials is one of the tasks of hydrogen safety for nuclear power plants.

УДК 621.039.586.001.57

Application of computer codes RELAP\SCDAP and MELCOR for the analysis of management of WWER-1000 accidents \ Samokhin D.S., Chuklin A.A.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Scools. Nuclear Power Engineering) Obnibsk, 2013. 10 pages, 4 tables, 5 illustrations. References, 7 titles.

The article describes the problem of shortage of significant information about the processes occurring in a nuclear reactor during heavy failure, about parameters of these processes, and as consequence, absence of optimum actions for management of heavy failures. The article gives a description of power plants, performed with the code MELCOR. There is compares the results of calculations of WWER-1000 severe accidents generated by means computer codes MELCOR and RELAP/SCDAP.

УДК 621.039.586: 536.42

About the Nature of the course of BN Reactor beyond Design Accidents under post-accident Core Materials Relocation \ Vlasichev G.N.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Scools. Nuclear Power Engineering) Obnibsk, 2013. 7 pages, 3 illustrations. References, 22 titles.

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. Formed in transitional stage as a result of the molten cladding relocation and solidification initial steel blockages of channels for a while impede the flow down of liquid fuel and form a solid foundation for the pool. To move the fuel in channels it is required at first a melting of blockages. After reactor shutdown it is possible in the case of insufficient heat to the surrounding fuel assemblies. 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. As a result, the process of heat-generating mass moving will be not smooth, and the intermittent nature and will consist of repeating phases: melt-through of blockages layer, leaking of melt at some length and solidification, the melting of the next layer, etc.

УДК 620.172.251.222

Mechanical properties of E110 alloy at temperature range up to 1273K \ Izmalkov I.N., Loshmanov L.P., Kostyukhina A.V.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Scools. Nuclear Power Engineering) Obnibsk, 2013. 7 pages, 4 illustrations. References, 22 titles.

E110 alloy is one of the main structural materials of VVER type reactor core. The effect of temperature up to 1273 K and strain rate on the mechanical properties of the E110 alloy have been studied. The ring samples manufactured from VVER fuel rod cladding was tested. Tests have been conducted in the air and in a vacuum. As a result the strength and ductility properties of E110 alloy have been developed.

УДК 621.039.54

Hybrid technique for shielding calculations on basis of CADIS \ Suslov I. R., Lyamcev I.A., Chernov S.V.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Scools. Nuclear Power Engineering) Obnibsk, 2013. 9 pages, 3 tables, 3 illustrations. References, 20 titles.

Presented a hybrid technique for shielding calculation that uses continuous energy Monte Carlo