

## **О ХАРАКТЕРЕ ПРОТЕКАНИЯ АВАРИЙ С ПЛАВЛЕНИЕМ МАТЕРИАЛОВ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ С НАТРИЕВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ**

**Власичев Г.Н.**

*Нижегородский государственный технический университет им. Р.Е. Алексеева, Нижний Новгород, Россия (603950, г. Нижний Новгород, ГСП-41, ул. Минина, 24), e-mail: vlas@mts-nn.ru*

Существующая концепция безопасности включает рассмотрение в проекте ядерной энергетической установки запроектных аварий с возможным тяжелым повреждением активной зоны. Статья посвящена феноменологии тяжелых запроектных аварий в быстрых реакторах с натриевым теплоносителем (типа БН), сопровождающихся плавлением и перемещением материалов активной зоны. Выполненный анализ основывается на результатах испытаний по программам экспериментальных работ и сопровождающих расчетных исследований аварийных физических процессов. 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. Требуется исследование процессов на стадии послеаварийного перемещения материалов и отвода остаточных тепловыделений от тепловыделяющей массы на последней стадии аварии.

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

## **ABOUT THE NATURE OF THE COURSE OF ACCIDENTS WITH CORE MATERIALS MELTING OF FAST REACTOR WITH SODIUM COOLANT**

**Vlasichev G.N.**

*Nizhny Novgorod State Technical University im. R.E. Alekseeva, Nizhny Novgorod, Russia (603950, Nizhny Novgorod, street Minina, 24), e-mail: vlas@mts-nn.ru*

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

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

### **Введение**

В быстром реакторе с натриевым теплоносителем (БН) к запроектным авариям принято относить следующие типы аварий (все без срабатывания аварийной защиты): неконтролируемое увеличение мощности (УТОР), 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 [7]. 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 аварии ограничится максимальным проектным пределом повреждения твэлов, установленным для этой аварии. 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 давления от газовых продуктов деления. 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 [6].

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 [12]. 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, вызванным потерей энергопитания без срабатывания всех средств воздействия на

реактивность, не происходит расплавления активной зоны, т.к. отрицательные обратные связи по реактивности даже в условиях кипения натрия приводят к снижению мощности [4]. Теплоотвод от активной зоны осуществляется кипящим натрием. Топливные элементы теряют герметичность. 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 [7]. 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 параллельных 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 запиранию (или инверсии) расхода теплоносителя в контурах, к росту температуры теплоносителя и оболочек твэлов и к возникновению кризиса теплообмена [2]. 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.

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 [1; 8; 18]. Проникновение расплава в количестве почти 20 т в нижнюю часть корпуса в данной аварии произошло двумя путями в течение 1-2 мин [5]. 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. Такие же блокировки образуются и в зазорах между чехлами ТВС [10; 11]. 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 VE+2 [9]. В экспериментах этой серии отмечалось и некоторое движение нижнего стального бассейна вниз [15]. 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 затвердевание, 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 см, а временной масштаб процессов течения и затвердевания - менее 1 с, (см., напр., [13; 17]), что крайне мало по сравнению со временем, требующимся для расплавления очередного заблокированного слоя. Значительно сокращает длину проникновения возможное наличие твердых частиц в расплаве [14; 16].

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 [3]. 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.

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 послеаварийного перемещения материалов. Требуются дополнительные исследования в области образования тепловыделяющих слоев из фрагментов разрушенной активной зоны на внутриреакторных конструкциях и последующего отвода остаточных тепловыделений от них.

### Список литературы

1. Варли Дж. «Три-Майл-Айленд-2»: десятилетний опыт ликвидации последствий аварии // Атомная техника за рубежом. – 1989. – № 8. – С. 36-37.
2. 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, 16-18 ноября 2005 г.). – Обнинск : ГНЦ РФ ФЭИ, 2005. - Т. 1. Тез. докл. - С. 34-35.

3. 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, 16-18 ноября 2005 г.). – Обнинск : ГНЦ РФ ФЭИ, 2005. - Т. 1. Тез. докл. - С. 40-41.

4. 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.

5. 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.

6. Уолтер А. Реакторы-размножители на быстрых нейтронах / пер. с англ. ; А. Уолтер, А. Рейнольдс. – М. : Энергоатомиздат, 1986. – 624 с.

7. Buksha Y. 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.

8. 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.

9. 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.

10. 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.

11. 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.
12. Kuznetsov I.A. Objectives and Main Results of Activities on Fast Reactor Safety since April 1986 / I.A. Kuznetsov, Y.E. Bagdasarov, Y.K. Buksha et al. – Proc. of 1990 Int. Fast Reactor Safety Meet., Snowbird, 12-16 August 1990. – ANS, 1990. – Vol. 1. – P. 11-18.
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. 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.
15. 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.
16. 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.
17. 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.
18. 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.

**Рецензенты:**

Радионов А.А., д.т.н., профессор, зав. кафедрой общей и ядерной физики, Федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего профессионального образования «Нижегородский государственный университет им. П.Е. Алексеева», г.Н.Новгород.

Мисевич П.В., д.т.н., доцент, профессор кафедры вычислительных систем и технологий,  
Федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего  
профессионального образования «Нижегородский государственный университет им. Р.Е.  
Алексеева», г. Н. Новгород.