

И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко,
А. В. Носовский, Л. Б. Зимин, Г. И. Шараевский

Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины,
г. Киев, Украина

Актуальные проблемы теплофизики проектных и тяжелых аварий ядерных энергоблоков

Рассмотрены теплофизические аспекты динамики проектных и тяжелых аварий водоохлаждаемых энергетических ядерных реакторов с повреждением ядерного топлива. Проанализированы наиболее перспективные концепции локализации кориума в поврежденном реакторе. Определены основные направления поиска и реализации методов эффективного и безопасного теплоотвода в ходе развития аварийных процессов.

Ключевые слова: ядерная энергоустановка, тяжелая авария, кориум, теплоотвод.

**І. Г. Шараєвський, Н. М. Фіалко, А. В. Носовський, Л. Б. Зімін,
Г. І. Шараєвський**

Актуальні проблеми теплофізики проектних та важких аварій ядерних енергоблоків

Розглянуто теплофізичні аспекти динаміки проектних та важких аварій водоохолоджуваних енергетичних ядерних реакторів з пошкодженням ядерного палива. Проаналізовано найбільш перспективні концепції локалізації кориуму в пошкодженному реакторі. Визначено головні напрямки пошуку та реалізації методів ефективного й безпечного тепловідведення в ході розвитку аварійних процесів.

Ключові слова: ядерна енергоустановка, тяжка аварія, кориум, тепловідведення.

В настоящее время, несмотря на исключительную важность системного анализа тяжелых ядерных аварий с целью надежного прогнозирования аварийной динамики ядерного реактора (ЯР), информация о соответствующих тепло- и ядерно-физических, гидродинамических, материаловедческих и других процессах, а также результатах их исследований достаточно ограничена, не систематизирована и носит разрозненный характер. Попытка системного анализа основной проблематики упомянутых процессов, включая рассмотрение современных методологических подходов к математическому и физическому моделированию соответствующих явлений, которые протекают при возникновении и развитии тяжелых аварий в активной зоне (АкЗ) ЯР основных типов, предпринята в настоящей статье. В ней рассмотрены также типичные аварийные состояния не только в АкЗ, но и в некоторых других критически важных для безопасности ядерной энергоустановки (ЯЭУ) элементах и системах ядерного энергоблока с реакторами на тепловых и быстрых нейтронах (например, в парогенераторах «натрий — вода»), хроника известных тяжелых аварий ЯР, их уроки и перспективы реализации эффективных диагностических подходов к раннему обнаружению и автоматической идентификации предаварийных режимов эксплуатации в начальной фазе зарождения этих потенциально опасных эксплуатационных состояний.

В качестве подтверждения необходимости реализации системного подхода к анализу комплекса аварийных теплофизических, гидродинамических, материаловедческих и других процессов, определяющих, в частности, динамику протекания максимальной проектной аварии (МПА) в установке с водо-водяным энергетическим ЯР, целесообразно перечислить эти процессы, кратко охарактеризовав их. Как известно, под МПА понимается разгерметизация первого контура вследствие мгновенного разрыва трубопровода максимального диаметра с беспрепятственным двухсторонним истечением теплоносителя при работе реактора на номинальной мощности с учетом возможного ее превышения вследствие погрешностей и допусков системы контроля и управления. Для такой аварийной ситуации, как отмечено в [1–4], требуется, чтобы система аварийного охлаждения реактора обеспечила непревышение так называемого второго проектного предела повреждения тепловыделяющих элементов (температура оболочки твэла не должна превышать 1200 °С), локальную глубину окисления оболочек твэлов (не более 18 % первоначальной толщины) и долю прореагировавшего циркония (не более 1 % его массы в АкЗ). Должны также быть обеспечены возможность расхолаживания реактора и выгрузка топлива из АкЗ после МПА. Достаточно полное описание аварийной динамики МПА, а также особенности функционирования соответствующих элементов штатных систем аварийного охлаждения зоны (САОЗ) приведены в ряде работ, в частности [2].

Для реализации комплексного системного анализа аварийной динамики МПА на АЭС с ВВЭР нужно рассмотреть следующие взаимосвязанные процессы:

1. Истечение теплоносителя первого контура, недогретого до температуры насыщения, через возникший разрыв в соответствующей циркуляционной петле в условиях резкого падения давления за время, равное нескольким сотым долям секунды, ниже давления насыщения; последующее прохождение волн разрежения и сжатия, а также возникновение механических усилий на элементы конструкции АкЗ; дальнейшее быстрое снижение расхода теплоносителя и опрокидывание циркуляции (при разрыве трубопровода

холодной части контура циркуляции) или соответствующее его увеличение (при разрыве горячей части).

2. Вскипание теплоносителя в верхней части АкЗ и распространение процесса генерации паровой фазы по циркуляционному контуру; уменьшение скорости снижения давления; снижение абсолютного значения расхода теплоносителя, определяемого критическим истечением двухфазной смеси; снижение мощности до уровня остаточного тепловыделения; трансформация режимов теплообмена в АкЗ от конвективного до поверхностного и развитого пузырькового кипения.

3. Развитие кризиса теплоотдачи при пузырьковом кипении за время 0,5...0,8 с при разрыве холодной части циркуляционной петли.

4. Возникновение первого пика температуры оболочки твэла вследствие перераспределения накопленного в нем тепла за счет теплопроводности материала этой оболочки.

5. Изменение температуры оболочки твэла (на временном интервале $t \approx 15$ с), обусловленное несбалансированностью интенсивности генерации тепла из-за остаточного тепловыделения и из-за экзотермической пароциркониевой реакции (при $T \geq 1100$ °С), а также снижение интенсивности отвода тепла к теплоносителю в режимах закризисного теплообмена (при переходном и пленочном кипении), возможное ухудшение охлаждения в условиях набухания твэла (при $T \geq 650$ °С). При этом, по оценкам специалистов, на первом временном интервале 15 с (в процессе интенсивного опорожнения гидроемкостей САОЗ) заканчивается первый пик температуры, после чего начинается ее повторный рост в течение последующих 60...80 с. Показательно, что набухание твэла на указанном первом интервале маловероятно вследствие сохранения обратного температурного градиента на оболочках свежезагруженных твэлов. Напротив, в твэлах со значительным выгоранием и соответственно повышенным внутренним давлением газообразных продуктов деления возможно некоторое набухание оболочки. В то же время, для ее существенной деформации требуются более высокие температуры — так называемый второй температурный пик с уровнем 800...850 °С [2]. Второй температурный пик достигается в фазе повторного залива АкЗ, характеризующейся сохранением достаточного движущего напора. В результате температурный максимум достигается на временном интервале около 200...300 с при скорости подъема температуры на уровне 3...5 °С/с. Поскольку величина остаточного тепловыделения, обусловленного β -распадом продуктов деления в твэле, после аварийного останова ЯР в результате срабатывания аварийной защиты на протяжении всего последующего времени существенно изменяется [4], при расчетах динамики этой фазы аварии необходимо также учитывать продолжающееся истечение теплоносителя, приводящее к дальнейшему снижению давления и потере теплоносителя в АкЗ.

6. Теплогидравлические эффекты от начала функционирования пассивной части САОЗ в условиях снижения давления в контуре ниже давления в гидроемкостях, а также при начале подачи холодной борированной воды в главный циркуляционный контур (ГЦК). Соответственно, в этой фазе аварии должны быть учтены процессы перемешивания холодной воды с нагретым теплоносителем, содержащимся в контуре, а также эффекты противодействия заливу встречного потока пара и байпасирования части теплоносителя САОЗ, подаваемого в поврежденную холодную нитку. Кроме того, следует учитывать: влияние дальнейшего снижения давления в ГЦК до уровня нескольких десятых мегапаскаля на исходе 30-й секунды после начала МПА, когда расход через АкЗ близок к нулю; процесс

окончания истечения теплоносителя через разрыв при выравнивании давления в контуре и под защитной оболочкой на уровне 0,2...0,4 МПа; начало эффективного заполнения нижней камеры ЯР водой (после 30-й секунды МПА); включение активной части САОЗ для подачи воды аварийного охлаждения низкого давления.

7. Заполнение верхней и нижней камер ЯР водой (на исходе 50-й секунды) в условиях противодействия восходящего потока пара, препятствующего интенсивному охлаждению АкЗ. Как следствие, определяющим в этой фазе аварии является процесс разогрева АкЗ, поскольку с момента слива ГЕ САОЗ и до окончания заполнения нижней камеры собственно АкЗ находится без эффективного охлаждения и имеет недостаточно эффективный теплоотвод посредством излучения и естественной конвекции пара. Скорость нарастания температуры оболочки твэла в этих условиях составляет 8...12 °С/с, в результате чего температура оболочки может превысить 1100 °С и привести к существенному дополнительному выделению тепла вследствие развития пароциркониевой реакции. Определяющими теплофизическими факторами указанного периода следует считать остаточный уровень воды в нижней камере реактора и скорость ее заполнения водой САОЗ.

8. Эффект от залива разогретой АкЗ, который обусловлен поднятием уровня воды выше нижнего торца АкЗ, в силу чего условия теплосъема в АкЗ улучшаются за счет интенсивного испарения воды. Этот процесс приводит к образованию восходящего потока пара с диспергированными в нем каплями унесенной жидкости, теплосъему с горячих элементов АкЗ и передаче этого тепла дисперсному потоку, отводу тепла посредством аксиальной теплопередачи в АкЗ. В результате происходит повторное увлажнение поверхности твэла, перемещение фронта повторного увлажнения вверх при последовательной смене основных режимов теплообмена, которые включают конвекцию, пузырьковое кипение, переходное и пленочное кипение в обращенном кольцевом и дисперсном режимах двухфазного потока. Вследствие возникновения пленочного кипения температура оболочки твэла в соответствующем сечении проходит через второй пик и в последующие моменты времени начинает снижаться, особенно резко — при прохождении через данное сечение фронта повторного смачивания. Показательно, что в этой фазе аварии дополнительным негативным эффектом, который препятствует заливу, является заклинивание части ГЦК гидрозатвором, образованным водой в U-образном участке холодной нитки контура между парогенератором и ГЦН, что обуславливает осушение АкЗ.

Вполне очевидно, что комплекс перечисленных взаимосвязанных нестационарных теплогидравлических процессов (ТГП), протекающих при МПА, не может быть с приемлемой точностью и эффективностью описан в рамках традиционных подходов, предполагающих традиционные методы локального инженерного расчета указанных ТГП с использованием расчетных эмпирических корреляций для фрагментарного описания отдельных процессов. Наиболее продуктивен именно системный подход к анализу теплофизики аварийного ЯР, который предполагает разработку соответствующей математической модели МПА на основе комплексного компьютерного анализа нестационарных, причем тесно взаимосвязанных ТГП.

Математическая модель принципиально должна обладать: 1) высокой адекватностью, позволяющей обеспечить высокую степень надежности и достоверности расчетного анализа нестационарных ТГП в циркуляционном контуре

ЯР в аварийных ситуациях; 2) достаточной общностью, которая необходима для полного описания характерных классов режимов ТГП, возникающих при соответствующих авариях реакторных установок основных типов.

Имеются все основания полагать, что на современном этапе развития атомной энергетики выработка эффективных инженерных решений не только на этапе проектирования ЯЭУ, но также при ее эксплуатации, и оценка их достаточности для обеспечения безопасности при нормальной эксплуатации, нарушениях нормальной эксплуатации, проектных и запроектных авариях (включая тяжелые аварии) без таких математических моделей, предназначенных для эффективного расчетного анализа нестационарных аварийных ТГП, а также без соответствующих программных средств, способных обеспечить компьютерную реализацию этих моделей, практически невозможна.

За минувшие пять десятилетий были созданы основы разработки математических моделей нестационарных ТГП, а также достаточно эффективное математическое и программное обеспечение для реализации этих моделей. Программные средства — теплогидравлические расчетные коды (ТГРК) — для анализа рассмотренных нестационарных аварийных ТГП отражают достигнутый на соответствующем этапе их развития уровень разработки соответствующих теплофизических моделей этих процессов [1, 2, 5].

Обычно на первоначальном этапе разработки математическая модель нестационарной аварийной теплогидравлики реактора в известной мере идеализируется с целью не только упрощения дальнейшего описания соответствующих ТГП, но и для возможного исключения эффектов и явлений, кажущихся малосущественными либо неизученными. Этот этап определяет место данной модели в ряду других. Например, пренебрежение эффектами межфазного теплового и силового взаимодействия приводит к гомогонным равновесным моделям теплогидравлики двухфазных потоков, стоящим на нижних ступенях иерархии математических моделей двухфазных систем.

Следующим этапом является построение системы дифференциальных уравнений модели на основе применения фундаментальных законов сохранения массы, импульса и энергии в рамках принятых при идеализации исходной системы физических допущений. Как правило, получаемые на этом этапе системы дифференциальных уравнений столь сложны, что требуют дальнейших упрощений, в частности применения процедуры усреднения во времени и в пространстве.

Основопологающим элементом такой математической модели является система замыкающих соотношений, описывающих закономерности протекающих тепловых, гидродинамических и массообменных процессов. Без таких соотношений получить замкнутое описание рассматриваемой физической системы невозможно. Практическое использование полученного математического описания комплекса нестационарных ТГП, кроме того, связано с выбором конкретной методики численного решения полученной системы дифференциальных уравнений, которая и реализуется соответствующим ТГРК. Подчеркнем, что необходимым условием реализации численного решения указанной системы в ТГРК является наличие соответствующих замыкающих соотношений, которыми во всех случаях должны являться исключительно адекватные реальным физическим условиям экспериментальные корреляции по тепломассопереносу, межфазному взаимодействию, теплогидравлике и др. Практика применения

современных ТГРК неопровержимо свидетельствует о том, что достоверность результатов, получаемых на основе их применения, находится в прямой зависимости от результатов верификации факта соответствия экспериментальных корреляций реальной теплофизике рассматриваемых процессов; в противном случае целесообразность применения любой версии ТГРК не может быть оправдана.

Вполне очевидно, что неизбежная в инженерных расчетах физическая идеализация исходной системы нестационарных ТГП в циркуляционном контуре ЯР и принятые при ее математическом описании упрощения, недостаточная изученность закономерностей теплофизических процессов, которые обуславливают конкретный вид системы замыкающих соотношений разработанной модели МПА, а также неизбежные неточности, связанные с численной реализацией модели, диктуют необходимость тщательного анализа ее достоверности. В основу анализа принципиально должно быть положено сопоставление тех численных данных, которые обеспечивает компьютерная реализация разработанной математической модели МПА, с результатами известных теплофизических исследований соответствующих физических закономерностей протекания в рассматриваемых аварийных условиях фундаментальных процессов гидродинамики и теплообмена в двухфазных потоках. При этом к указанным результатам исследований следует отнести не только известные и широкоиспользуемые в практике инженерных расчетов по обоснованию безопасности ядерных энергоблоков эмпирические корреляции по кризисам теплоотдачи, началу кипения теплоносителя, режимам его течения, но и новейшие экспериментальные сведения об этих сложных, вероятностных и многоплановых процессах, полученные теплофизиками разных стран в исследовательских лабораториях мира за последние годы [6, 7]. Таким образом, актуальная задача разработки расчетных теплогидравлических кодов, способных адекватно описывать как штатные режимы эксплуатации реакторной установки, так и МПА и другие возможные аварийные режимы ЯР, объективно свидетельствует о насущной необходимости существенного расширения фронта фундаментальных теплофизических исследований ТГП применительно к проблематике безопасности реакторов основных типов.

К сожалению, за минувшую четверть века в странах бывшего СССР такие фундаментальные исследования в силу известных объективных причин были фактически свернуты. Вместе с тем, именно неотложные проблемы обеспечения эксплуатационной безопасности действующих и проектируемых в Украине АЭС позволяют с высокой степенью уверенности рассчитывать на возобновление и расширение фундаментальных теплофизических исследований. Требуют этого также и актуальные проблемы разработки эффективных технических средств для предотвращения и минимизации последствий возможных тяжелых аварий ядерных энергоблоков.

Как известно, атомная энергетика развивается на основе использования опыта эксплуатации блоков-предшественников. Решение проблемы повышения безопасности АЭС, прежде всего, базируется на результатах разработок проектов, выполненных мировыми лидерами в области ядерной энергии за последние десятилетия. Так, после Чернобыльской катастрофы разработан ряд концептуальных проектов АЭС средней и большой мощности с повышенными характеристиками безопасности. ЯЭУ с реакторами третьего поколения обладают свойствами самозащитенности от реактивных аварий и обеспечивают отвод

остаточных энерговыделений в режиме естественной циркуляции теплоносителя, что создает необходимые предпосылки для создания ядерных энергоблоков повышенной безопасности. К проектам нового поколения РУ средней мощности относятся российские атомные электростанции с ВВЭР-640, ВПБР-600, к проектам большой мощности на базе ВВЭР-1000 — проекты АЭС-91/99, АЭС-92 и РУ-484, а также известные иностранные разработки — EPR (European Pressurized Reactor), AP-600 (Westinghouse Electric Corp.).

При разработке перечисленных проектов всесторонне рассматривался широкий спектр проблем обеспечения безопасности, включая вопросы хранения и транспортировки ядерного топлива, обращения с жидкими радиоактивными отходами и т. д. Центральной проблемой является оценка соответствия проекта основным критериям по суммарной вероятности тяжелого повреждения АкЗ, а также по превышению предельного аварийного выброса продуктов деления за пределы АкЗ. В целях достижения приемлемого уровня самозащищенности в проекты РУ нового поколения внесены пассивные системы безопасности, которые являются принципиально новыми.

Теоретическое обоснование и экспериментальная проверка существующих и перспективных технических решений повышения безопасности, разработка и комплексное обоснование концептуальных подходов к недопущению тяжелых повреждений АкЗ, разработка рекомендаций по выбору характеристик и расчету противоаварийных технических средств для новых проектов АЭС является целью современных исследований по безопасности.

Изучение сопутствующих тяжелым авариям теплофизических процессов в реакторных отделениях поврежденных энергоблоков АЭС нуждается в дальнейшем совершенствовании и развитии, поскольку динамика и особенности протекания этих процессов, определяющим образом влияющие на сценарий развития аварии, до настоящего времени изучены недостаточно.

При моделировании тяжелых аварий ЯР обычно решаются следующие задачи: предотвращение развития аварии; локализация аварии в корпусе реактора либо в контейнменте. Исходя из специфики этих задач, рассматриваются возможности охлаждения расплава ядерного топлива непосредственно в корпусе ЯР или уже вне его. Их решение требует информации о состоянии и структуре расплава (собственно расплав, расплав с включениями фрагментов разрушенных внутрикорпусных устройств и т. д.). Требуют дальнейшего изучения вопросы, связанные с возможными паровым и водородным взрывами. Кроме того, подлежат углубленному исследованию процессы взаимодействия кориума с бетоном, а также особенности поведения расплава UO_2-ZrO_2 , которые непосредственно определяют конкретный вид сценария дальнейшего развития аварии.

Одной из наиболее перспективных концепций локализации аварии представляется охлаждение расплава (кориума) непосредственно в корпусе ЯР. Ее реализация требует углубленного изучения процесса водяного охлаждения ядерного топлива даже при условии потери герметичности ГЦК. Иной концептуальный подход к локализации аварии — растекание расплава в нижней части контейнмента с последующим охлаждением его слоя водой.

Основные результаты теоретических и экспериментальных исследований в области тяжелых аварий ядерных энергоблоков были получены, в основном, за годы, минувшие после Чернобыльской катастрофы 1986 года. Достаточно

представительный обзор этих исследований выполнен в монографиях [8, 9]. В соответствии с принятым в настоящее время в атомной энергетике принципом глубокоэшелонированной защиты населения и окружающей среды от последствий возможной тяжелой аварии на АЭС, которая связана с повреждением корпуса ЯР, в современных проектах ядерных энергоблоков в качестве последнего физического барьера на пути распространения продуктов деления предусмотрен прочный контейнмент для удержания внутри него радиоактивных материалов. Кроме того, внутри контейнмента предусматривается дополнительный комплекс технических средств для локализации такой ядерной аварии и ограничения ее последствий. Указанные средства включают используемые в проектах реакторных отделений АЭС с некипящими водоохлаждаемыми РУ спринклерные системы, охладители, ледяные конденсаторы, бассейны-барботеры для реакторов кипящего типа и т. д.

С точки зрения экологической безопасности для населения, проживающего на прилегающих к АЭС территориях, тяжелая авария даже в случае разрушения корпуса ЯР с выходом расплавленного топлива не является критической в том случае, если топливо удерживается в контейнменте, что обуславливает важность проблемы обеспечения целостности контейнмента. Обеспечение целостности контейнмента в течение нескольких часов после начала тяжелой аварии существенно снижает радиоактивность внутри контейнмента вследствие осаждения высокоактивных аэрозолей на его внутренних поверхностях и распада высокоактивных компонент. В США для вновь строящихся АЭС принято требование сохранения целостности контейнмента в течение суток, в Германии действует закон, в соответствии с которым герметичность контейнмента должна обеспечиваться в любых ситуациях.

Следствием тяжелой аварии на АЭС принято считать расплавление АкЗ ЯР с возможным последующим разрушением его корпуса и выходом из него расплавленного топлива. Происходящие при этом физические и химические процессы, сопровождаемые многими другими сопутствующими явлениями, крайне сложны. Значительная часть этих процессов изучена недостаточно даже в упрощенных лабораторных условиях. Таково, например, поведение высокотемпературных потоков топливного расплава, содержащего внутренние источники тепловыделения, их взаимодействие с водой, с бетонными и металлическими конструкциями корпуса контейнмента, перенос и осаждение паров и аэрозолей. Надежное прогнозирование динамики развития вероятной тяжелой ядерной аварии ЯЭУ требует детального комплексного исследования этих процессов. Например, расплав ядерного топлива с температурой 2000...3000 °С способен разрушить конструкционные элементы контейнмента, образуя при взаимодействии с ними новые виды соединений с неизвестными в настоящее время теплофизическими свойствами. В частности, многие виды ТГП при развитии тяжелых аварий происходят в условиях, когда поведение материалов не изучено, а сами процессы являются комплексными и относятся одновременно к нескольким разделам науки: механике многофазных сред, высокотемпературной химии и физике, радиационному материаловедению и пр.

Обеспечение целостности контейнмента как одного из важнейших физических барьеров безопасности на пути возможного выхода радиоактивных материалов за пределы АЭС было и остается одной из главных задач в структуре комплекса мер по локализации последствий тяжелой аварии ЯР. Как известно, предшествующим контейнменту

барьером безопасности является собственно корпус ЯР. С учетом роли этого барьера создание необходимых условий для сохранения его целостности предусмотрено, например, в проекте AP-600 [10], реализованном в США, и обеспечено на энергоблоках финской АЭС «Ловииза» [11].

В связи с изложенным необходимо подчеркнуть, что к важнейшим параметрам тяжелой аварии ядерного энергоблока относятся температурные уровни аварийного ЯР, а также продолжительность соответствующих периодов, за которые эти уровни достигаются. Действительно, характерные временные масштабы играют определяющую роль в динамике развития тяжелой аварии: за время развития нештатной ситуации, исчисляемое несколькими десятками минут, могут быть задействованы предусмотренные проектом противоаварийные технические средства; напротив, аварийный переходный процесс, длящийся несколько секунд (подобная ситуация имела место в ходе развития ядерной катастрофы на Чернобыльской АЭС), исключает возможность даже объективной оценки первопричин возникшей аварии.

Выводы

Теплофизика аварийных процессов, протекающих в водоохлаждаемых энергетических ЯР в ходе развития возможных при их эксплуатации проектных и тяжелых аварий, изучена недостаточно, что препятствует выработке эффективных прогнозных оценок их динамики, а также соответствующей противоаварийной стратегии.

Одним из современных приоритетов обеспечения безопасности ядерных энергоблоков АЭС Украины следует считать реализацию широкого фронта теплофизических (теоретических и экспериментальных) исследований в направлении верификации комплекса эмпирических корреляций, которые используются в современных ТГРК в качестве замыкающих соотношений при математическом моделировании проектных и тяжелых аварий.

Анализ современного состояния исследований, а также обоснование основных приоритетов в области теплофизики проектных и тяжелых аварий ядерных энергоблоков с водоохлаждаемыми ЯР авторы предполагают представить в последующих публикациях.

Список использованной литературы

1. Теплофизика безопасности атомных электростанций : Монография / А. А. Ключников, И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко, Л. Б. Зимин, Г. И. Шараевский. — Чернобыль : Ин-т проблем безопасности АЭС НАН Украины, 2010. — 484 с.
2. Теплофизика аварий ядерных реакторов : Монография / А. А. Ключников, И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко, Л. Б. Зимин, Е. И. Шараевская. — Чернобыль : Ин-т проблем безопасности АЭС НАН Украины, 2012. — 528 с.
3. Теплофизика повреждений реакторных установок : Монография / А. А. Ключников, И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко, Л. Б. Зимин, Н. И. Шараевская. — Чернобыль : Ин-т проблем безопасности АЭС НАН Украины, 2013. — 528 с.
4. Теплофизика надежных активных зон : Монография / А. А. Ключников, И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко, Л. Б. Зимин, Г. И. Шараевский. — Чернобыль : Ин-т проблем безопасности АЭС НАН Украины, 2015. — 528 с.
5. Мигров Ю. А. Теплогидравлические расчетные коды нового поколения. Общая характеристика и перспективы развития / Ю. А. Мигров, С. Л. Соловьев // Теплогидравлические коды для энергетических реакторов (разработка и верификация) : Материалы конф. «Теплофизика-2001». — Обнинск, 2001. — С. 13—16.

6. Нигматулин Б. И. Состояние и развитие отечественных системных теплогидравлических кодов для моделирования аварийных и нестационарных процессов на АЭС с ВВЭР / Б. И. Нигматулин, О. И. Мелихов, С. Л. Соловьев // Теплоэнергетика. — 2001. — № 3. — С. 17—20.

7. Нигматулин Б. И. Разработка расчетных кодов нового поколения — актуальная задача развития отечественной атомной энергетики / Б. И. Нигматулин, В. А. Василенко, С. Л. Соловьев // Теплоэнергетика. — 2002. — № 11. — С. 2—10.

8. Казачков И. В. Моделирование теплогидравлических процессов при тяжелых авариях на АЭС / И. В. Казачков, Али Хасан Могадам. — К. : НТУУ «КПИ», 2008. — 172 с.

9. Sehgal B. R. Nuclear Safety in Light Water Reactors: Severe Accident Phenomenology. — 2012. — 740 p. — (ISBN: 0123884462).

10. Theofanous T. G., Liu C., Addition S., Angelini S., Kimalaintn O. and Salmas T. In-vessel coolability and retention of a core melt // DOE/TO-10460. — 1994.

11. Kymalainen O., Tuomisto H., Theofanous T. G. In-vessel retention of corium at the Loviisa Plant // Nuclear Engineering and Design. — 1997. — Vol. 169. — P. 109—130.

References

1. Kliuchnikov, A.A., Sharaievskii, I.G., Fialko, N.M., Zimin, L.B., Sharaievskii, G.I. (2010), "Thermal Physics of NPP Safety: Monograph" [Теплофизика безопасности атомных электростанций: Монография], Chernobyl, Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, NASU, 484 p. (Rus)
2. Kliuchnikov, A.A., Sharaievskii, I.G., Fialko, N.M., Zimin, L.B., Sharaievskii, G.I. (2012), "Thermal Physics of NPP Accidents: Monograph" [Теплофизика аварии ядерных реакторов: Монография], Chernobyl, Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, NASU, 528 p. (Rus)
3. Kliuchnikov, A.A., Sharaievskii, I.G., Fialko, N.M., Zimin, L.B., Sharaievskii, N.I. (2013), "Thermal Physics of Reactor Damage: Monograph" [Теплофизика повреждений реакторных установок], Chernobyl, Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, NASU, 528 p. (Rus)
4. Kliuchnikov, A.A., Sharaievskii, I.G., Fialko, N.M., Zimin, L.B., Sharaievskii, G.I. (2015), "Thermal Physics of Core Reliability" [Теплофизика надежности активных зон: Монография], Chernobyl, Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, NASU, 528 p. (Rus)
5. Migrov, Yu.A., Soloviev, S.L. (2001), "Thermohydraulic Computer Codes of New Generation. General Characteristics and Development Prospects" [Теплогидравлические расчетные коды нового поколения. Обобщающая характеристика и перспективы развития], Thermohydraulic Codes for Energy Reactors (Development and Verification): Proceedings of the Conference "Thermal Physics-2001", Obninsk, pp. 13—16. (Rus)
6. Nigmatulin, B.I., Melikhov, O.I., Soloviev, S.L. (2001), "State and Development of National Systemic Thermohydraulic Codes to Model Emergency and Nonstationary Processes at NPP with WWER" [Состояние и развитие отечественных системных теплогидравлических кодов для моделирования аварийных и нестационарных процессов на АЭС с ВВЭР], Heat Power Engineering, No. 3, pp. 17—20. (Rus)
7. Nigmatulin, B.I., Vasilenko, V.A., Soloviev, S.L. (2002), "Development of Computer Codes of New Generation — Urgent Task to Improve National Nuclear Engineering" [Разработка расчетных кодов нового поколения — актуальная задача развития отечественной атомной энергетики], Heat Power Engineering, No. 11, pp. 2—10. (Rus)
8. Kazachkov, I. V., Mogadam Ali Khasan (2012), "Modeling of Thermal and Hydraulic Processes in Severe Accidents at NPP" [Моделирование теплогидравлических процессов при тяжелых авариях на АЭС], Kyiv, KPI, 172 p. (Rus)
9. Sehgal, B.R. (2012), "Nuclear Safety in Light Water Reactors: Severe Accident Phenomenology", 740 p. (ISBN: 0123884462).
10. Theofanous, T. G., Liu, C., Addition, S., Angelini, S., Kimalaintn, O., and Salmas, T. (1994), "In-Vessel Coolability and Retention of a Core Melt, DOE/TO-10460.
11. Kymalainen, O., Tuomisto, H., Theofanous, T. G. (1997), "In-Vessel Retention of Corium at the Loviisa Plant", Nuclear Engineering and Design, Vol. 169, pp. 109—130.

Получено 08.01.2016.