

УДК 621.039.58

*А.Ю. Погосов, В.П. Кравченко**Одесский национальный политехнический университет, г. Одесса***АНАЛИЗ ВЛИЯНИЯ ИНЦИДЕНТНЫХ ФАКТОРОВ  
НА РАЗВИТИЕ АВАРИЙНЫХ СОБЫТИЙ С РАЗРУШЕНИЕМ АКТИВНЫХ ЗОН  
РЕАКТОРОВ АЭС В СЕЙСМООПАСНЫХ РЕГИОНАХ**

Проанализированы вероятные причины и факторы, повлиявшие на переход энергоблоков японской атомной электростанции «Фукусима-1» в предаварийный и аварийный статус в марте 2011 г. Наряду с форс-мажорными условиями эксплуатации и конструктивными особенностями реакторов учтены возможные причины антропогенного характера.

**Ключевые слова:** АЭС «Фукусима-1», сейсмическая активность, факторы аварийности, ядерные реакторы АЭС.

События недавнего прошлого, связанные с катастрофическими событиями на атомной электростанции «Фукусима-1» (регион Тохоку, Япония), продолжают оставаться поводом для ретроспективного анализа факторов, повлиявших на возникновение и развитие аварийных процессов, причем не только с учётом сейсмической геодинамики региона расположения АЭС и вызванных этим последствий, но также, и в первую очередь, с учётом теплогидравлики и нейтронной кинетики ядерных реакторов, используемых на этой АЭС. Нельзя преуменьшать и роль антропогенных факторов.

Целью статьи является определение факторов, приведших к аварии на АЭС «Фукусима-1», и анализ их взаимовлияния.

**Внешние факторы.** Возникновение тяжелых аварий, связанных с повреждением ядерного топлива, может быть инициировано такими внешними факторами, как землетрясения, пожары и затопления. Однако не во всех случаях подобные воздействия следует рассматривать в качестве исходных событий, как это часто принимается в методических положениях анализа запроектных аварий на АЭС [1]. При этом, конечно, останов реактора при возникновении угрозы неблагоприятных внешних факторов отнюдь не является гарантией ядерной и радиационной безопасности.

Как показал опыт событий на АЭС «Фукусима-1», неблагоприятные внешние факторы (к которым относится совместное воздействие сейсмической активности и цунами) действительно могут повлиять на физические условия, связанные с отведением тепловой энергии из реактора — даже из такого, который переведен в подкритическое состояние, но требует отвода остаточного энерговыделения. Действие неблагоприятных внешних факторов относится и к условиям охлаждения кассет с отработавшим ядерным топливом в бассейне выдержки. Учет возможности воздействия сейсмических волн и цунами необходим на стадии проектирования АЭС, но касается не только механических запасов прочности инженерно-технических сооружений для поддержания работоспо-

собности основного, вспомогательного и резервного оборудования, предназначенного для охлаждения тепловыделяющих сборок.

Нельзя отрицать, что исходным событием с далеко идущими последствиями стало в своё время сооружение АЭС на территории, где действие названных стихийных факторов — повседневное проявление региональной геодинамики. Известно, что сейсмическая активность того или иного региона планеты зависит от динамики планетарной тектоносферы (литосферы и астеносферы). В дополнение к этому расположенные на поверхности литосферы сложные технические сооружения могут обладать и собственной (внутренней) динамикой, влияние на которую внешних факторов может быть существенным и далеко не благоприятным. Современные инженерные объекты (здания, сооружения и другие строительные конструкции), процессы в которых характеризуются свойствами, определяемыми механикой твёрдых тел и их сопряжений, обычно возводятся и эксплуатируются с учетом возможного влияния на них региональной сейсмической активности. Однако при строительстве и эксплуатации таких сложных в техническом отношении объектов, как атомные электростанции, для обеспечения их устойчивости по отношению к разрушающим факторам, недостаточно учёта динамики только строительных конструкций и инженерно-механических систем. Физические процессы в оборудовании АЭС характеризуются сложными взаимосвязями механических эффектов (включая гидродинамику) с нейтронной кинетикой и теплообменом. При отсутствии механической подвижности оборудования или его малой подвижности протекание в нем теплогидравлических и нейтронно-физических процессов кажется не зависящим от влияния внешних механических факторов. В действительности же влияние, пусть и незначительное в определенных условиях, латентно имеет место, сказываясь на внутренней динамике процессов в реакторе. При этом существенное значение имеет конструкция реактора. Если, скажем, для возведения энергоблоков АЭС выбраны площадки, расположенные на сплошной тектонической плите, как в США, где сейсми-

ческая активность незначительна, то фактору влияния землетрясений при проектировании, конструировании, сооружении, эксплуатации и управлении аварийными процессами может уделяться не столь пристальное внимание. По-видимому, такой технической идеологией руководствовались в своё время компании Allis-Chalmers и GeneralElectric, разрабатывая и устанавливая в США и других странах относительно несложные в техническом отношении (а соответственно, экономически выгодные) корпусные реакторы с кипящей водой — BWR (Boiling Water Reactor).

**Некоторые особенности реакторов типа BWR.** В 1965 году по геополитическим мотивам США были выдвинуты планы строительства первого энергоблока АЭС в Японии — на основе реактора типа BWR. Компанией GeneralElectric велись настойчивые переговоры с японской электроэнергетической компанией TEPCO (Tokyo Electric Power Company Incorporated), образованной в 1951 году и имевшей скромный опыт эксплуатации энергогенерирующих предприятий (в 1951 году — одна ГЭС мощностью 20 МВт, в 1953 — первая ТЭС мощностью 55 МВт, в 1959 — вторая ТЭС мощностью 200 МВт, в 1965 — вторая ГЭС мощностью 80 МВт, что делало TEPCO крупнейшей энергетической компанией Японии). По результатам переговоров в 1967 году было начато строительство первого атомного энергоблока АЭС «Фукусима-1», физический пуск реактора состоялся 17 ноября 1970 года, а 26 марта 1971 года энергоблок мощностью 460 МВт уже был введён в промышленную эксплуатацию.

Неоспоримыми преимуществами введенного в эксплуатацию BWR считались умеренное внутрикорпусное давление (7 МПа), один контур циркуляции кипящего теплоносителя и отсутствие необходимости в парогенераторах, а соответственно, требовался относительно небольшой объём материальных и финансовых затрат. Вместе с тем, проект АЭС при всей его видимой привлекательности имел существенные недостатки, которые теперь следует рассматривать в качестве латентных факторов, приведших наряду с природной стихией в марте 2011 года к тяжелым аварийным последствиям шестого уровня по шкале INES (International Nuclear Event Scale).

Причины аварии. Первой (исторически отдалённой) причиной, повлиявшей в дальнейшем на предаварийный, а затем и аварийный статус АЭС «Фукусима-1», которая может быть классифицирована как *первый латентный геофизико-антропогенный фактор*, стало то, что при сооружении первого энергоблока, как и при сооружении последующих, недооценивался факт территориального расположения северо-восточной части острова Хонсю (региона Тохоку) на Северо-Американской тектонической плите, как раз в том месте, где она встречается с Тихоокеанской плитой, которая находится в постоянном движении в сторону Японии от Гавайских островов. Тихоокеанская

плита, смещаясь и постепенно погружаясь под Северо-Американскую, систематически заставляет последнюю деформироваться. Соответственно, деформация Северо-Американской тектонической плиты перманентно приводит к итеративному накоплению базальтовыми геологическими породами потенциальной энергии, которая, высвобождаясь, приводит к движениям земной поверхности, чем и провоцируются непрекращающиеся землетрясения и цунами.

Объективная перспективная оценка тектонических сдвигов весьма затруднительна. Тем не менее, ориентировочно по результатам наблюдений в течение полутора сотен лет известно, что в этом регионе каждые 30—40 лет происходят достаточно крупные землетрясения, их среднестатистическая магнитуда составляет приблизительно 7,4 (по шкале Рихтера). Напомним, что при строительстве АЭС проектный срок службы в прошлом веке оценивался 30 годами, а фактические сроки службы были намного меньше. Так, статистические исследования показывают, что с 1963 года (за исключением 1986—1990 годов) в среднем в мире останавливали для вывода из эксплуатации 8 энергоблоков АЭС в год. С 1986 по 1990 годы было остановлено 37 энергоблоков АЭС в 9 странах. Средний фактический срок службы реакторов, остановленных с 1963 по 1975 годы, составил менее 6,5 лет, остановленных с 1990 по 1998 годы — 24 года, с 1997 по 1998 годы — более 25 лет. Средний срок службы последних 85 из всех остановленных энергоблоков составляет всего 17 лет. Очевидно, чем больше фактический срок службы энергоблока, тем больше вероятность того, что на него придётся крупное землетрясение, если он расположен в сейсмически опасном регионе. При строительстве первого энергоблока АЭС «Фукусима-1» трудно было ожидать, что он проработает 40 лет.

Предсказание магнитуды, т. е. силы землетрясения, тоже весьма сложная задача, если вообще разрешимая на данном этапе развития науки. Дело в том, что магнитуда (по Рихтеру) как логарифмический показатель характеризует энергию, высвобождающуюся в гипоцентре — некотором пространстве тектоносферы с вариативными объёмом, формой и размерами, — т. е. в очаге землетрясения. Определение эпицентра поверхностных волн колебаний, представляющего собой проекцию гипоцентра на земную поверхность, нередко создаёт не совсем правильную картину связи колебаний (реальных или возможных), исходящих из гипоцентра, с колебаниями поверхностной геологической структуры, особенно в случае наклонных разрывов типа надвигов (как в случае геологических глубин региона Тохоку). Это усложняет оценку интенсивности землетрясения на поверхности Земли, выражающегося в определенном смещении почвы. Прогноз магнитуды землетрясений не может дать объективных оценок. Действительно, соотношение между магнитудой землетрясения по шкале Рихтера и его интенсивностью в эпицентре (по европейской 12-балльной шкале MSK-64 или по американской 12-уровневой шкале

Меркалли) существенно зависит от глубины залегания очага и структуры базальтовых пород литосферы. Поэтому идентификация магнитуды землетрясений неоднозначно определяет поверхностные эффекты, а иногда просто вуалирует оценку истинного сейсмического влияния. Это не позволяет объективно сравнивать одинаковые по магнитуде землетрясения (при разных глубинах залегания очагов и в случаях разных поверхностных геоструктур) и не дает возможности судить по магнитуде о внешних проявлениях сейсмических процессов — как фактически, так и на этапе прогнозирования. Использование шкалы Канамори — модификации шкалы Рихтера, распространённой в Японии, — тоже не устраняет существующую проблему адекватных прогнозов силы и последствий землетрясений.

Расположение энергоблоков АЭС «Фукусима-1» не только на тектоническом разломе, но и в непосредственной близости от побережья Тихого океана (исходя из экономической целесообразности, с целью использования морской воды для технических нужд), конечно, является усугубляющим обстоятельством на фоне потенциальных негативных природных факторов внешнего влияния на эти сложные технологические объекты.

В качестве *второго латентного фактора* влияния на приобретение энергоблоками аварийного статуса следует назвать физико-технические особенности кипящих корпусных реакторов. Прежде всего, обратим внимание на конструктивные недостатки реакторов рассматриваемого типа:

1) малый объём воды, циркулирующей через реактор;

2) нецелесообразность и технологическую невозможность использования раствора борной кислоты для жидкостного регулирования мощности реактора;

3) необходимость расположения приводов органов регулирования системы управления и защиты (ОР СУЗ) под реактором (из-за расположения в верхней части корпуса оборудования для сепарации пара и исходя из нейтронно-физических особенностей, рассмотренных далее);

4) его нейтронно-теплогидравлическую кинетику, провоцирующую накопление со временем усталостных микрповреждений циркониевых оболочек твэлов, которые в случае действия дополнительных (оперативных) факторов могут привести к значительному количеству разгерметизированных тепловыделяющих элементов. Зафиксированный после аварийного сброса пара факт наличия за пределами оболочек твэлов радиоактивных изотопов цезия и йода при температурах (менее 950 °С), ещё недостаточных для повреждения оболочек твэлов вследствие паро-циркониевой реакции, и тем более недостаточных для плавления оболочек из неокисленного циркалоя (примерно 1760 °С) — наглядное тому подтверждение.

Для анализа нейтронно-физической и теплогидравлической кинетики, которая может рассматриваться как фактор, провоцирующий микрповреждения обо-

лочек твэлов, остановимся на конструктивных особенностях кипящего корпусного реактора. Известно, что в любом кипящем реакторе (а особенно в реакторе типа BWR) плотность некипящей воды на входе в экономайзерный участок равна 750...800 кг/м<sup>3</sup>, а плотность пароводяной смеси с паросодержанием до 15 % (по массе) на выходе составляет 200...300 кг/м<sup>3</sup>. Это различие плотности определяет отличие как в замедляющей, так и в поглощающей способностях замедлителя по высоте активной зоны (АЗ). Как следствие, деформированное поле нейтронов обуславливает увеличение коэффициента неравномерности и неодинаковые по высоте температурные режимы работы твэлов (поле энерговыделения деформируется в сторону большего теплового потока в нижней части АЗ). По этой причине эффективность ОР СУЗ очень мала в верхней части зоны и велика в нижней (поэтому ОР СУЗ BWR и вводятся в активную зону снизу).

Температура воды на входе в активную зону равна 216 °С, а на выходе двухфазный поток имеет температуру 286 °С, что определяет давление насыщенного пара 7 МПа. Генерация пара в активной зоне происходит за счет предварительного подогрева теплоносителя на небольшом экономайзерном участке, выше которого начинается образование пузырьков пара и развитое кипение воды. Активная зона BWR состоит из ТВС квадратного сечения длиной около 3,6 м. Каждая ТВС содержит 8×8 твэлов, заключенных в квадратный кожух. Наружный диаметр твэла равен 12,3 мм (твэлы имеют оболочки из алюмо-циркониевого сплава циркаллоя-2 и в качестве топлива содержат таблетки из UO<sub>2</sub> с обогащением 2—3 %). Выше активной зоны, в корпусе реактора, расположены сепараторы и осушители пара (типичный корпус BWR имеет диаметр 6 м, толщину стенки примерно 150 мм, высоту 22 м, выполнен из марганцево-молибденово-никелевой стали с внутренней плакировкой аустенитной нержавеющей стали и снабжен съёмной крышкой для перегрузок топлива).

Насыщенный пар из реактора непосредственно подается в турбогенератор и после конденсации перекачивается из конденсатора турбины через систему регенеративного подогрева воды обратно в реактор. Устойчивое движение пароводяной смеси возможно лишь при ограниченном паросодержании [2]. К тому же при увеличении паросодержания растет длина замедления нейтронов (из-за уменьшения плотности замедлителя), и реактивность уменьшается. В результате снижается мощность, что, в свою очередь, приводит к уменьшению паросодержания и увеличению реактивности, а с ростом реактивности — снова к увеличению мощности. Таким образом, возникают колебания всех режимных параметров реактора, что может провоцировать деформацию и разгерметизацию оболочек твэлов (особенно с микродефектами), управление реактором усложняется.

Заметим, что нижнее расположение ОР СУЗ порождает дополнительный ряд проблем при аварий-

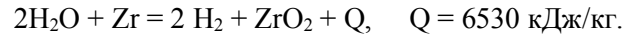
ном останове реактора и удержании его в подкритическом состоянии при деформации твэлов и в условиях обесточивания энергоблока (для быстрого введения ОР СУЗ служат аварийные клапаны, срабатывающие на обесточивание и обеспечивающие перемещение ОР гидроприводами) [3].

Кроме того, к техническим особенностям механической части СУЗ корпусных кипящих реакторов относится и то, что при удержании в неподвижном положении введенных ОР в реактор с небольшим расходом поступает вода через исполнительные механизмы — гидроприводы.

Для остановленного реактора нейтронно-физические процессы перестают играть свою роль, но при остаточном энерговыделении главным условием стабильного охлаждения активной зоны реактора продолжает оставаться теплогидравлическая устойчивость [4]. Нарушение теплогидравлической устойчивости может проявляться значительными колебаниями расхода теплоносителя, внутрикорпусного давления, температуры ядерного топлива и оболочек твэлов. Эти оболочки, «подготовленные» рассмотренными выше факторами к разрушению, достаточно легко могут потерять свою герметичность. Высокая температура внутреннего содержимого разгерметизированных оболочек может стать условием начала пароциркониевой реакции при наличии в около-твэльном пространстве водяного пара. Взрывоопасность водорода при его контакте с кислородом воздуха (в случае аварийного сброса внутриреакторной парогазовой смеси за пределы корпуса реактора или его деструкции) в комментариях, по-видимому, не нуждается.

**Взаимосвязь факторов, приведших к аварии.** Геофизические, технические и техно-антропогенные факторы имеют взаимовлияние и причинно-следственные связи (рис. 1).

Понятно, что подача охлаждающей воды после начала паро-циркониевого химического взаимодействия (в объемах, недостаточных для необходимого снижения температуры в разрушенной активной зоне) только может усугубить ситуацию, провоцируя еще большие объемы образования водорода в соответствии с экзотермической реакцией



При этом, кроме образования водорода и выделения теплоты, паро-циркониевая реакция естественно сопровождается охрупчиванием оболочек твэлов и уменьшением ее исходной толщины. Начинаясь при температуре примерно 950 °С, она становится самоподдерживающейся при температуре, превышающей 1200 °С. Расчёты показывают, что кинетика реакции такова, что за 10—12 мин происходит окисление оболочки с уменьшением толщины на 0,13 мм и разогревом её до температуры плавления [5].

Кинетика этой реакции, определяющая темпы образования взрывоопасного водорода, описывается уравнением Бейкера—Джаста

$$dn/dt = 1,1 \cdot 10^{-5} \cdot [S(t) k_{\text{Zr}}]^{0,5} \cdot t^{-0,5}, \text{ моль H}_2/\text{с,}$$

где  $n$  — число молей водорода;  $S(t)$  — площадь циркония, находящегося в контакте с водяным паром;  $t$  — время, с.

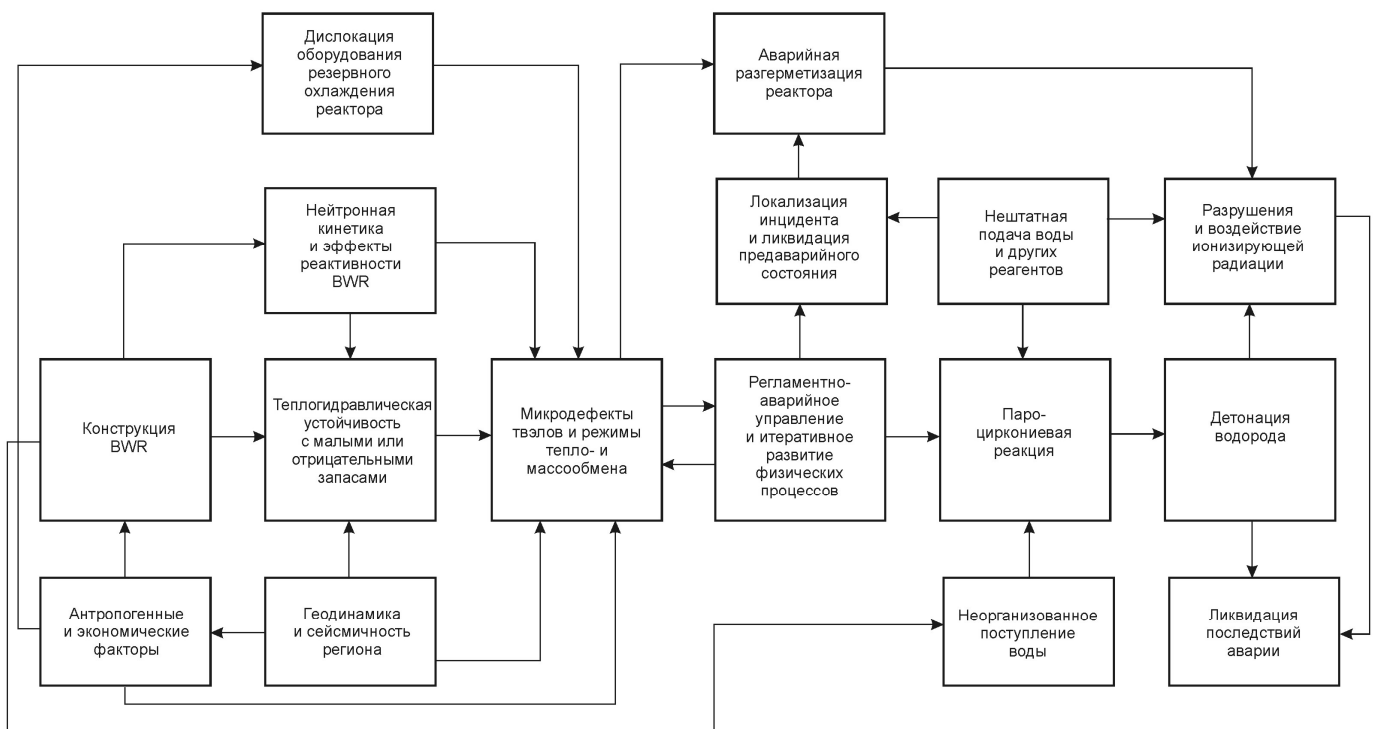


Рис. 1. Система взаимосвязи и влияния факторов развития аварийных процессов в оборудовании энергоблока с BWR

Значение константы скорости  $k_{Zr}$  может быть принято, в соответствии с рекомендациями МАГАТЭ, равным

$$k_{Zr} = 3,33 \cdot 10^7 \exp[-45500/(RT_k)],$$

где  $R$  — универсальная газовая постоянная;  $T_k$  — температура контактирующей поверхности.

Для штатного обеспечения расхода теплоносителя, достаточного для отвода теплоты от ТВЭЛов, а также для сокращения числа циркуляционных петель в реакторе, наряду с внешними, используются внутриреакторные струйные насосы. Поступление воды как реагента в паро-циркониевой реакции при обеспечении насосов и отсутствии штатного режима охлаждения возможно тремя путями:

- благодаря протечкам через патрубки СУЗ в корпусе реактора (если они ещё не залиты расплавом);
- вследствие организованной, но необдуманной, нештатной подачи с помощью привлеченного автономного насосного оборудования (при условии целостности корпуса реактора и сохранения каналов для движения водного потока);
- путем внешнего залива реактора (при помощи брандспойтов, дальнобойных водяных пушек, авиации и т. п.) при условии разгерметизации корпуса.

Анализ перечисленных возможностей явно указывает на вероятную негативную роль антропогенного фактора наряду с физико-техническими факторами в управлении ходом тяжелой аварии на АЭС на последнем этапе развития аварийных событий.

Есть основания полагать, что развитие процессов в аварийных реакторах АЭС «Фукусима-1» происходило по близко к представленной схеме, увязывающей действие различных рассмотренных факторов,

и соответственно логике, основы которой организационно и технически закладывались задолго до удара стихии, ставшего одной из причин выхода из строя системы охлаждения реакторов. Опыт показывает, что запасы «на незнание» не могут быть занижены по экономическим соображениям и что информативная режимная диагностика [6], проводимая на протяжении всего срока службы реакторов (и особенно конструктивно неустойчивых), является необходимым элементом глубокого понимания реальных физических процессов еще до момента наступления условий, инициирующих тяжелые аварии.

## Выводы

1. При анализе причин, повлиявших на переход энергоблоков АЭС «Фукусима-1» в предаварийный и аварийный статус, следует учитывать факторы геополитики, геодинамики, физико-технические особенности кипящих корпусных реакторов и неадекватное антропогенное влияние.

2. Физико-технические особенности кипящих корпусных реакторов, специфика их нейтронной кинетики и теплогидродинамики таковы, что свойственная им структурная неустойчивость может служить причиной латентных внутрикорпусных дефектов.

3. Для оптимизации сценариев возможных аварийных процессов, подобных событиям на АЭС «Фукусима-1», необходимым элементом является режимная диагностика запасов устойчивости внутриреакторных процессов в течение всего срока службы энергоблока АЭС для объективной оценки предаварийного статуса реактора и формирования адекватных управляющих воздействий.

## Список использованной литературы

1. Скалозубов В.И. Основные положения методического обеспечения моделирования тяжелых аварий на АЭС / В. И. Скалозубов, Ю. Л. Коврижкин, В. Н. Колыханов и др. // Ядерная та радіаційна безпека. — 2010. — № 2(46). — С. 13—18.
2. А.с. на изобретение № 1550268, СССР, МКИ F22B 35/18. Способ Герлиги—Погосова контроля запаса теплогидравлической устойчивости замкнутого парогенерирующего контура. / Герлига В. А., Погосов А. Ю. — 1990. — Бюл. № 10.
3. Емельянов И. Я. Научно-технические основы управления ядерными реакторами / И. Я. Емельянов, А. И. Ефанов, Л. В. Константинов; под ред. Н. А. Доллежала. — М.: Энергоиздат, 1981. — 360 с.
4. Аритоми М. Исследование теплогидравлической неустойчивости конвекции теплоносителя в реакторе BWR / М. Аритоми, Х. Кихура // Атомная техника за рубежом. — 2005. — № 9. — С. 27—28.
5. Pogosov A. Yu. Current methods of Empirical Analysis of the Thermohydraulic Stability of Steam-Generating Channels and the Development with Consideration of the Feasibility of Employing the Noise of Operating Parameters (A Review) / A. Yu. Pogosov, V. A. Gerliga, Ye. D. Domashev // Heat Transfer Research. — 1997. — Vol. 26, Nos. 3—8. — Begell House, Inc. — P. 502—510.
6. А. с. на изобретение № 1511522, СССР, МКИ F22B 35/18. Способ определения запаса теплогидравлической устойчивости парогенерирующего канала / Погосов А. Ю., Герлига В. А., Антонюк Н. И. — 1989. — Бюл. № 36.

Получено 05.02.2013