

Физико-технический анализ латентных факторов развития аварийных процессов в энергоблоках АЭС Фукусима-1

Дан предварительный анализ причины и факторов, повлиявших на переход энергоблоков японской АЭС Фукусима-1 в предаварийный и аварийный статус в марте 2011 г. Рассмотрены факторы геодинамики, физико-технические особенности кипящих корпусных реакторов и неадекватное антропогенное влияние. Проанализированы факторы, косвенно и непосредственно повлиявшие на прохождение аварии на АЭС Фукусима-1.

Ключевые слова: авария на АЭС, причины, недостатки проекта.

О. Ю. Погосов, В. П. Кравченко

Фізико-технічний аналіз латентних факторів розвитку аварійних процесів в енергоблоках АЕС Фукусима-1

Наведено попередній аналіз причини і чинників, що вплинули на перехід енергоблоків японської АЕС Фукусима-1 у предаварійний та аварійний статус у березні 2011 р. Розглянуто чинники геодинаміки, фізико-технічні особливості киплячих корпусних реакторів і неадекватний антропогенний вплив. Проаналізовано чинники, які побічно і безпосередньо вплинули на проходження аварії на АЕС Фукусима-1.

Ключові слова: аварія на АЕС, причини, недоліки проекту.

Недавние катастрофические события на АЭС Фукусима-1 (регион Тохоку, Япония) продолжают оставаться печальным историческим поводом для ретроспективного анализа факторов, повлиявших на возникновение и развитие аварийных процессов, причем не только с учётом сейсмической геодинамики региона расположения АЭС и связанных с этим последствий, но также, и в первую очередь, с учётом теплогидравлики и нейтронной кинетики ядерных реакторов, которые являлись технологической основой энергоблоков этой атомной электростанции. Роль антропогенных факторов тоже нельзя приуменьшать.

Возникновение тяжелых аварий, связанных с повреждением ядерного топлива, может быть инициировано такими внешними факторами, как землетрясения, пожары и затопления, но не во всех случаях эти 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 (штатное прекращение цепной ядерной реакции) в случае возникновения угрозы неблагоприятных внешних факторов отнюдь не является гарантией ядерной и радиационной безопасности.

Как показали события на АЭС Фукусима-1, особо 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. Это же относится и к условиям охлаждения кассет с отработавшим ядерным топливом, которые охлаждаются в бассейне выдержки. Учет этих факторов необходим на стадии проектирования АЭС, что касается не только механических запасов прочности инженерно-технических сооружений для поддержания даже при форс-мажорных условиях работоспособности основного, вспомогательного и резервного оборудования, предназначенного для охлаждения тепловыделяющих сборок.

Нельзя отрицать, что исходным (историческим) событием с далеко идущими последствиями стало в своё время сооружение АЭС на территории, где действие названных выше стихийных факторов является повседневным проявлением 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 (АЭС), 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 это влияние, пусть и незначительное в определённых условиях, латентно имеет место, сказываясь на внутренней динамике процессов реакторной установки АЭС. При этом существенное значение имеет конструкция реакторной установки. Если, скажем, для возведения энергоблоков АЭС выбраны площадки, расположенные на сплошной тектонической плите, как, например, в США, где сейсмическая активность незначительна, то фактору влияния землетрясений при проектировании, конструировании, сооружении, эксплуатации и управлении аварийными процессами (в случае их возникновения) может уделяться не столь пристальное внимание. По-видимому, такой технической идеологией руководствовались в своё время компании Allis-Chalmers и General Electric, разрабатывая и устанавливая в США и за рубежом относительно несложные в техническом отношении (а соответственно, экономически выгодные) корпусные реакторы с кипящей водой — BWR (Boiling Water Reactor).

В 1965 г. по геополитическим мотивам США были выдвинуты планы строительства первого энергоблока АЭС в Японии на основе реактора типа BWR. Компанией General Electric велись настойчивые переговоры с японской электроэнергетической компанией ТЕРСО (Токуо Electric Power Company Incorporate), образованной в 1951 г. и имевшей скромный опыт эксплуатации энергогенерирующих предприятий (в 1951 г. — одна ГЭС мощностью 20 МВт, в 1953 г. — первая ТЭС мощностью 55 МВт, в 1959 г. — вторая ТЭС мощностью 200 МВт, в 1965 г. — вторая ГЭС мощностью 80 МВт, что делало ТЕРСО крупнейшей энергетической компанией Японии). По результатам переговоров в 1967 г. началось строительство первого атомного энергоблока АЭС Фукусима-1, физический пуск реактора состоялся 17 ноября 1970 г., а 26 марта 1971 г. 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 вскипающего 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 г. к тяжёлым аварийным последствиям шестого уровня по шкале INES (International Nuclear Event Scale).

Первой (исторически отдалённой) причиной, повлиявшей в дальнейшем на предаварийный, а затем и аварийный, статус АЭС Фукусима-1, — причиной, 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 непрерывающиеся 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). При этом нужно учитывать, что проектный срок службы АЭС в прошлом веке оценивался 30 годами, а фактический был намного меньше. Так, статистические исследования показывают, что с 1963 г. (за исключением 1986–1990 гг.) в среднем в мире останавливали для вывода из эксплуатации восемь энергоблоков АЭС. С 1986 по 1990 гг. было остановлено 37 энергоблоков АЭС в девяти странах. Средний фактический срок службы реакторов, остановленных с 1963 по 1975 гг., составил менее 6,5 лет, с 1990 по 1998 гг. — 24 года, с 1997 по 1998 гг. — более 25 лет. Средний срок службы последних 85 из всех остановленных энергоблоков составляет всего 17 лет. Очевидно, чем больше фактический срок службы, тем больше вероятность того, что за этот срок произойдет крупное землетрясение, если АЭС расположена в сейсмически опасном регионе. При строительстве первого энергоблока АЭС Фукусима-1 трудно было ожидать, что он проработает 40 лет.

Предсказание силы землетрясения, т. е. магнитуды, 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 (фактической или гипотетической) землетрясения на поверхности Земли, выражающегося в определённом смещении почвы, в степени подвижности и степени разрушения зданий и инженерно-технических сооружений. 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 ввалирует 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 второстепенных 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, следует обратить внимание на конструктивные недостатки реакторов рассматриваемого типа. Во-первых, к техническим недостаткам проекта реакторной установки с BWR относится малый объём воды, циркулирующей через реактор. Во-вторых, нецелесообразность и технологическая невозможность использования раствора борной кислоты для жидкостного регулирования мощности реактора. В-третьих, необходимость расположения приводов органов регулирования системы управления и защиты (ОР СУЗ) под реактором — для введения ОР СУЗ в активную зону снизу из-за расположения в верхней части корпуса оборудования для сепарации пара (пространство над активной зоной используется для гравитационного отделения капель воды и установки центробежных и/или жалюзийных сепараторов) и исходя из нейтронно-физических особенностей, рассмотренных далее. В-четвёртых, что является весьма существенным недостатком такого кипящего реактора, его нейтронно-теплогидравлическая кинетика, провоцирующая накопление со временем усталостных микрповреждений циркониевых оболочек твэлов, которые в случае действия дополнительных (оперативных) факторов могут привести к значительному числу разгерметизированных теплоделяющих элементов. Зафиксированный после аварийного сброса пара факт наличия за пределами оболочек твэлов радиоактивных изотопов цезия и йода при температурах, ещё недостаточных (менее 950 °С) для повреждения оболочек твэлов вследствие паро-циркониевой реакции, и тем более недостаточных для плавления оболочек из неокисленного циркония (примерно 1760 °С), — возможно, наглядное тому подтверждение. Впрочем, для BWR проблема радиоактивного загрязнения теплоносителя была известна и ранее.

Для дальнейшего анализа нейтронно-физической и теплогидравлической кинетики, которая может рассматриваться как фактор, провоцирующий микрповреждения оболочек твэлов, кратко остановимся на конструктивных особенностях кипящего корпусного реактора. Хорошо известно, что в любом кипящем реакторе (а особенно в реакторе типа BWR) плотность некипящей воды на входе в экономайзерный участок равна 750...800 кг/м³, а плотность пароводяной смеси с массовым паросодержанием до 15 % (по массе) на выходе составляет 200...300 кг/м³. Это различие плотности определяет различие как замедляющей, так и поглощающей способностей водяного

теплоносителя 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 причине деформации нейтронного поля эффективность ОР СУЗ очень мала в верхней части зоны и велика в нижней (поэтому, с учётом эффекта аксиальной неравномерности энерговыделения, ОР СУЗ BWR и вводятся в активную зону снизу).

Температура воды на входе в активную зону равна 216 °С, а температура на выходе двухфазного потока — 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 далее, при движении в верхней части активной зоны, — развитое кипение воды. Активная зона BWR состоит из ТВС квадратного сечения длиной около 3,6 м. Каждая ТВС содержит 8×8 твэлов, заключённых в квадратный кожух. Наружный диаметр твэла равен 12,3 мм (твэлы имеют оболочки из алюмо-циркониевого сплава циркалой-2 и в качестве топлива содержат таблетки из UO₂ с обогащением 2–3 %). Выше активной зоны, в корпусе реактора, расположены сепараторы и осушители пара. Диаметр типичного корпуса BWR 6 м, толщина стенки примерно 150 мм, высота 22 м; выполнен корпус из марганцево-молибденово-никелевой стали с внутренней плакировкой аустенитной нержавеющей сталью и снабжен съёмной крышкой для осуществления перегрузок топлива.

Насыщенный пар из корпуса 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 растёт длина замедления нейтронов (из-за уменьшения плотности замедлителя), реактивность уменьшается. В результате снижается мощность, что, в свою очередь, приводит к уменьшению паросодержания и к 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 аварийном 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]. При этом 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

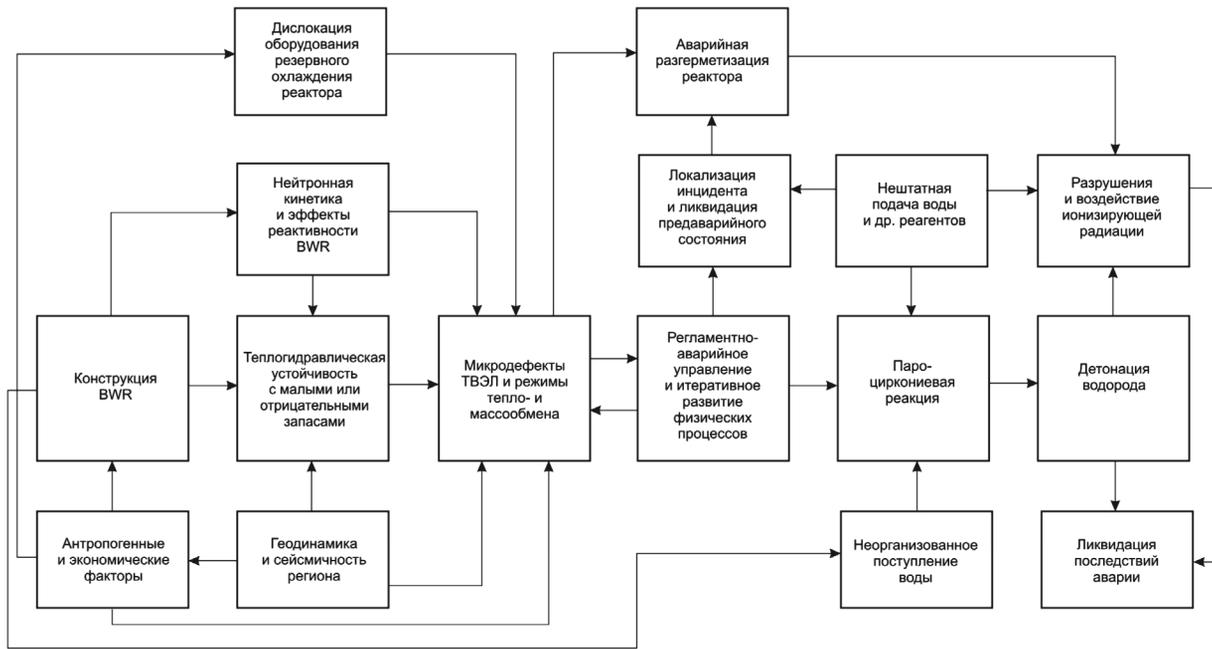
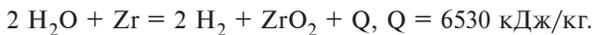


Рис. 1. Система взаимосвязи и влияния факторов развития аварийных процессов в оборудовании энергоблока с BWR

теплогидравлической устойчивости может проявляться значительными колебаниями расхода теплоносителя, внутрикорпусного давления, температуры ядерного топлива и оболочек ТВЭЛ. Эти оболочки, «подготовленные» рассмотренными выше факторами к разрушению, достаточно легко могут потерять свою герметичность. Высокая температура внутреннего содержимого разгерметизированных оболочек может стать условием начала паро-циркониевой реакции при наличии в околотвэльном 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.

Геофизические, технические и техно-антропогенные факторы с учетом их взаимовлияния и причинно-следственных связей системно представлены на 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 ТВЭЛ 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 и др.].

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

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

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

Значение константы скорости реакции k_{Zr} может быть принято в соответствии с рекомендациями МАГАТЭ:

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

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

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

из-за протечек 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 сохранении каналов для движения водного потока);

путём 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 близко к представленной выше схеме, увязывающей действие различных рассмотренных факторов, и соответственно

логике, основы которой организационно и технически закладывались задолго до удара стихии, ставшей 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, не могут быть исключены факторы геополитики, геодинамики, физико-технические особенности кипящих корпусных реакторов и неадекватное антропогенное влияние.
2. Физико-технические особенности конструкции кипящих корпусных реакторов и специфика их нейтронной кинетики и теплогидродинамики таковы, что свойственная им структурная неустойчивость может служить причиной латентных внутрикорпусных дефектов.
3. При негативных форс-мажорных внешних воздействиях на реактор (сейсмичность, затопление и т. п.) соответствующая подготовка к управлению ходом тяжелой аварии требует понимания и учета последствий предвременно протекавших в реакторе физических процессов.
4. 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 литературы

1. Скалозубов, В. И. Основные положения методического обеспечения моделирования тяжелых аварий на АЭС / В. И. Скалозубов, Ю. Л. Коварижкин, В. Н. Колыханов и др. // Ядерна 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, 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, Vol. 26, Nos. 3–8 Reprint: Begell House, Inc. ISSN 1064–2269, 1997, p. 502–510.
6. А.с. на изобретение № 1511522, СССР, МКИ F22B 35/18. Погосов А. Ю., Герлига В. А., Антонюк Н. И. Способ определения запаса теплогидравлической устойчивости парогенерирующего канала, 1989, бюл. № 36.

Надійшла до редакції 10.05.2011.