

ИССЛЕДОВАНИЯ ПРОБЛЕМ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС С РЕАКТОРАМИ ВВЭР

Цель исследований состоит в выявлении слабых мест оборудования, систем безопасности и методик анализа состояния реакторных установок (РУ) с реакторами ВВЭР, в режиме нормальной эксплуатации и во время аварийных ситуаций. Конечным результатом исследования является обобщение данных из материалов, касающихся данного вопроса, рассмотрения методологии повышения безопасности РУ, проведение расчетных обоснований, которые приведут к повышению безопасности эксплуатации АЭС и увеличению срока службы оборудования АЭС.

Основные направления деятельности по повышению безопасности АЭС с реакторами ВВЭР заключаются в:

- улучшении топливоиспользования, внедрении новых видов ядерного топлива;
- обосновании безопасности в части нейтронно-физических характеристик активных зон, проектных и запроектных аварий, флюенса нейтронов на корпусах реакторов;
- совершенствовании оборудования реакторных установок и систем безопасности;
- совершенствовании основных документов по эксплуатации энергоблоков;
- реализации отраслевых программ по повышению эффективности работы АЭС.

В реакторных установках, примененных в новых проектах (в республике Иран (АЭС «Бушер»), в КНР (АЭС «Тяньвань»), в Индии (АЭС «Кудан-Кулам»), а также с доработкой проекта второй очереди НВАЭС), реализованы следующие инновации (по сравнению с проектом серийной реакторной установки), направленные на повышение безопасности и экономичности:

- усовершенствованный реактор;
- усовершенствованный парогенератор;
- привод СУЗ ШЭМ-3;
- главный циркуляционный насосный агрегат ГЦНА-1391;
- концепция «Течь перед разрушением»;

- использование пассивных систем безопасности;
- реактор и вспомогательные системы первого контура устанавливаются внутри не одной, а двух цилиндрических защитных оболочек - внутренней, рассчитанной на полное давление во время аварии, и наружной, рассчитанной на все экстремальные внешние воздействия; между оболочками имеется контролируемый кольцевой зазор. Внутренняя герметичная оболочка доступна при работе блока на мощности. В защитных оболочках предусмотрен транспортный шлюз для транспортировки корпуса реактора, парогенераторов и топлива. Топливный бассейн находится в объеме внутренней защитной оболочки и рассчитан на хранение отработанного топлива в течение 10 лет. В проекте отсутствует отдельно стоящее здание хранилища отработанного топлива. Вместе с тем каждая из разрабатываемых установок имеет свои особенности[1].

При поиске технических решений, направленных на достижение качественно нового уровня безопасности, стало ясно, что это возможно на основе развития инженерных принципов защиты в глубину. Ядром принципа «защиты в глубину» остается хорошо зарекомендовавший себя принцип глубоководной защиты [2], который предполагает наличие ряда последовательных барьеров (уровней) защиты от вероятных отказов технических средств и ошибок персонала, и предусматривает использование системы барьеров, включающей совокупность элементов конструкций, ограждающих пространство вокруг источника ионизирующих излучений и образующих границу, препятствующую распространению радиоактивных веществ в помещения и окружающую среду: топливную матрицу и оболочки ТВЭЛ, границу контура теплоносителя реактора, герметичное ограждение локализирующих СБ (рисунок 1а).

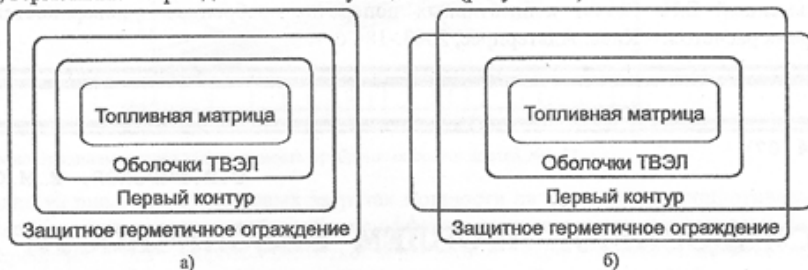


Рис. 1. Графическая интерпретация принципа «защитных барьеров»

Данная схема ограждающих друг друга барьеров используется для иллюстрации принятого на эксплуатируемых в настоящее время АЭС с ВВЭР (PWR) принципа обеспечения безопасности в условиях проектных аварий. Однако при детальном рассмотрении реальной компоновки РУ АЭС можно выделить целый ряд элементов первого контура, относящихся к третьему барьеру безопасности, вынесенного за пределы последнего – четвертого (внешнего) барьера безопасности. К таким элементам относятся следующие системы РУ ВВЭР-1000: система подпитки-продувки первого контура ТК, система организованных протечек ТУ, система отбора проб TV, система аварийного и планового расхолаживания TQ 12, 22, 32 со своим теплообменным и насосным оборудованием и арматурой.

Следует отметить, что вероятность выхода продуктов деления в окружающее пространство через эти элементы в аварийных ситуациях за счет принятых конструктивных и технологических решений, обеспечивающих контроль отклонений от установленных пределов безопасной эксплуатации АЭС, сведена к минимуму. Тем не менее, существующая компоновка РУ АЭС с ВВЭР с точки зрения обеспечения безопасности при возможном наложении исходных событий аварии (ИСА), приводящих к тяжелой проектной или запроектной аварии, не в полной мере отвечает принципу глубоководной защиты. Поэтому более точной графической интерпретацией принципа «защитных барьеров», реализованного на отечественных АЭС с ВВЭР, будет схема, представленная на рис. 1 б).

Исходя из достигнутого технического уровня, правильнее было бы говорить лишь об определенной достаточности в обеспечении безопасности. Уровень этой «достаточности» зависит от степени нашего понимания и осознания конкретной угрозы, а также от совершенства того математического аппарата, который позволяет оценить вероятность ИСА. По мере совершенствования техники и технологии в ядерной отрасли формируется основания пересмотра меры риска эксплуатации ядерно-опасных объектов. Накапливается опыт организации и

проведения противоаварийных мероприятий, вырабатываются критерии степени опасности конкретной аварийной ситуации, создаются условия для оптимизации процессов управления этими ситуациями с целью снижения влияния последствий аварий на людей и окружающую среду. Все это дает основание международному сообществу в лице такой организации как МАГАТЭ постоянно повышать требования по обеспечению безопасности эксплуатации АЭС. Ужесточаются и национальные нормы по ядерной и радиационной безопасности, что заставляет разработчиков постоянно приводить в соответствие международным и национальным требованиям уже реализованные технические проекты.

Наглядным примером такого процесса явилось приведение советского проекта АЭС с ВВЭР-1000/В-320 в соответствие с Европейским подходом, предусматривающим обязательное рассмотрение широкого спектра аварий на этапе проектирования, а также возможность управления тяжелыми авариями (подход МАГАТЭ). В результате решения данной задачи, а также с учетом того, чтобы технические характеристики РУ с ВВЭР могли достичь уровня АЭС, спроектированных и строящихся в мире в настоящее время, был реализован модернизированный проект на основе референтной АЭС с серийным ВВЭР-1000/В-320, получивший название «ВВЭР-91». Такой проект с обозначением «ВВЭР-91/99» был принят для Тяньваньской АЭС, строящейся в Китае.

Реализация в проекте ВВЭР-91/99 принципа «защиты в глубину» позволяет предотвратить плавление зоны для большого числа аварийных последовательностей даже при дополнительных отказах, а в случае перехода проектной аварии в тяжелую существенно смягчить ее возможные последствия. Основой предложенной концепции является непереносное обеспечение в условиях тяжелой аварии целостности гермооболочки, являющейся четвертым барьером безопасности.

Принцип «защиты в глубину» (рис. 2) основывается на совместном использовании схемы последовательных барьеров безопасности, мероприятий по предотвращению выброса ионизирующего излучения и радиоактивных веществ в окружающую среду, а также системы технических и организационных мер для сохранения этих барьеров и поддержания их эффективности и для непосредственной защиты населения.



Рис. 2. Графическая интерпретация принципа «защиты в глубину»

«Защита в глубину» обеспечивается созданием, так называемой многоуровневой защиты, включающей реализацию последовательной стратегии предотвращения аварии, а в случае ее возникновения, наличия возможности управления серьезными авариями. В этом случае основной акцент делается именно на обеспечении герметичности защитной оболочки, так как при значительном ее повреждении нельзя исключить большой выброс радиоактивных веществ в окружающую среду с тяжелыми либо катастрофическими последствиями.

Разработанная в проекте защита ЯЭУ предусматривает реализацию рекомендуемой МАГАТЭ многоуровневой системы комплексных мероприятий [3] по обеспечению безопасности АЭС. Первый уровень мероприятий включает: разработку консервативного проекта, основанного на использовании современных норм, правил и стандартов; обеспечение качества на всех этапах строительства АЭС (проектирование и изготовление оборудования, монтаж, строительство и эксплуатация); контроль состояния всех барьеров безопасности во время эксплуатации с

обеспечением соответствующей культуры безопасности. Второй уровень предназначен для обеспечения сплошной целостности первых трех барьеров безопасности и обеспечивает контроль ожидаемых нарушений и выявленных повреждений. Третий уровень предусматривает наличие систем безопасности, предотвращающих переход сбоя оборудования и ошибок оператора в проектную аварию или проектную аварию в запроектную, а также сохранение радиоактивных веществ внутри локализирующих систем. Четвертый уровень обеспечивает управление аварией, направленное на сохранение целостности локализирующих систем. Пятый уровень предусматривает заранее спланированные мероприятия по управлению аварией за пределами площадки АЭС с целью ослабления последствий от выбросов радиоактивных веществ в окружающую среду.

Таким образом, внедрение рассмотренного принципа «защиты в глубину» с созданием системы многоуровневой защиты для нового российского проекта АЭС с ВВЭР-91 основано на совместной реализации двух подходов. С одной стороны – на использовании известного детерминистического подхода к проектированию, предполагающего, что безопасность обеспечивается при нормальных условиях эксплуатации РУ, а также при любом исходном событии, включенном в проект, учитывающем принцип единичного отказа. С другой стороны – на обобщении результатов вероятностного анализа безопасности, который совместно с анализом запроектных аварий, позволил предусмотреть в проекте целый комплекс новых конструктивных решений и организационно-технологических мер по управлению тяжелыми запроектными авариями и смягчению их последствий. Результатом существенной модернизации проекта АЭС с серийным ВВЭР-1000/В-320 явились достигнутые высокие показатели безопасности по данным выполненного для проекта ВВЭР-91/99 ВАБ [4].

Тем не менее, и этот проект стал этапным на пути к созданию более совершенного российского проекта АЭС-92, ЯЭУ которого включает целый комплекс новых систем безопасности активного и пассивного типа, описание которых подробно представлено в [1]. Отметим лишь, что их реализация в проекте основана на принципиально новых технических и технологических решениях, позволивших достичь еще более высоких показателей безопасности [4]. В новом проекте повышение надежности защиты в глубину реализуется сочетанием технологического и конструктивного разнообразия в системах, выполняющих критические функции безопасности [5].

При выборе технологического разнообразия предпочтение отдано сочетанию активных и пассивных систем безопасности, в первую очередь в отношении таких критических функций безопасности как:

- быстрое приведение реактора в подкритическое состояние;
- отвод остаточных энерговыделений от реактора, в том числе и при течах теплоносителя первого контура;
- поддержание материального баланса теплоносителя в корпусе реактора;
- охлаждение бетонного контаймента в аварийных режимах и ограничение поступления энергии в контаймент при запроектных авариях;
- защита контаймента от опасного повышения давления при тяжелых авариях и глубокая очистка протечек из контаймента от радиоактивных веществ;
- подавление водорода, выделяющегося в контайменте при авариях;
- локализация и охлаждение топливного расплава при тяжелых авариях.

Технологическое разнообразие в форме сочетания активных и пассивных систем дало возможность практически избавиться от влияния отказов по общей причине и осуществить качественный и количественный отрыв от уровня безопасности, характерного для АЭС предыдущих поколений. Если для серийных АЭС частота тяжелого повреждения активной зоны (ПАЗ) составляет $1,3 \times 10^{-5} \dots 1,8 \times 10^{-5}$, то для АЭС-92 ПАЗ $-5,5 \times 10^{-8}$.

К числу пассивных систем относятся системы, не требующие для своей работы энергоисточника.

Реакторная установка В-320 имеет в своем составе пассивную систему гидроемкостей первой ступени.

Новыми пассивными системами являются:

- система гидроемкостей второй ступени, ГЕ-2;
- система пассивного отвода остаточного тепловыделения, СПОТ;
- пассивная система быстрого ввода бора, СБВБ;
- система пассивного удаления водорода из зоны локализации;

- система удержання расплавленной активной зоны вне корпуса реактора;
- пассивная система фильтрации протечек из контеймента, ПСФ;
- система сдувки неконденсирующихся газов из трубчатки парогенераторов (ССНГ).

Пассивные системы СПОТ, ГЕ-2, СБВБ и ПСФ предотвращают переход запроектных аварий в тяжелую стадию и ограничивают величину радиоактивного выброса от АЭС. Технологическая схема этих систем дана на рис. 3 [1].

Специфика изучения безопасности АЭС состоит в том, что применение экспериментальных методов для исследования большинства аварийных процессов в реальном масштабе (фактически - на реакторной установке), по вполне понятным причинам, оказывается либо чрезмерно дорогостоящим, либо практически невозможным. Поэтому во многих случаях единственной альтернативой является расчетное обоснование безопасности с преимущественным применением техники вычислительного эксперимента, основанной на разработке математической модели изучаемой системы и расчете ее эволюции с помощью ЭВМ.

Применение программ (кодов) и методов улучшенной оценки становится приоритетным направлением в анализе безопасности АЭС. Главное отличие от ранее применявшихся консервативных подходов - имеется возможность двустороннего ограничения интервала, т.е. строгой оценки пределов изменения параметров и соблюдения приемочных критериев. Иными словами, происходит переход от нахождения достаточных условий успеха к критериям успеха либо отказа. При этом критерии для заданного класса исходных событий являются вполне определенными функциями ограниченного набора параметров, в том числе граничных условий. Последние, в свою очередь, включают в себя вмешательство оперативного персонала. Это означает, что мы вплотную приблизились к вопросам построения автоматизированных систем принятия решений, призванных минимизировать вероятность человеческих ошибок [4].

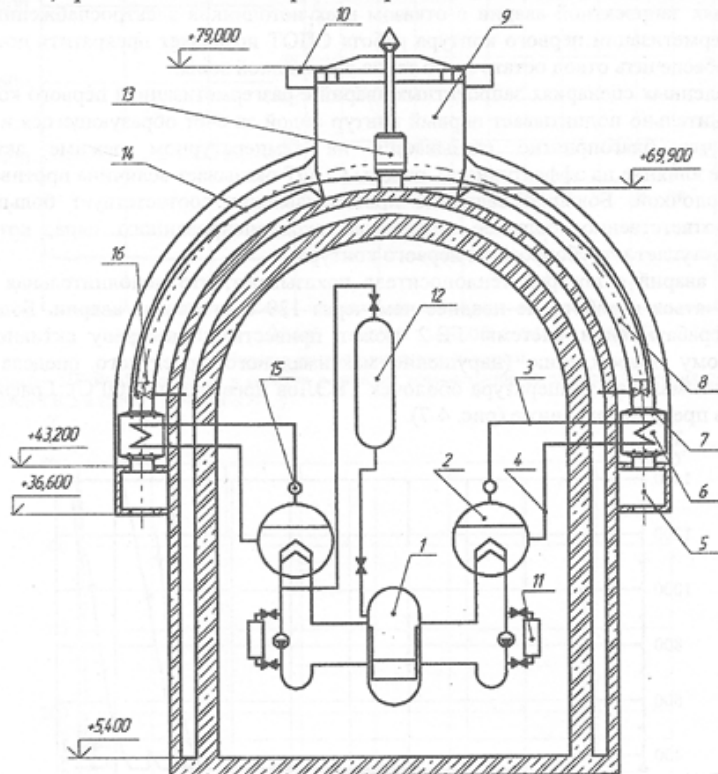


Рис. 3. Технологическая схема пассивных систем

- 1 – реактор; 2 – парогенератор; 3 – трубопровод подвода пара к СПОТ; 4 – трубопровод отвода конденсата;
- 5 – входной кольцевой коллектор; 6 – теплообменник СПОТ; 7 – шиберы СПОТ; 8 – тяговая шахта СПОТ;
- 9 – выходной коллектор СПОТ; 10 – дефлектор; 11 – система быстрого ввода бора; 12 – ГЕ-2;
- 13 – фильтровальная установка; 14 – труба-теплообменник пассивной системы фильтрации (ПСФ);
- 15 – паровой коллектор; 16 – вентиль ПСФ.

Успех данного направления непосредственно зависит от степени достоверности получаемых расчетных результатов. Адекватность оценки погрешности требует, по меньшей мере, наличия достаточно обоснованных устойчивых моделей, корректно описывающих физику процессов.

Работа новых пассивных систем безопасности СПОТ и ГЕ-2 в рассмотренных запроектных авариях (отказ всех источников электроснабжения переменного тока, двусторонний разрыв ГЦТ Ду850 на входе в реактор с отказом всех источников электроснабжения переменного тока на 24 часа) обеспечивает возможность надежного охлаждения активной зоны в течение требуемых 24 часов аварии, что позволяет существенно снизить вероятность тяжелого повреждения активной зоны.

Для анализа этих аварий использовались проектные конструкционные и теплофизические характеристики оборудования РУ, нейтронно-физические характеристики активной зоны, которые содержатся в материалах проекта.

При выполнении расчетов использован метод «реалистической оценки», а именно:

- начальные условия АЭС соответствуют режиму нормальной эксплуатации без учета возможных отклонений и неопределенностей в параметрах, величинах уставок и т.д.;
- характеристики активной зоны (коэффициенты реактивности, коэффициенты неравномерности и т.д.) принимаются в соответствии с нейтронно-физическими расчетами без учета неопределенностей и погрешности в расчетах;
- не учитываются отказы оборудования и ошибки персонала.

Расчеты выполнялись по программам ДИНАМИКА-97 и ТЕЧЬ-М-97, входящим в разработанный в ОКБ «Гидропресс» и аттестованный ГАН РФ программный комплекс ТРАП-97 [6, 7]. Помимо этого, сравнительные расчеты выполнялись также с использованием известных зарубежных кодов RELAP5/MOD3.2 [8] и ATHLET 1.2A [9].

В условиях запроектной аварии с отказом всех источников электроснабжения переменного тока без разгерметизации первого контура работа СПОТ позволяет прекратить потерю котловой воды из ПГ, обеспечить отвод остаточного тепла от активной зоны.

В определенных сценариях запроектных аварий с разгерметизацией первого контура система СПОТ дополнительно подпитывает первый контур водой за счет образующегося в трубчатке ПГ конденсата, что благоприятно сказывается на температурном режиме активной зоны. Существенное влияние на эффективность работы СПОТ оказывает величина противодействия под защитной оболочкой. Большей величине противодействия соответствует большая мощность СПОТ и, соответственно, большее количество сконденсированного пара, который в виде конденсата поступает в трубопроводы первого контура.

Анализ аварий с потерей теплоносителя показывают, что дополнительная система ГЕ-2 должна включаться в работу не позднее чем через 120 с от начала аварии. Более длительная задержка в срабатывании системы ГЕ-2 может привести к разогреву активной зоны и ее сверхпроектному повреждению (нарушение максимального проектного предела повреждения ТВЭЛов - максимальная температура оболочек ТВЭЛов превышает 1200°С). Графически результаты расчетов представлены ниже (рис. 4-7).

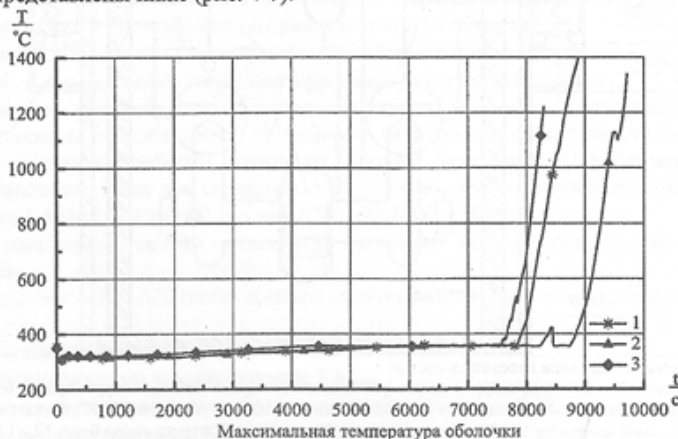


Рис. 4. Отказ всех источников электроснабжения переменного тока без работы СПОТ
1 — ATHLET 1.2A; 2 — RELAP5/MOD3.2; 3 — ДИНАМИКА-97

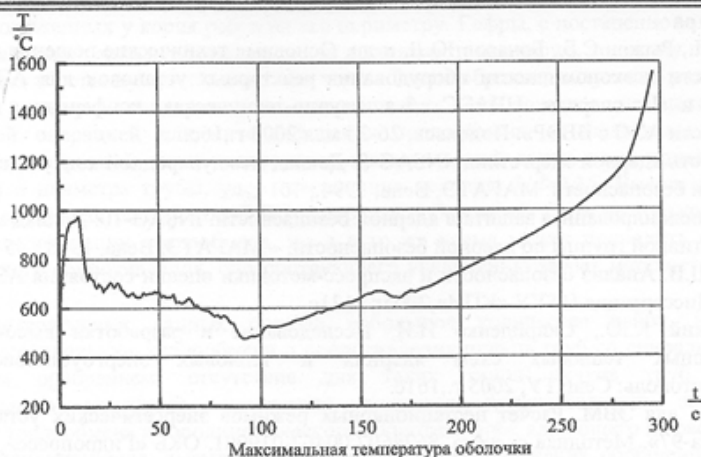


Рис. 5. Разрыв ГЦТ Ду850 на входе в реактор с отказом всех источников электроснабжения переменного тока (без учета ГЕ-2, ТЕЧЬ-М-97)

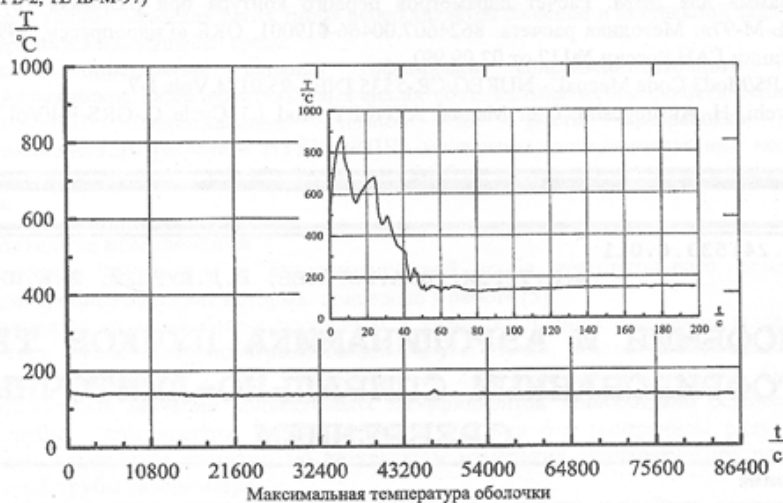


Рис. 6. Разрыв ГЦТ Ду850 на входе в реактор с отказом всех источников электроснабжения переменного тока (с учетом ГЕ-2 и СПОТ, ТЕЧЬ-М-97)

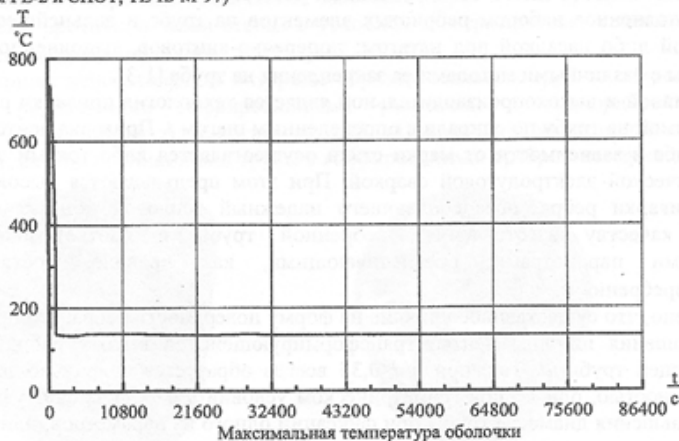


Рис. 7. Разрыв ГЦТ Ду850 на входе в реактор с отказом всех источников электроснабжения переменного тока (с учетом ГЕ-2 и СПОТ, RELAP5/MOD3.2)

Литература

1. Репин А.И., Рыжов С.Б., Бочаров Ю.Л. и др. Основные технические решения по повышению безопасности и экономичности оборудования реакторных установок для АЭС «Тяньвань», «Бушер» и II очереди НВАЭС. 3-я научно-техническая конференция «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». Подольск, 26-30 мая 2003 г., 16с.
2. Безопасность ядерной энергетики. INSAG-5. Доклад международной консультативной группы по ядерной безопасности. МАГАТЭ, Вена, 1994., 101 с.
3. Глубокошелонированная защита в ядерной безопасности. INSAG-10. Доклад международной консультативной группы по ядерной безопасности. – МАГАТЭ, Вена, 1998., 45 с.
4. Шевелев Д.В. Анализ безопасности и экспресс-методики оценки состояния АЭС с ВВЭР при авариях. Диссертация НТУУ «КПИ», 2005г., 121с.
5. Федоровский К.Ю., Свириденко И.И. Исследование и разработка высокоэффективных экобезопасных тепловых схем ядерных и тепловых энергоустановок. Отчет о НИР. Севастополь: СевНТУ, 2005 г., 161с.
6. Программа для ЭВМ. Расчет нестационарных режимов энергетических установок с ВВЭР «Динамика-97». Методика расчета. 8624607.00467-019001. ОКБ «Гидропресс», 1998 (Паспорт аттестации ГАН России №110 от 02.09.99).
7. Программа для ЭВМ. Расчет параметров первого контура при разрывах трубопроводов «ТЕЧЬ-М-97». Методика расчета. 8624607.00466-019001. ОКБ «Гидропресс», 1998 (Паспорт аттестации ГАН России №112 от 02.09.99).
8. RELAP5/Mod3 Code Manual. - NUREG/CR-5535 INEL-95/0174 Vols.1-7.
9. G. Lerchi, H. Austregesilo. User Manual ATHLET Mod 1.1 Cycle C.-GRS-P-1/Vol.1,2, October 1995.