

## РАСЧЕТНО-ТЕХНИЧЕСКОЕ ОБОСНОВАНИЕ ПРОТИВОАВАРИЙНЫХ ПРОЦЕДУР АЭС С ВВЭР-1000

**А.Н. Шкаровский\*, В.И. Аксенов\*, А.П. Колеватых\*, Н.П. Сердунь\*\*,  
А.А. Росляков\*\***

*\*Концерн «Росэнергоатом», г. Москва*

*\*\*Обнинский государственный технический университет атомной энергетики,  
г. Обнинск*



Проведена оценка достаточности анализа аварийных ситуаций по исследованным параметрам и причинам, вызывающим аварийную ситуацию, на основании которой сформулирован ряд неисследованных ранее исходных событий, определяющих безопасность РУ и АЭС. Сформулированы исходные данные, начальные и граничные условия для расчетного анализа аварийных ситуаций. Проведен расчетный анализ аварийных ситуаций, охватываемых комплектом СОАИ для конкретной АЭС. Разработаны и обоснованы действия оперативного персонала в поддержку технических систем безопасности по управлению аварийными ситуациями с целью перевода энергоблока в конечное безопасное состояние. Показано, что во всех исследованных аварийных ситуациях и режимах обеспечивается (системами безопасности самостоятельно или системами безопасности и их поддержкой оперативным персоналом) перевод реакторной установки в конечное безопасное состояние и обеспечение трех основных функций безопасности – управление мощностью реактора и обеспечение его подкритичности, отвод тепла от активной зоны и обеспечение целостности твэлов, локализация радиоактивных веществ в заданных границах. Все разработанные рекомендации включены в соответствующие инструкции.

### ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время в России находятся в эксплуатации ряд АС с реакторами ВВЭР первого, второго и третьего поколений, при проектировании, строительстве и эксплуатации которых обеспечение безопасности основывались на документах ОПБ-73, ОПБ-82 и ОПБ-88. Актуальность поставленных и решаемых в процессе исследования задач вытекает из необходимости обеспечения и подтверждения безопасности эксплуатируемых в настоящее время АЭС с реакторами ВВЭР в нормальных и аварийных режимах и соответствия уровня безопасности современным требованиям, определенным в основополагающих документах по безопасности ОПБ-88/97 и INSAG-12.

Безопасное состояние АЭС обеспечивается взаимодействием трех элементов: уровней безопасности, барьеров безопасности и мер, направленных на обеспечение безопасности.

---

© А.Н. Шкаровский, В.И. Аксенов, А.П. Колеватых, Н.П. Сердунь, А.А. Росляков, 2007

Современный подход к обеспечению безопасности АЭС основан на принципе глубоко эшелонированной защиты. Этот принцип определяет общую стратегию мер и средств обеспечения безопасности АЭС и предусматривает наличие пяти физических барьеров на пути распространения радиоактивных материалов и организации нескольких уровней защиты, которые обеспечивают защиту АЭС и этих барьеров от повреждений, а также защиту населения и окружающей среды от ущерба, если барьеры окажутся в какой-то мере поврежденными.

Для анализа безопасности АЭС используются различные способы.

**Вероятностный анализ безопасности (ВАБ)** представляет собой системный анализ безопасности АЭС, который позволяет выявить основные предвестники аварий, разработать необходимые средства и мероприятия для достижения приемлемого уровня безопасности на проектной стадии и поддержания достигнутого уровня безопасности при эксплуатации АЭС.

**Детерминистский анализ безопасности АЭС.** Обоснование безопасности заключается в расчетах переходных и аварийных режимов при штатном срабатывании аварийных систем с целью доказать, что во всех случаях обеспечены условия не превышения предельных уровней безопасности АЭС.

В настоящее время продолжаются работы по детерминистскому анализу аварий в следующих направлениях:

- разработка полного перечня исходных аварийных событий и пакеты сценариев развития аварий, опирающихся на результаты ВАБ;
- оценка достоверности расчетных анализов проектных аварий, уже выполненных в обоснование безопасности действующих АЭС.

Разрабатываемые в настоящее время симптомно-ориентированные аварийные инструкции (СОАИ) для АЭС с ВВЭР охватывают события, относящиеся к нарушениям нормальных условий эксплуатации, приводящие к срабатыванию систем безопасности и действию аварийной защиты, а также проектные и запроектные аварии. В перспективе планируется, что будет охвачена также область тяжелых аварий с плавлением активной зоны, нарушения в работе оборудования, не приводящие к аварийной ситуации и область внешних исходных событий (пожары наводнения и т.д.).

#### **ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПЕРЕЧНЯ РЕЖИМОВ И НЕОБХОДИМОГО ОБЪЕМА РАСЧЕТНОГО АНАЛИЗА ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ СОАИ**

Одной из важнейших проблем, возникающих при расчетном обосновании создаваемого комплекта СОАИ, является определение перечня рассматриваемых аварийных ситуаций и отказов оборудования, требующих расчетного анализа. При этом выбор определенного набора цепочек событий должен быть обоснован. В качестве основы для составления перечня режимов, расчетный анализ которых необходим для обоснования СОАИ, были использованы следующие перечни:

- режимов нарушения нормальных условий эксплуатации и проектных аварий, рассматриваемых в техническом обосновании безопасности (ТОБ) энергоблоков АЭС;
- запроектных аварий энергоблоков АЭС;
- режимов, рассматриваемых в проектах АЭС с ВВЭР нового поколения;
- минимальных совокупностей отказов оборудования, дающих наибольший вклад в частоту повреждения активной зоны (ЧПАЗ) по результатам ВАБ первого уровня энергоблоков АЭС.

Перечень режимов, полученный в результате переработки указанных выше перечней, был скорректирован в два этапа. На первом этапе корректировки были исключены режимы, вероятность реализации которых слишком мала. На втором этапе путем анализа оставшихся режимов были исключены те, в которых не ожидаются срабатывание аварийной защиты или срабатывание систем безопасности (СБ).

По такой методике был разработан итоговый перечень режимов, расчетный анализ которых необходим для обоснования противоаварийных процедур. Итоговый перечень режимов, объединенный по группам, приведен в табл. 1.

После определения итогового перечня режимов выделялись те, которые уже проанализированы в имеющихся материалах (Техническое обоснование безопасности, Инструкция по ликвидации аварий, материалы ВАБ и других) и на основании этого определялся перечень дополнительных режимов, расчетный анализ которых необходим для обоснования полного комплекта симптомно-ориентированных инструкций.

Выбор спектра моделируемых последовательностей событий (деревьев событий) при переходных процессах определялся путем наложения на выбранные группы режимов функциональных отказов систем и оборудования, необходимых для уменьшения или предотвращения последствий аварийных процессов. Выбор конкретного перечня «деревьев событий» производился из полного спектра либо на основании оценки вероятности возникновения каждой «цепочки» событий (при наличии результатов ВАБ), причем в качестве критерия отбора последовательностей событий выбрана вероятность их возникновения более  $10^{-7}$  на 1 реактор/год, либо на основании инженерных оценок возможности их возникновения.

Конкретный сценарий протекания переходного процесса охватывал временной интервал от начала процесса до момента достижения стационарно-безопасного состояния энергоблока. При разработке сценария для расчетного обоснования режимов также учитывалось наличие запрета оперативному персоналу на вмешательство в работу систем безопасности в первые 10–30 мин после сигнала на запуск СБ. В рассматриваемых последовательностях событий учтены реальные затраты времени оператором для выполнения предписываемых действий.

По такой методике был определен дополнительный перечень аварийных ситуаций, для которых необходим расчетный анализ для обоснования полного комплекта СОАИ.

### **РАСЧЕТНЫЙ АНАЛИЗ И ОБОСНОВАНИЕ КОМПЛЕКТА СОАИ**

После выбора и обоснования перечня последовательностей событий для комплекта СОАИ производится расчетный анализ процесса протекания аварийных ситуаций входящих в этот перечень.

Задачами расчетного анализа СОАИ являются:

- определение дерева вероятных сценариев протекания переходных процессов с учетом действий по проектным алгоритмам основного оборудования и систем безопасности, ожидаемых (постулируемых) отказов оборудования, влияющих на протекание переходного процесса;
- обоснование правильности выбора симптомов, их численных значений и последовательности возникновения во времени и на основании этого разработка оптимальных действий по диагностике состояния энергоблока, контроля состояний критических функций безопасности (КФБ), управлению аварийным процессом и восстановлению безопасного состояния РУ и состояния КФБ;
- обоснование возможности обеспечения целостности барьеров безопасности и уменьшения последствий их нарушения при любом сценарии протекания переходного процесса, охватываемым СОАИ;
- подтверждение правильности выбора алгоритмов действий и при необходимости разработка конкретных рекомендаций по корректировке инструкций (расчетная валидация) для уже разработанных (на базе имеющихся проектных обоснований, расчетов по ВАБ и расчетов для руководств по управлению запроектными авариями) редакций СОАИ;

Таблица 1

**Группы режимов**

<b>1. Увеличение отвода тепла вторым контуром</b>
<p>1.1. Непреднамеренное открытие предохранительного клапана парогенератора (ПК ПГ) с последующей его неопаской.</p> <p>1.2. Непреднамеренное открытие быстродействующей редукционной установкой сброса пара в конденсатор (БРУ-К) или быстродействующей редукционной установкой сброса пара в атмосферу (БРУ-А) с их последующей неопаской.</p> <p>1.3. Спектр разрывов паропроводов внутри и вне контайнмента вплоть до максимального диаметра парового трубопровода.</p> <p>1.4. Разрыв паропровода в изолируемой от ПГ части с незакрытием быстродействующим запорно-отсечным клапаном (БЗОК) на 2, 3 или 4 ПГ.</p> <p>1.5. Ложное открытие 2, 3 или 4 БРУ-А.</p> <p>1.6. Нарушение нормального отвода тепла по 2-му контуру (например, закрытие БЗОК на одном ПГ) с незакрытием после открытия ПК ПГ и неизоляцией аварийного ПГ по подаче питательной воды.</p> <p>1.7. Обесточивание с незакрытием после открытия 2, 3 или 4 БРУ-А;</p> <p>1.8. Ложное открытие всех ПК ПГ.</p>
<b>2. Уменьшение отвода тепла вторым контуром</b>
<p>2.1. Обесточивание с отказом системы подачи аварийной питательной воды аварийными электропитательными насосами (АЭПН) в ПГ.</p> <p>2.2. Непреднамеренное закрытие отсечного клапана на паропроводе.</p> <p>2.3. Потеря собственных нужд электропитания АЭС.</p> <p>2.4. Потеря нормального расхода питательной воды (за исключением разрыва трубопроводов питательной воды).</p> <p>2.5. Полное прекращение подачи питательной воды.</p> <p>2.6. Разрывы трубопровода питательной воды вне герметичной оболочки (ГО), в ГО на участке между обратным клапаном и ПГ, в ГО на участке до обратного клапана.</p> <p>2.7. Нарушение нормального отвода тепла по 2-му контуру (например, закрытие БЗОК на одном ПГ) с отказом на открытие обоих ПК на одном парогенераторе.</p> <p>2.8. Обесточивание с отказом на открытие обоих ПК на одном парогенераторе.</p> <p>2.9. Обесточивание с частичным отказом подачи аварийной питательной воды АЭПН в ПГ и отказом на открытие линии аварийного газоудаления.</p> <p>2.10. Закрытие всех БЗОК.</p>
<b>3. Уменьшение расхода теплоносителя первого контура</b>
<p>3.1. Частичная потеря принудительного расхода теплоносителя реактора.</p> <p>3.2. Аварийное отклонение частоты в сети.</p> <p>3.3. Полная потеря принудительного охлаждения реактора в исходном режиме с быстрым падением частоты (до 4 Гц/с).</p> <p>3.4. Мгновенное заклинивание вала главного циркуляционного насоса (ГЦН).</p> <p>3.5. Разрыв вала ГЦН.</p> <p>3.6. Самопроизвольное закрытие главной запорной задвижки (ГЗЗ) на одной петле.</p> <p>3.7. Закрытие ГЗЗ на всех петлях.</p>
<b>4. Аномалии реактивности и распределения мощности</b>
<p>4.1. Неуправляемый вывод группы органов регулирования системы управления и защиты (ОР СУЗ) в подкритическом состоянии или при пуске на низком уровне мощности.</p> <p>4.2. Нарушение в системах подпитки и борного регулирования, приводящее к уменьшению концентрации борной кислоты в теплоносителе реактора.</p> <p>4.3. Неправильное включение циркуляционной петли.</p> <p>4.4. Выброс сборки регулирующих стержней с разрывом чехла СУЗ.</p>
<b>5. Увеличение количества теплоносителя первого контура</b>
<p>5.1. Непреднамеренное срабатывание системы аварийного охлаждения зоны (САОЗ).</p> <p>5.2. Ложный впрыск в компенсатор давления от системы подпитки и борного регулирования с температурой воды 20°C.</p>

<b>6. Уменьшение количества теплоносителя первого контура</b>
6.1. Непреднамеренное открытие и непосадка импульсного предохранительного устройства компенсатора давления (ИПУ КД).
6.2. Компенсируемая течь первого контура внутри контейнента.
6.3. Авария с течью теплоносителя в результате спектра разрывов труб диаметром до 100 мм включительно в границах давления первого контура.
6.4. Авария с течью теплоносителя в результате спектра разрывов труб диаметром от 100 до 850 мм.
6.5. Малая течь с незакрытием изолирующих клапанов на проходках вентиляционных систем с отказом и без отказа спринклерной системы.
6.6. Большая течь с незакрытием изолирующих клапанов на проходках вентиляционных систем с отказом и без отказа спринклерной системы.
6.7. Большая течь с отказом спринклерной системы.
6.8. Большая течь с отказом гидроаккумуляторов.
6.9. Большая течь с неотсечением азота в гидроаккумуляторах.
6.10. Большая течь с блокировкой рециркуляции теплоносителя.
6.11. Малая течь с отказом САОЗ высокого давления (ВД).
6.12. Средняя течь с отказом САОЗ ВД.
6.13. Малая течь с отказом систем нормального и аварийного отвода тепла по 2-му контуру.
6.14. Малая течь с блокировкой рециркуляции теплоносителя.
6.15. Малая течь с отказом спринклерной системы.
<b>7. Течи из первого контура во второй</b>
7.1. Разрыв трубки ПГ.
7.2. Отрыв крышки коллектора ПГ первого контура.
7.3. Отрыв крышки коллектора ПГ первого контура с незакрытием после открытия БРУ-А на аварийном парогенераторе.
7.4. Отрыв крышки коллектора ПГ первого контура с незакрытием БЗОК на аварийном ПГ.
7.5. Отрыв крышки коллектора ПГ первого контура с отказом САОЗ ВД.
7.6. Разрыв коллектора парогенератора по первому контуру.
7.7. Отрыв крышки коллектора ПГ первого контура с отказом работы САОЗ ВД и САОЗ низкого давления (НД) из баков Б-8 и бака-приямка.
7.8. Отрыв крышки коллектора ПГ первого контура с отказом линии аварийного газоудаления.
7.9. Отрыв крышки коллектора ПГ первого контура с отказом на закрытие ГЗЗ на аварийной петле.
<b>8. Течи из первого контура за пределы контейнента</b>
8.1. Разрыв трубопровода системы продувки 1-го контура за пределами защитной оболочки (ЗО) с незакрытием отсечной арматуры на трубопроводе продувки.
8.2. Разрыв трубопровода системы продувки 1-го контура за пределами ЗО с отказом САОЗ ВД.
<b>9. Комбинированные течи</b>
9.1. Спектр разрывов паропроводов внутри и вне контейнента вплоть до максимального диаметра парового трубопровода с разрывом одной или нескольких труб в парогенераторе;
9.2. Отрыв крышки коллектора ПГ 1 контура и последующее повреждение крышки ПГ по второму контуру.

- подтверждение того, что с помощью предложенных в результате расчетных анализов алгоритмов работы, технических действий оперативного персонала при любом сценарии протекания переходного процесса (наложении функциональных отказов), охватываемыми СОАИ, энергоблок гарантированно переводится в стационарно-безопасное состояние;

- обоснование эффективности, допустимости и безопасности предлагаемых мероприятий в случае, когда для управления переходным процессом возникает необходимость использования средств, непредусмотренных проектом для этих целей или непроектные алгоритмы работы оборудования энергоблока.

До выполнения расчетных анализов для каждой группы режимов проектных аварий были определены критерии успешности (критерии приемки) результатов расчетов (табл. 2), которые выбирались из условий обеспечения безопасной эксплуата-

Таблица 2

**Основные критерии успешности результатов расчетных анализов для разработки СОАИ в части проектных аварий**

№ п.п	Критерий успешности результатов расчета	Значение
1	Максимальная температура оболочки твэла не превышает	1200°C
2	Максимальная глубина локального окисления оболочки твэла не превышает	18%
3	Доля прореагировавшего циркония в активной зоне не более ... его массы в оболочках твэлов	1%
4	Максимальная блокировка поперечного сечения теплоносителя в пучке твэлов менее	75%
5	Температура топлива ниже температуры плавления	2840°C свежее 2570°C выгор.
6	Обеспечение подкритического состояния реактора в процессе расхолаживания	Не менее 2%
7	Отсутствие кризиса теплообмена в активной зоне (запас до вскипания по температуре на выходе из активной зоны реактора)	Не менее 10°C
8	Давление и температура в I контуре поддерживаются в пределах установленных для хрупкой прочности	В соответствии с зависимостью допустимого давления от температуры, приведенной в рабочем технологическом регламенте
9	Максимальные давление и температура в контайнменте не превышают проектные пределы	$P - 0,4 \text{ МПа}$ $t - 150 \text{ °C}$

ции энергоблока, поддержания критических функций безопасности в заданных границах и конструктивных особенностей конкретной АЭС. Результаты расчета, а соответственно и выбранная стратегия действий оператора могут считаться соответствующим критерием, если в любой момент во время переходного процесса ни один из критериев не превышает.

Также были установлены критерии окончания расчетов при достижении безопасного конечного состояния. Это состояние для аварий без течей из первого контура определяется следующим образом:

- подкритичность активной зоны реактора – не менее 2%;
- давление в 1 контуре – стабильное;
- обеспечен теплоотвод от активной зоны реактора и не ожидается его ухудшения;
- не ожидается нарушения КФБ.

В случае течей из первого контура безопасное конечное состояние характеризуется следующими признаками:

- подкритичность обеспечена созданием минимально допустимой концентрации  $\text{H}_3\text{BO}_3$  для остановленного реактора;
- давление первого контура поддерживается в пределах, позволяющих обеспечить расхолаживание РУ системой СА03 НД;
- обеспечен теплоотвод от активной зоны или путем рециркуляции из приямка ГО (для больших и средних течей первого контура), или с помощью ПГ, когда объем теплоносителя первого контура может регулироваться и не ожидается нарушения КФБ.

На первом этапе расчетного анализа выполняется серия «базовых» расчетов для групп исходных событий и функциональных отказов основного оборудования энергоблока, задачей которых является получение исходных данных для определения



стратегий по диагностике (симптомы) и управлению переходными процессами (эффективность действий оператора и автоматики), определения минимальных конфигураций оборудования и запасов времени оператора для выполнения действий, необходимых для предотвращения повреждения активной зоны, уточнения перечня рассматриваемых последовательностей событий, определения физического состояния [1] реакторной установки.

Полученные в результате выполнения «базовых» расчетов данные используются затем в качестве основания для выбора симптомов и стратегии управления аварийными процессами. Далее для уточненного перечня последовательностей событий выполняются расчеты для подтверждения правильности стратегий управления, соответствия результатов критериям безопасности. Для инструкций, разработанных на базе проектных материалов, проводится расчетная валидация с целью подтверждения правильности их стратегии и полноты охвата рассматриваемых событий.

После успешного завершения работ по расчетному анализу и обоснованию СОАИ оформляется отчетная документация. В состав отчетной документации входят:

- пояснительные записки к расчетам;
- расчетные обоснования к группам исходных событий или группам инструкций, а при необходимости и к отдельным инструкциям.

### **МАТЕМАТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ И СИСТЕМНЫЕ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЕ КОДЫ, ИСПОЛЬЗУЕМЫЕ В РАСЧЕТНЫХ АНАЛИЗАХ**

Для расчетного анализа и обоснования СОАИ АЭС с ВВЭР применялись следующие системные коды:

- расчетный код улучшенной оценки RELAP5/Mod3.2 (расчеты параметров течи первого и второго контуров);
- расчетный код улучшенной оценки, ATHLET 2.0A (расчеты параметров течи первого и второго контуров);
- расчетный код MELCOR (расчеты параметров среды в герметичных помещениях);
- расчетный код ТРАП (расчеты параметров течи первого и второго контуров);
- расчетные коды Течь-М и Динамика-5, которые являются основными программами комплекса ТРАП (расчеты изменения параметров РУ в процессе развития аварийной ситуации с течами первого контура);
- программный код PROBL (расчет теплофизических параметров в ГО при авариях, сопровождающихся истечением теплоносителя из РУ, включая аварии с образованием водорода);
- программный код LEAK3 (расчет утечки основных радиологически значимых радионуклидов в окружающую среду в зависимости от степени неплотности защитной оболочки и длительности выброса);
- программный код SPACE/MOD2 (расчет изменения основных параметров РУ и энерговыделения по объему активной зоны в аварийных режимах); программа включает в себя блок пространственной кинетики, что позволяет моделировать все ТВС активной зоны реактора ВВЭР-1000.

Обоснование применимости перечисленных программных кодов для расчета тех или иных физических процессов и экспериментальное оборудование, на котором они были верифицированы, приведены в [2].

Все применяемые для расчетного анализа реакторных установок в различных режимах их работы, включая аварийные, системные и специализированные программные коды в достаточной мере верифицированы и получили разрешение надзорных органов на их использование.

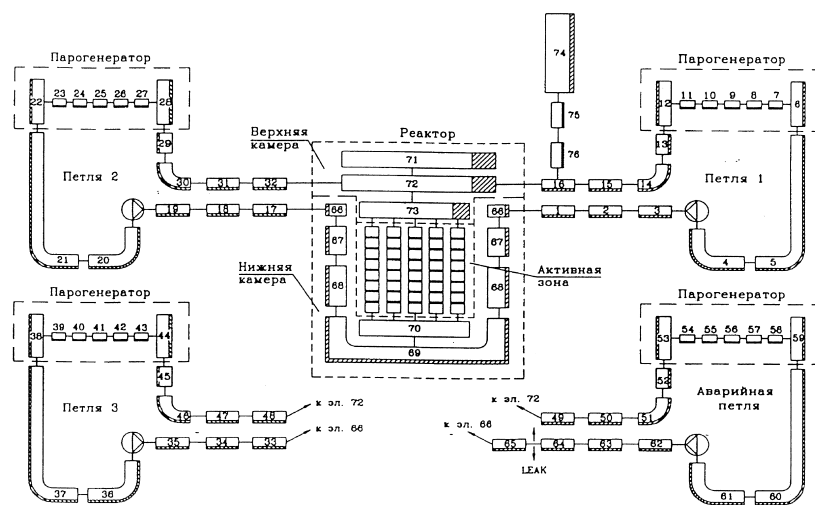


Рис.1. Один из вариантов расчетной схемы реакторной установки

В соответствии с формулировкой задачи исследования конкретной аварийной ситуации, связанной с течами первого контура, его элементы (реактор, парогенератор, компенсатор давления, трубопроводы петель и т.д.) моделируются необходимым для обеспечения точности расчета количеством параллельных и последовательных участков. Для исследования аварийных ситуаций, связанных с течами из первого контура во второй; по такому же принципу моделируются трубопроводы второго контура и его запорная, регулирующая, предохранительная и аварийная арматура.

В составе программных кодов имеются расчетные модули, с помощью которых описываются все необходимые для расчета составляющие (теплофизические свойства веществ, теплопроводность материалов, теплогидравлические процессы в элементах контура, а также работу оборудования – насосов, систем управления, защиты и регулирования параметров, арматуры).

При проведении расчетов аварийных режимов сначала выполняется расчет стационарного состояния РУ при работе на номинальном уровне мощности. Расчет стационарного состояния установки является важным этапом в установлении начального состояния расчетной модели для последующего расчета различных переходных или аварийных режимов моделируемого энергоблока. Количественное совпадение расчетных параметров стационарного состояния с реальными эксплуатационными параметрами моделируемого блока является необходимым условием, подтверждающим правильность разработанного пакета исходных данных и достоверность получаемых результатов.

### ИСХОДНЫЕ ДАННЫЕ, ИСПОЛЗУЕМЫЕ ДЛЯ ВЫПОЛНЕНИЯ РАСЧЕТНЫХ АНАЛИЗОВ И ОБОСНОВАНИЙ СОАИ

В качестве исходных данных при выполнении расчетных анализов и обоснований СОАИ использовались первичные данные с энергоблоков, подтвержденные документально, теплофизические параметры РУ выбирались из числа наиболее неблагоприятных реальных значений с учетом погрешностей их определения, точности поддержания и возможных их изменениях в нестационарных условиях.

Значения параметров активной зоны, зависящие от глубины выгорания топлива (концентрация  $\text{H}_3\text{BO}_3$ , значения коэффициентов неравномерности энерговыделения, коэффициенты реактивности и т.д.), а также присущие конкретной топливной загрузке нейтронно-физические характеристики активной зоны выбирались из интер-



валов их изменения, соответствующих началу и концу топливного цикла. При этом выбирались наиболее неблагоприятные значения параметров из допустимого интервала их изменения, но с учетом реальности их возникновения в рассматриваемом переходном процессе.

## РЕЗУЛЬТАТЫ ВЫПОЛНЕННЫХ РАСЧЕТОВ

В процессе расчетных анализов и обоснования СОАИ были исследованы все перечисленные в табл. 1 режимы неисследованные ранее. Результаты некоторых исследований опубликованы:

- 1) аварийные ситуации с малыми течами первого контура [3];
- 2) проверка непрерывности подачи борного раствора в активную зону реактора при разрывах первого контура эквивалентным диаметром Ду 50-Ду 100 [4];
- 3) аварийная ситуация с разрывом первого контура и наложением неисправности впрыска бора высокого давления в активную зону реактора ВВЭР-1000 [5].

Расчетный анализ аварийных ситуаций, рассмотренных в [3–5] и неопубликованных в печати, охватывает весь комплект СОАИ для конкретной АЭС и весь перечень исходных событий, приведенный в табл. 1.

В результате проведенных исследований:

- сделаны выводы либо о достаточности работы систем безопасности для обеспечения безопасности РУ в различных аварийных ситуациях, либо о необходимости действий оператора в их поддержку;
- разработаны рекомендации для оперативного персонала по управлению аварийной ситуацией с целью перевода реакторной установки в конечное безопасное состояние;
- обоснована возможность обеспечения целостности барьеров безопасности и уменьшения последствий их нарушения при любом сценарии протекания переходного процесса, рассматриваемых в СОАИ;
- подтверждено, что с помощью предложенных в результате расчетных анализов алгоритмов работы, технических действий оперативного персонала при любом сценарии протекания переходного процесса, охватываемых СОАИ, энергоблок гарантированно переводится в стационарное безопасное состояние;
- все разработанные рекомендации по действиям оперативного персонала по управлению аварийными ситуациями включены в соответствующие инструкции.

Состояние дел по выполнению расчетного обоснования комплектов СОАИ энергоблоков АЭС с ВВЭР на сегодняшний день:

- выполнено расчетно-аналитическое обоснование комплектов СОАИ для энергоблоков №1 и №2 Калининской АЭС (на блоке №1 комплект СОАИ введен в действие в 2002 г., на блоке №2 – в 2006 г.);
- выполнено расчетно-аналитическое обоснование комплекта СОАИ для типового энергоблока АЭС с ВВЭР-1000/320 на примере энергоблока №4 Балаковской АЭС;
- выполненное расчетно-аналитическое обоснование комплекта СОАИ для типового энергоблока АЭС с ВВЭР-1000/320 распространено для энергоблоков №1–4 Балаковской АЭС (комплекты СОАИ на блоках №1–4 Балаковской АЭС введены в действие в 2005 г.);
- выполнено расчетно-аналитическое обоснование комплекта СОАИ для энергоблока №3 Нововоронежской АЭС (на блоке №3 комплект СОАИ введен в действие в 1997 г.);
- выполняется корректировка комплекта СОАИ энергоблока №3 Нововоронежской АЭС с учетом выполненных модернизаций;
- выполняются расчетно-аналитические обоснования СОАИ для энергоблоков №4 и №5 Нововоронежской АЭС;

- выполнена часть расчетно-аналитических обоснований СОАИ для энергоблоков №1–4 Кольской АЭС;
- начато выполнение расчетно-аналитического обоснования КФБ для энергоблока №1 Волгодонской АЭС (разработано РУЗА в симптомно-ориентированной форме).

### **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

В процессе расчетно-технического обоснования СОАИ проведена проверка и подтверждение расчетным способом хода протекания аварийного процесса, охватываемого конкретной СОАИ или группой связанных процедур, и определены оптимальные стратегии действий оперативного персонала по обеспечению безопасности энергоблока при возникновении аварийных ситуаций. Также определена последовательность необходимых пошаговых действий оператора для уменьшения последствий аварийных процессов и восстановления функций безопасности. Подтверждена возможность выполнения рекомендуемых технологических операций, указания, какие конкретно технологические системы и оборудование должны для этого использоваться, какие параметры РУ и по каким измерительным приборам должен контролировать оператор при выполнении действий по инструкции.

Таким образом, во всех исследованных аварийных ситуациях и режимах, охватываемых комплектом СОАИ подтверждается, что обеспечивается (системами безопасности самостоятельно или системами безопасности и их поддержкой оперативным персоналом) перевод реакторной установки в конечное безопасное состояние и выполняется обеспечение трех основных функций безопасности – управление мощностью реактора и обеспечение его подкритичности, отвод тепла от активной зоны и обеспечение целостности твэлов, а также локализация радиоактивных веществ в заданных границах.

Разработка СОАИ, выполнение их расчетно-аналитических обоснований и внедрение на АЭС является приоритетной задачей в области обеспечения и подтверждения безопасной эксплуатации АЭС в нормальных и аварийных режимах, и поэтому работы по данному направлению являются актуальными и им уделяется большое внимание.

Наглядным подтверждением тому является то, что, в концерне «Росэнергоатом» для АЭС с ВВЭР-1000 разработаны и внедрены симптомно-ориентированные комплекты противоаварийных инструкций на 1 и 2 энергоблоках Калининской АЭС и на 1–4 энергоблоках Балаковской АЭС, которые обеспечивают систематизированный подход для:

- определения симптомов аварийного процесса и оптимального восстановления конечного, безопасного состояния РУ, в котором выход радиоактивности и повреждения оборудования сведены до минимума;
- точной идентификации состояния критических функций безопасности независимо от последовательности событий;
- восстановления нормального состояния критических функций безопасности независимо от последовательности событий.

Внедрение на энергоблоках АЭС симптомно-ориентированных противоаварийных инструкций позволяет повысить уровень ядерной и радиационной безопасности и обеспечить соответствие энергоблоков современным мировым требованиям по безопасности.

**Литература**

1. Шкаровский А.Н., Аксенов В.И., Сердунь Н.П. Анализ физических состояний реактора ВВЭР-1000 и управление аварийными ситуациями//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2005. – №3. – С.60-68.
2. Нигматулин Б.И., Тихоненко Л.К. Обзор и оценка уровня новых разработок по повышению безопасности АЭС в России/Препринт ЭНИЦ №2/01-96. – Электрогорск, 1996. – 230 с.
3. Шкаровский А.Н., Аксенов В.И., Сердунь Н.П. Исследование аварийных ситуаций с малыми течами первого контура реактора ВВЭР-1000//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2004. – №3. – С. 64-69.
4. Шкаровский А.Н., Аксенов В.И., Сердунь Н.П. Проверка непрерывности подачи борного раствора в активную зону реактора при разрывах первого контура эквивалентным диаметром Ду 50-Ду 100//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2005. – №.2. – С. 26-31.
5. Шкаровский А.Н., Аксенов В.И., Сердунь Н.П. Расчетное исследование аварийной ситуации с разрывом первого контура и наложением неисправности впрыска бора высокого давления в активную зону реактора ВВЭР-1000//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2005. – №.2. – С.32-39.

Поступила в редакцию 10.06.2006

## ABSTRACTS OF THE PAPERS

---

### **УДК 621.039.546**

*Example of Application Markovs Process with Incomes at Acceptance of Engineering Decisions Concerning Objects of Nuclear Technologies in Conditions of Uncertainty on an Example of Object «Shelter» Chernobyl NPP\ Yu. V. Volkov, A. V. Sobolev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 7 pages, 3 tables, 1 illustration. – References – 4 titles.*

Application of markovs process with incomes for search of optimum strategy of «behavior» in conditions of uncertainty is considered. The technique of construction adequate markov is offered to model of process for objects of nuclear technologies, on an example of object «Shelter» Chernobyl NPP.

### **УДК 621.039.58**

*NPP Equipment Life Time Prediction Methods\ O.M. Gulina, N.L. Salnikov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 7 pages, 3 tables, 4 illustrations. – References – 4 titles.*

Its shown that problem of NPP equipment life time prediction is based on the estimation of moment the parameter observed or calculated achieves limited level. There are considered some mathematical models for different kinds of degradation processes and information obtained. Some results are presented.

### **УДК 621.039.58**

*Method for Processing of Statistical Data on Equipment Reliability During NPP Operation\ S.P. Saakian, V.A. Ostreikovskiy, V.A. Chepurko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 8 pages, 6 illustrations. – References – 3 titles.*

The records of failures during NPP operation are one of the highest importance for determination of NPP equipment reliability performance. These records however due to objective and subjective reasons are no more than the homogeneous stream of events, the fact that brings difficulties into the process of calculating the equipment reliability characteristics. The given paper proposes the new methods of data handling for heterogeneous stream of statistical data on equipment failures which gives the possibility of getting more truthful information about NPP equipment and systems reliability performance.

### **УДК 621.039.58**

*The Residual Life Time Estimation for the Nonrestorable Elements of the RBMK-1000 PCS Electrical Equipment of the Smolensk NPP's First Power Unit\ S.V. Sokolov, A.V. Antonov, V.A. Chepurko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 6 pages, 2 tables, 3 illustrations. – References – 3 titles.*

In the paper the statistical methods of residual life time estimation for nuclear power plants' (NPP) electrical equipment are considered. The mathematical model of the reliability characteristics calculation for the nonrestorable elements is given. The results of the residual life time calculations for elements of the protection control system's electrical equipment are represented in the paper. As a basis for calculation the statistical data about failures of the RBMK-1000 protection control system equipment of the Smolensk NPP's first power unit were used.

### **УДК 621.039.5**

*Application of PSA for NPPs with VVER-type Reactors of New Generation under Design\ G.V. Tokmachev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 10 pages. – References – 20 titles.*

The paper discusses the use of probabilistic safety assessments (PSA) to support design evaluation for a new generation of advanced nuclear power plants with VVER-type reactors. The concept of the new VVER plants is briefly described. The design solutions to improve safety, which are based on in-depth principles and results of PSAs performed for operating VVER plants, are characterized. The evaluation whether the advanced VVER plant design meets deterministic principles is performed at a qualitative level using the PSA results. The approach to quantitative assessment of safety of the NPPs in design is described that is based on the PSA results.

### **УДК 621.039.524**

*Technical and Numerical Substantiation of Procedures Preventing Accident at VVER-1000 Based NPP\ A.N. Shkarovskiy, V.I. Aksenov, A.P. Kolevatykh, N.P. Serdun, A.A. Roslyakov; Editorial board of journal «Izvestia*

*visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 11 pages, 2 tables, 1 illustration. – References – 5 titles.*

The estimation of efficiency of the analysis of emergencies on the investigated parameters and the reasons causing an emergency are formulated. On it basis a number unexplored initial events determining safety of reactor and the atomic power station is carried out. Initial date, initial and boundary conditions for the settlement analysis of emergencies are formulated. The settlement analysis of emergencies covered with complete set COAI for the concrete NPP is carried out. Actions of operation personnel in support of technical systems of safety on management of emergencies are developed and proved with the purpose of change over the power unit in a final safe condition. It is shown, that in all investigated emergencies and state it is provided (systems of safety independently or systems of safety and their support by operation personnel) change over reactor in a final safe condition and maintenance of sub-criticality, heat removal from core and maintenance of integrity of fuel elements, localization of radioactive substances in the set borders. All developed recommendations are included in corresponding instructions.

#### **УДК 504.5: 621.039.7**

*Estimation of Influence of Regional Radioactive Waste Storage on Natural Environment and the Population \ A.N. Vasilyeva; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 9 pages, 1 table, 3 illustrations. – References – 13 titles.*

In article results of researches of a technical and ecological condition of radioactive waste storage (RWS), located in the North are submitted to the Kaluga area, in Obninsk, and taking place in operation with 1954 on 1961. The reasons and ways of radionuclide receipt on adjacent with a platform of storage accommodation territory are investigated. It is shown, that migration of radionuclides caused by the occurred infringements of tightness of capacities of storage, and also by geomorphological features of territory. Results of radiating, chemical and biological monitoring are submitted. According to radiating monitoring  $^{137}\text{Cs}$  pollution has not distributed for limits of territory of storage. It is established, that the basic source of radioactive pollution is  $^{90}\text{Sr}$ . The low contents of mobile forms  $^{90}\text{Sr}$  in polluted soils of lowland by the terrace is marked. The given circumstance is caused as properties of the natural environment (carbonate soils), and a construction of a geochemical barrier on the basis of the zeolites, limiting migration  $^{90}\text{Sr}$ . Ways of receipt  $^{90}\text{Sr}$  in people organisms in this case are absent, probably only radiating influence in small doses on some biological objects in area of RWS accommodation. Increased contents of proteins-metallothioneines (MT) – a parameter of general technical environmental contamination is registered in soft tissues of overland molluscs, kidneys and a liver of the mice caught in a zone of accumulation of radioactive and toxic substances. Among changes of parameters of peripheral blood of the mice living in surveyed territory, for skilled group reduction of the contents of leukocytes on 14,5 % is marked only in comparison with the control. Results of biotesting, most likely, are caused not only the radiating factor, but also the registered pollution of the natural environment by heavy metals.

#### **УДК 504.5: 621.039.7**

*The assessment of protective barriers against radionuclide migration in the region of the radioactive waste storage situation \ A.N. Vasilyeva, G.V. Kozmin, V.I. Vaizer, O.V. Starkov, N.E. Latynova; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 9 pages, 2 tables, 4 illustrations. – References – 6 titles.*

The analysis of existent sources of environment contamination in the region of the old radioactive waste storage situation is presented in this paper. The assessment of the natural barriers and possibility of technical protective barrier creation against radionuclide migration was carried out. The peculiarities of the researched object were taken into account. It have been determined the main source of  $^{90}\text{Sr}$  entering into groundwaters – contaminated soil layer. The thickness of this layer is about 12 meters. Under certain conditions the existent protective trepel barrier of the emergency trench partly prevents from contamination entry into groundwaters. There is no meaning in a using of the additional artificial barriers to reduce  $^{90}\text{Sr}$  mobility in environment because of peculiarities of contamination source and researched territory. The natural geochemical barrier on the migration way of  $^{90}\text{Sr}$  was formed in the region of the lower part of researched object. The additional measures against the possible entry of radioactive strontium into groundwaters and human organism were proposed.

#### **УДК 621.039.54**

*Test Methods of VVER Fuel with Simulating Transitive and Emergency Modes In the MIR Reactor \ A.V. Alekseev, A.V. Burukin, A.L. Izhutov, V.V. Kalygin, I.V. Kiseleva, V.A. Ovchinnikov, V.N. Shulimov. – Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Hight Schools. Nuclear power engineering). – Obninsk, 2007. – 9 pages, 6 tables, 4 illustrations. – References, 12 titles.*