

# АНАЛИЗ ФИЗИЧЕСКИХ СОСТОЯНИЙ РЕАКТОРА ВВЭР-1000 И УПРАВЛЕНИЕ АВАРИЙНЫМИ СИТУАЦИЯМИ

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

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

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



Предложены и обоснованы понятия физических категорий ядерной энергетической установки (ЯЭУ), определяемые физическими процессами, протекающими в элементах ее оборудования. Показано, что сочетание (конфигурация) физических категорий определяет физическое состояние ЯЭУ. Приведена методика анализа физических категорий для определения физических состояний ЯЭУ. Проведен анализ различных физических состояний ЯЭУ, разработана методика принятия решений оператором по управлению аварийной ситуацией (в поддержку систем безопасности) с целью последовательного перевода ее в конечное (безопасное) состояние.

## ВВЕДЕНИЕ

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 ОПБ-88/92 и INSAG-12.

Безопасное состояние АЭС обеспечивается взаимодействием трех элементов [1]: уровней безопасности, барьеров безопасности, мер, направленных на обеспечение безопасности.

Современный подход к обеспечению безопасности АЭС основан на принципе глубоко эшелонированной защиты [2]. Этот принцип определяет общую стратегию мер и средств обеспечения безопасности АЭС [3–7] 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.

Уровни защиты вводятся, во-первых, для того, чтобы предотвратить повреждение станции и барьеров безопасности, и, во-вторых, чтобы смягчить последствия их повреждения, если таковые произошли. Глубоко эшелонированная защита напрямую связана с основными функциями безопасности: управлением мощностью, охлаждением топлива, локализацией радиоактивных веществ.

Для обоснованного управления реакторной установкой (РУ) с БЩУ в эксплуатационных и аварийных режимах оператор должен знать ее физическое состояние,

© А.Н. Шкаровский, В.И. Аксенов, Н.П. Сердунь, 2005

определяемое физическими процессами, протекающими в элементах оборудования. Функционирование реактора можно представить как совокупность следующих физических процессов или физических категорий:

- выделение тепловой энергии – физическая категория E-1;
- отвод тепла от активной зоны – физическая категория E-2;
- перенос тепла и массы в первом контуре – физическая категория E-3;
- передача тепла за пределы первого контура – физическая категория E-4;
- сохранение целостности парогенераторов – физическая категория E-5;
- сохранение целостности герметичной оболочки – физическая категория E-6.

Каждая из этих категорий может быть проанализирована с целью определения всех возможных физических конфигураций – набора оборудования с происходящими в нем физическими процессами и внешними условиями, определяющими данный процесс. Целью анализа является определение прямой связи: физическое состояние реакторной установки – действия оператора, т.е.

- определение всех возможных физических состояний РУ с помощью соответствующих физических категорий;
- идентификация этих физических состояний и категорий с помощью физических параметров, представленных на блочном щите управления;
- по каждому физическому состоянию и каждой категории определить действия оператора по предупреждению и/или управлению аварийными ситуациями.

В случае возникновения аварийных ситуаций на РУ оперативный персонал приступает к контролю состояния функций безопасности, определяющим состояние физической категории РУ и РУ в целом по деревьям состояний. Комбинация характерных параметров в любой момент времени определяет конкретную ветвь дерева и определенное состояние функции безопасности и, следовательно, состояние физической категории и РУ в целом. Если состояние какой-либо функции безопасности не является «удовлетворительным», то оператор обращается к соответствующим инструкциям по восстановлению функции безопасности, направленным на приведение функции безопасности в удовлетворительное состояние.

Дерево контроля состояний функции безопасности является логическим средством для системной оценки параметров энергоблока, которые определяют значение функции безопасности. Каждое такое дерево (рис. 1–4) представляет собой ряд двойных контрольных точек, которые определяют отклонение энергоблока относительно установленных симптомов, определяющих степень нарушения функции безопасности. Каждое окончание логического шага с отрицательным ответом определяет степень отклонения от нормального состояния данной функции безопасности и содержит указание, которое направляет оператора к соответствующей инструкции по восстановлению функции безопасности.

Выбор приоритетов функции безопасности основан на значимости физических барьеров на пути распространения радиоактивных продуктов. По приоритетам, основанным на барьерах от распространения продуктов деления, функции безопасности располагаются в следующем порядке:

- 1) подкритичность;
- 2) охлаждение активной зоны;
- 3) теплоотвод;
- 4) целостность 1 контура;
- 5) целостность гермооболочки.

В зависимости от приоритета функции безопасности соответствующий приоритет имеют и действия по их восстановлению. Деревья состояний имеют несколько состояний. Контрольные точки дерева состояний выстроены в порядке убывания по тяжести состояния.

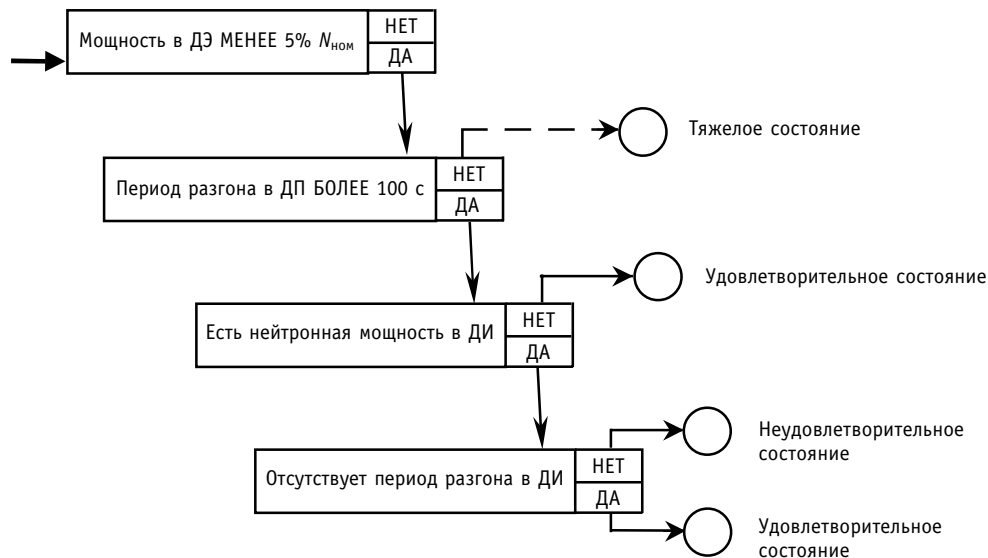


Рис. 1. Дерево состояний функции безопасности «Подкритичность активной зоны реактора»

## МЕТОДИКА АНАЛИЗА ФИЗИЧЕСКИХ КАТЕГОРИЙ

### Физическая категория Е-1: выделение тепловой энергии

Источниками энергии в РУ являются: реакция деления топлива в активной зоне; остаточное тепловыделение; пароциркониевая реакция; энергия главных циркуляционных насосов (ГЦН).

При работе реактора на мощности он критичен, тепло от первого контура отводится вторым контуром. Уровень мощности, положение органов системы управления и защиты (СУЗ) и систем безопасности определяются технологическим регламентом безопасной эксплуатации. В случае аварийной ситуации останов реактора осуществляется автоматически, либо в случае отказа аварийной защиты (АЗ) или систем безопасности – оператором. После срабатывания АЗ реактора возможны две конфигурации: реактор подкритичен; реактор критичен. В первом случае реактор приближается к окончанию аварийной ситуации, во втором – предпринимаются меры по ликвидации аварийной ситуации.

Реактор считается гарантированно заглушенным после срабатывания АЗ, если период изменения нейтронного потока в активной зоне равен бесконечности или имеет отрицательное значение в промежуточном диапазоне или диапазоне источника. Уровень подкритичности определяется положением органов регулирования (ОР) СУЗ, концентрацией бора в теплоносителе, количеством и температурой теплоносителя. В подкритичном реакторе мощность на уровне остаточных тепловыделений постоянно снижается. Дополнительными источниками энергии в РУ могут быть пароциркониевая реакция и энергия работающих ГЦН.

В аварийной ситуации реактор может оказаться в критичном состоянии в следующих случаях:

- «застревание» ОР СУЗ в крайнем верхнем или промежуточном положении при срабатывании АЗ;
- неуправляемое расхолаживание РУ;
- неуправляемое уменьшение концентрации борной кислоты в теплоносителе первого контура.

Уровень мощности критического реактора зависит от введенной реактивности и отводимой от активной зоны тепловой энергии. При «застревании» ОР СУЗ и/или «несимметричном» захлаживании активной зоны существует опасность локального повышения энерговыделения. Критичность определяется по анализу распределения нейтронного потока и подтверждается концентрацией бора в первом контуре в зависимости от температуры. Величина мощности реактора более 2% от номинальной или период менее 80 с после срабатывания АЗ является недостаточной с точки зрения приведения блока в безопасное состояние.

Функция состояния «подкритичность» представляет собой наиболее приоритетную функцию состояния безопасности, которая наряду с другими функциями определяет безопасность РУ в случае возникновения аварийных ситуаций. Поскольку «подкритичность» определяет состояние реактивности активной зоны, то определяющим параметром является нейтронный поток, контролируемый соответствующей аппаратурой, а параметрами, характеризующими подкритичность – период реактора, концентрация борной кислоты, температура теплоносителя.

Приборами и системами, обеспечивающими и контролирующими «подкритичность», являются:

- АЗ – аварийная защита;
- АKNП – аппаратура контроля нейтронного потока;
- контроль положения ОР СУЗ;
- СА03 – система аварийного охлаждения зоны;
- ТК-ZE – система подпитки и подачи бора в первый контур;
- температурный контроль в активной зоне, реакторе и циркуляционных петлях.

После срабатывания АЗ оператор контролирует функцию состояния «подкритичность». В случае, если параметры безопасности  $N > 2\%N_{\text{ном}}$  и  $T < 80$  с, принимаются действия по обеспечению «подкритичности», а именно:

- ввод борной кислоты в первый контур до концентраций, заданных регламентом;
- выравнивание давления при течи из первого контура во второй;
- стабилизация температуры первого контура.

### **Физическая категория Е-2: отвод тепла от активной зоны**

Тепло от топлива отводится теплоносителем первого контура, который находится в контакте с оболочками ТВЭЛОВ. Целостность оболочки зависит, главным образом, от надежности передачи тепла от оболочки к теплоносителю первого контура. При этом возможны два случая [5].

1. Удовлетворительная теплопередача, которая обеспечивается:

• конвективным теплообменом при естественной или принудительной циркуляции теплоносителя;

- пузырьковым кипением на поверхности оболочек ТВЭЛОВ;
- объемным кипением в массе теплоносителя.

В этих случаях разность температур оболочки ТВЭЛА и теплоносителя ограничена десятками градусов, температура наружной поверхности оболочки составляет 280 – 352°C, оболочка сохраняет герметичность.

Для обеспечения режимов удовлетворительной теплопередачи необходимо чтобы активная зона была заполнена водой или пароводяной смесью.

2. Неудовлетворительная теплопередача – в случае конвективного теплообмена с паром после оголения оболочек ТВЭЛОВ (полностью или частично).

В этом случае максимальный проектный предел повреждения ТВЭЛОВ, который не должен быть превышен для проектных аварий, определяется следующими параметрами:

- температура оболочек твэлов не более 1200°C;
- локальная глубина окисления оболочек твэлов не более 18% от толщины стенки;

- доля прореагировавшего циркония не более 1% его массы в оболочках твэлов.

Теплоотдача в активной зоне после срабатывания АЗ в условиях низкой мощности и ее подкритичности является главным образом функцией объема борированной воды в реакторе. Единственно возможные действия оператора по управлению аварийной ситуацией: ограничение потерь борированной воды и использование всех средств для восстановления или поддержания достаточного объема борированной воды в реакторе с целью предотвращения разрушения оболочек твэлов.

Оголение активной зоны идентифицируется по показаниям термпар на выходе из активной зоны и под крышкой реактора и/или на крышке.

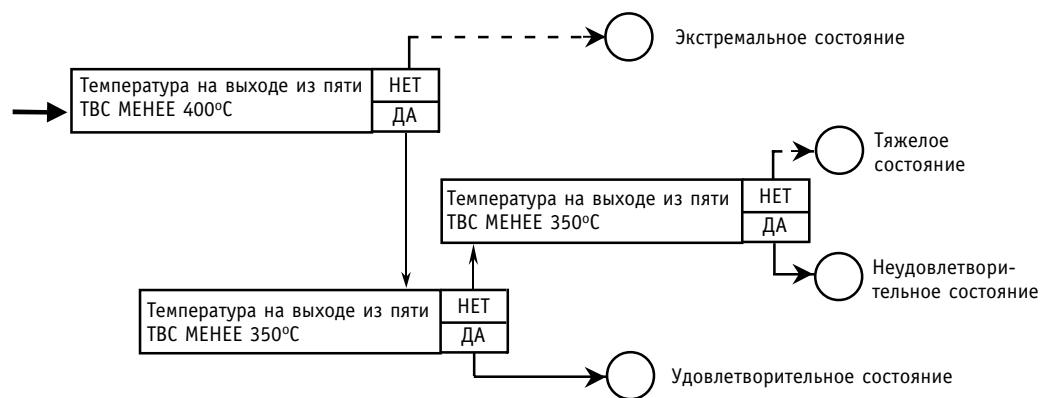


Рис. 2. Дерево состояний функции безопасности «Отвод тепла от активной зоны»

### Физическая категория Е-3: перенос тепла и массы в первом контуре

Тепло, отведенное от топлива теплоносителем, передается в петли первого контура. Тепло может передаваться следующими способами:

1. Принудительной циркуляцией при однофазном режиме, обеспечиваемой работающими главными циркуляционными насосами (ГЦН).

При остаточном тепловыделении температура в горячих нитках и на выходе из активной зоны примерно одинакова, а разница между этой температурой и температурой в холодных нитках незначительна. В этом случае первый контур полностью заполнен и единственно граница раздела фаз находится в компенсаторе давления.

2. Принудительной циркуляцией при двухфазном режиме.

ГЦН не предназначены для работы на пароводяной смеси, поэтому при приближении температуры первого контура к температуре насыщения оператор отключает их.

3. Естественной циркуляцией при однофазном режиме.

В этом случае ГЦН остановлены, температура первого контура ниже температуры насыщения, циркуляция в петлях происходит за счет разности плотностей теплоносителя между горячей (активной зоной) и холодной точками (парогенератором – ПГ) и геометрии первого контура.

4. Естественной циркуляцией при двухфазном режиме.

ГЦН остановлены, теплоноситель на выходе из активной зоны кипит, прерывания естественной циркуляции не происходит, если принимаются меры к недопущению скопления неконденсируемых газов под крышкой реактора.

5. Переносом тепла и массы в режиме «теплопровод».

Режим может возникнуть при следующих условиях: ГЦН остановлены, теплоноситель на выходе из активной зоны кипит. Имеется граница раздела фаз в реакторе. Пароводяная смесь из активной зоны проходит в теплообменные трубки ПГ, частично или полностью конденсируется, конденсат стекает по теплообменным трубкам (U-образный участок трубок приподнят на 20 мм по сравнению с концами трубок) и возвращается в корпус реактора.

Температура в «горячих» нитках и на выходе активной зоны одинакова и равна температуре насыщения. В таком режиме один парогенератор может отвести все остаточные тепловыделения реактора.

6. Циркуляцией через разрыв первого контура.

Перечисленные пять режимов переноса тепла и массы в петлях могут существовать при наличии разрыва первого контура. Когда происходит истечение теплоносителя через разрыв, это может характеризоваться:

- обратным теплообменом между первым и вторым контурами, когда отвод тепла первого контура происходит через течь, а первый контур снимает тепловую энергию от второго контура;
- нарушением связи между изменениями температуры в первом и втором контурах, когда течь приводит к потере парогенераторов как холодных источников.

В этих условиях температура на выходе активной зоны равна температуре насыщения или выше ее, в зависимости от того, залита активная зона или нет, за исключением случаев, когда расхода от СА03 достаточно для отвода тепла от зоны.

В случае возникновения течи первого контура, компенсируемой системами впрыска борного раствора или течи из первого контура во второй, у оператора имеется возможность отсечения аварийной петли посредством закрытия главных запорных задвижек (ГЗЗ) на этой петле (на РУ В – 338).

#### **Физическая категория Е-4: передача тепла за пределы первого контура**

Отвод тепла, накопленного в теплоносителе первого контура, может осуществляться либо в парогенераторах, либо через разрыв первого контура, а также тем и другим способами одновременно. Рассмотрим два первых варианта, (третий вариант представляет собой комбинацию первых двух).

Возможны три конфигурации теплоотвода в парогенераторах.

1. Нормальная прямая теплопередача из первого контура во второй в ПГ.

Теплопередача происходит при пузырьковом кипении питательной воды, либо при ее нагреве, что предполагает наличие хотя бы минимальной массы воды во втором контуре парогенераторов. Запас воды в ПГ определяется измерениями ее уровня.

Возможны следующие варианты этой конфигурации:

- а) объем воды достаточен, уровень воды имеет значение выше  $H_1 = 2$  м, не возникает никаких осложнений с теплообменом со стороны второго контура;
- б) объем воды недостаточен, имеют место нарушения, связанные с недостаточностью расхода питательной воды.

В этом случае уровень в ПГ располагается между  $H_0$  и  $H_1$ , теплообмен со стороны второго контура остается удовлетворительным, но в ходе процесса происходит опорожнение ПГ и ухудшение теплообмена. Если уровень во всех четырех ПГ снижается более чем на 500 мм от номинального, производится его восстановление с помощью аварийных насосов.

в) объем воды почти нулевой, уровень ниже  $H_0$ , трубный пучок полностью осушен, теплообмен в ПГ не гарантирован.

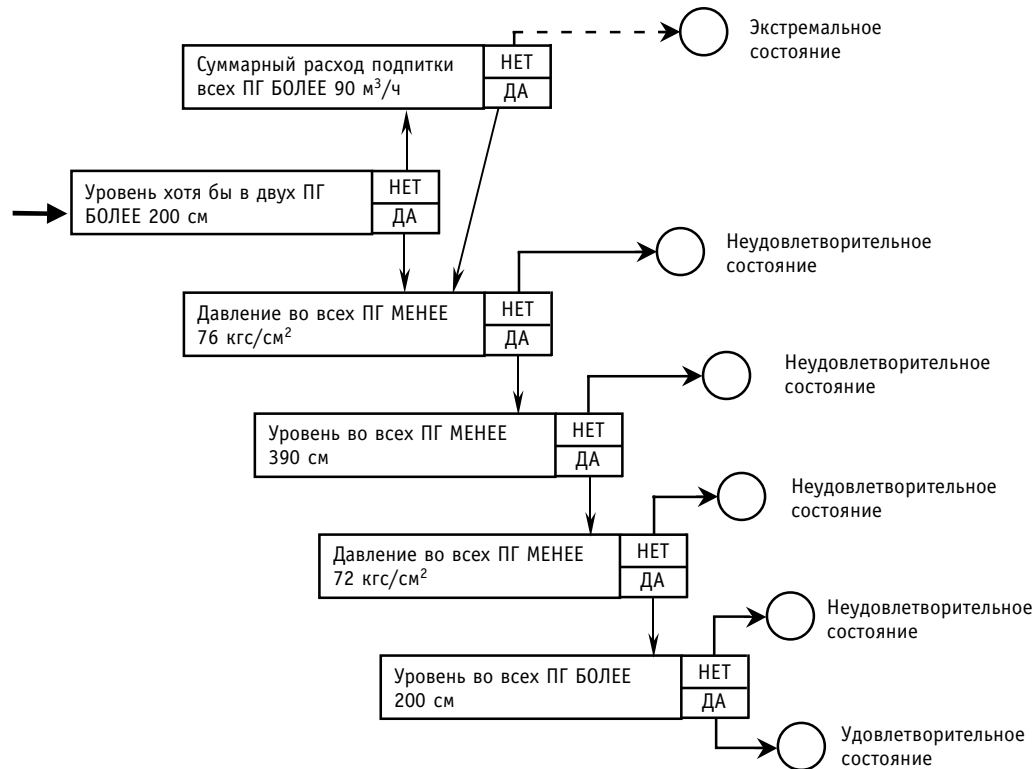


Рис. 3. Дерево состояний функции безопасности «Теплоотвод от 1 контура ко 2 контуру»

В случаях недостаточного или почти нулевого объема воды в ПГ можно говорить о двух параметрах, значение которых обуславливает включение систем безопасности:

- уставка на восстановление подачи питательной воды ( $H_{ПГ} < H_1$ );
- информация о неготовности одного или нескольких ПГ ( $H_{ПГ} < H_0$ ).

К этому может быть добавлен дополнительный фактор неготовности: целостность ПГ.

2. Ухудшенный либо нулевой теплообмен в парогенераторе. Он может быть обусловлен одним или сочетанием следующих факторов:

- отсутствием воды второго контура;
- наличием неконденсируемых газов со стороны первого контура;
- неудовлетворительной работой паросбросных устройств второго контура;
- закрытием хотя бы одной главной запорной задвижки на петле.

В этих условиях тепло будет отводиться в других парогенераторах или через разрыв первого контура.

3. Обратный теплообмен (из второго контура в первый) происходит, когда температура воды второго контура ПГ выше температуры теплоносителя первого контура. В этом случае отвода тепла через парогенератор не происходит.

4. Теплоотвод через разрыв первого контура. При этой конфигурации течь в разрыв первого контура приводит к отводу тепла и массы теплоносителя первого контура.

### Физическая категория Е-5: целостность ПГ

Категория «целостность ПГ» определяется по следующим показателям [8]:

- 1) разрыв паропровода;
- 2) разрыв трубопроводов питательной воды;
- 3) течь из первого контура во второй.

В этих случаях ПГ должен по мере возможности отключаться.

Наличие и величина течи из первого контура во второй определяется по датчикам радиационного и технологического контроля герметичности ПГ.

#### 4. Неплотность разъемов первого и второго контуров.

Допускается ограниченная, не более 72 ч, эксплуатация ПГ при нарушении герметичности только одной из прокладок люка первого контура. При течах через обе прокладки ПГ необходимо вывести из работы в течение не более одной смены.

Допускается эксплуатация ПГ с негерметичностью обеих прокладок во фланцевых люках второго контура не более 72 ч. При нарушении герметичности только внутренней прокладки люка второго контура допускается эксплуатация ПГ до очередного планово-предупредительного ремонта.

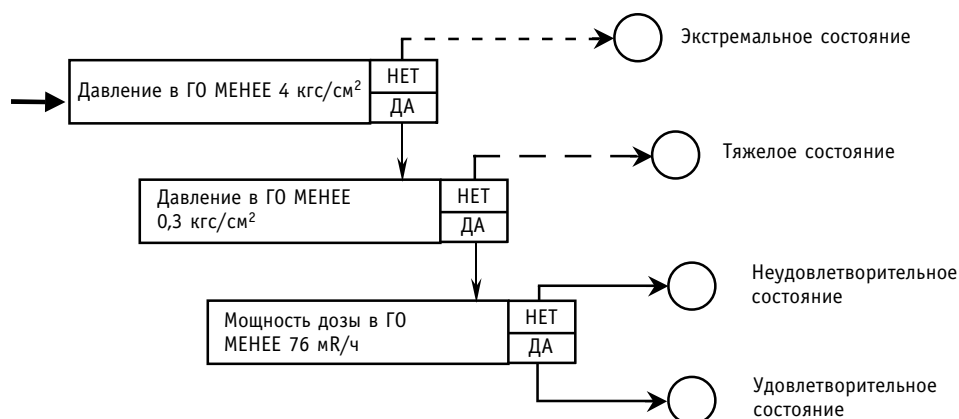


Рис. 4. Дерево состояний функции безопасности «Целостность защитной оболочки»

### Физическая категория Е-6: целостность защитной оболочки

Локализирующие системы безопасности, включают в себя герметичную оболочку, изолирующую арматуру и активную спринклерную систему. Они предназначены для предотвращения или ограничения распространения выделяющихся при аварии радиоактивных веществ и излучений за установленные проектом границы.

Параметрами, по которым (при достижении предельных значений) происходит закрытие изолирующей арматуры для предотвращения радиоактивных выбросов за пределы гермооболочки и включение спринклерной системы для снижения давления и температуры в ней, являются давление, температура и радиоактивность в гермооболочке. Закрытие изолирующей арматуры и включение спринклерной системы производятся автоматически. Действия оператора сводятся к дистанционному воздействию на элементы, не сработавшие автоматически (дистанционное дожатие изолирующей арматуры), а также определение места течи первого контура и отсечение его штатными запорными органами или ограничения истечения, например, быстрого принудительного снижения параметров второго контура и соответственно более быстрого снижения параметров первого контура

### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В работе изложена методика, с помощью которой можно определить физическое состояние реакторной установки в эксплуатационных и аварийных режимах, используя физические величины, представленные на блочном щите управления. Знание физического состояния реакторной установки позволяет оператору принимать адекватные этому состоянию действия (в поддержку действий автоматических систем



безопасности), имеющие своей целью последовательный перевод реакторной установки в конечное безопасное состояние.

### **Литература**

1. Анализ мероприятий по повышению безопасности для реактора ВВЭР-1000. IAEA-WWER-RD-080, 1994.
2. Глубокоэшелонированная защита в ядерной безопасности INSAG-10/ Доклад Международной консультативной группы по ядерной безопасности: Серия изданий по безопасности № 75-INSAG-10. – Вена: МАГАТЭ, 1998.
3. Разработка предложений по повышению безопасности реакторов ВВЭР-1000 для групп международных пользователей реакторов советского проекта. – М., 1993. IAEA-WWER-SC-092, 1994.
4. *Sugimoto J.* Study on thermal-hydraulic behavior during reflood phase of a PWR-Loka. – Tokyo (Ibaraki). – 1989. – 139 p. (Reports; M 88-262 Jap. Atomic energy research inst.
5. Проблемы безопасности атомных электростанций с реакторами ВВЭР-1000/320 и их категории. Вена: – МАГАТЭ, IAEA-EWP-WWER-05, 1997.
6. Основные принципы безопасности атомных электростанций INSAG-3. Доклад Международной консультативной группы по ядерной безопасности: Серия изданий по безопасности № 75-INSAG-3. Вена: – МАГАТЭ, 1989.
7. Безопасность атомных станций INSAG-5/ Доклад Международной консультативной группы по ядерной безопасности: Серия изданий по безопасности № 75-INSAG-5. – Вена: МАГАТЭ, 1992.
8. Целостность коллекторов ПГ реакторов ВВЭР-1000, IAEA-WWER-RD-057, 1993.

Поступила в редакцию 7.06.2004

**УДК 539.173.12**

*Experimental Cross-Sections of  $^{238}\text{U}$  Fission Induced by Intermediate Energy Protons* \A.Yu. Doroshenko, V.V. Ketlerov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 12 pages, 2 illustrations, 1 table. – References, 42 titles.

It was made the review of experiments on determining cross-section of  $^{238}\text{U}$  fission induced by protons with energies from 200 to 1000 MeV. Experimental methods used in measurements were analyzed. Estimation of fragment fission registration effectiveness was provided on basis of the experiments description and with the help of newer solid track detectors characteristics measurements. As a result of conducted analysis of the effectiveness, we have corrected cross-section of the  $^{238}\text{U}$  fission induced by protons in the energy region of interest.

**УДК 621.039.56**

*Numerical Modeling of Coolant Mixing with REMIX Code* \V.I. Melikhov, O.I. Melikhov, A.V. Petrosyan, S.E. Yakush; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 13 pages, 7 illustrations. – References, 21 titles.

REMIX (REactor MIXing) code for numerical analysis of coolant mixing is developed in Electrogorsk Research and Engineering Centre on NPP Safety. In this paper the mathematical model and numerical scheme of REMIX code is described. REMIX code is verified on two test problems: laminar/turbulent pipe flow, and flow behind a backward-facing step. The REMIX code is applied to calculation of boron mixing in VVER-1000 NPP reactor after start of main coolant pump. The calculations show that the decrease in the average boron concentration at the core inlet reached 31%, while local concentrations dropped by 38%.

**УДК 621.039.524**

*Physical Statutes of Reactor VVER-1000 Analyze and Management of Emergency Situations* \A.N. Shkarovskii, V.I. Aksekov, N.P. Serdun'; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 9 pages, 4 illustrations. – References, 8 titles.

Physical categories of nuclear power installation (NPI) determined by physical process which pass in elements of it equipment are suggested and founded. It is shown that combination (configuration) of physical categories determines physical conditions of NPI. Methodic for analysis of physical categories for determination of physical conditions is given. Analysis of different physical conditions of NPI is conducted, methodic of decision acceptance by operator on management of emergency situation (in support of safety system) with the purpose of consistent conversion to the final (safety) condition is developed.

**УДК 621.039.526: 621.039.546.8**

*Experimental Research of Hydraulic Parameters of Modified Fuel Assembly for RBMK-1000 Reactor* \E.F. Avdeev, I.A. Chusov, V.A. Levchenko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 12 pages, 11 illustrations, 1 table. – References, 5 titles.

Main results of experimental research on hydraulic parameters of the RBMK-1000 modified fuel assembly are presented. Data on full friction for TC with fuel assembly and local friction of the inlet and outlet of fuel assembly taking into account TC diameter change are given. Influence of change in dissector longitudinal direction relative to rod bundle on the hydraulic parameters of inlet, outlet, and of the bundle at whole has been investigated. Results of local friction measurements for the single grid spacer of the typical fuel assembly are also given.

**УДК 621.039.526**

*Influence of Track Geometry Deviation in Two-Loop Hydraulic Model on Total Hydraulic Friction Uncertainties* \Yu.S. Yur'ev, Yu.D. Levchenko, I.A. Chusov, A.A. Kazantsev, I.N. Leonov; Editorial board of