

## ПРОВЕРКА НЕПРЕРЫВНОСТИ ПОДАЧИ БОРНОГО РАСТВОРА В АКТИВНУЮ ЗОНУ РЕАКТОРА ПРИ РАЗРЫВАХ ПЕРВОГО КОНТУРА ЭКВИВАЛЕНТНЫМ ДИАМЕТРОМ ДУ 50–ДУ 100

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

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

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



Проведено расчетное исследование аварий с разрывом первого контура эквивалентным диаметром 50, 80 и 100 мм и потерей теплоносителя при работе реактора на номинальной мощности с целью проверки непрерывности подачи борного раствора в активную зону реактора при последовательном включении в работу трех ступеней системы аварийного охлаждения зоны – впрыска бора высокого давления, гидроаккумулирующих емкостей, впрыска бора низкого давления. Показано, что во всех исследованных режимах существует перекрытие по времени окончания работы ступени более высокого давления и началом работы ступени более низкого давления. Это обеспечивает расхолаживание реакторной установки и перевод реактора в подкритичное состояние.

### ВВЕДЕНИЕ

В рамках рассматриваемой задачи физическая категория «подкритичность реактора» в нормальных и аварийных режимах его работы обеспечивается двумя факторами – положением органов регулирования системы управления и защиты (ОР СУЗ) и концентрацией борной кислоты в активной зоне. В случае аварий с разрывом первого контура и потерей теплоносителя формируются сигналы на срабатывание АЗ-1 и запуск систем безопасности. При этом сначала борный раствор подается в первый контур от насосов впрыска высокого давления (при давлении в первом контуре, равном 10,59 МПа), затем по достижении давления 5,88 МПа, подключаются гидроаккумулирующие емкости системы аварийного охлаждения зоны (ГЕ САОЗ), а по достижении давления 1,47 МПа включаются в работу насосы аварийного расхолаживания (АР). Однако в процессе развития аварийной ситуации могут сложиться условия, при которых, исчерпав запас борного раствора, ГЕ САОЗ прекращают свою работу, а давление в первом контуре остается выше 1,47 МПа, что исключает возможность подачи борного раствора от насосов АР, а это может привести к неуправляемому росту реактивности. Целью настоящего исследования является проверка непрерывности подачи борного раствора на всем протяжении аварийного процесса при разрывах пер-

---

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

вого контура эквивалентным диаметром Ду 50–Ду 100 и достаточности этой подачи для расхолаживания активной зоны и перевода реактора в конечное безопасное состояние.

### ИСХОДНЫЕ ДАННЫЕ ДЛЯ РАСЧЕТА

Исходные данные для расчета параметров аварийной ситуации в общем виде представлены в [1]. К этим общим данным необходимо добавить некоторые специфические особенности, характеризующие исходное состояние реакторной установки (РУ) при рассмотрении данной конкретной аварийной ситуации. Они заключаются в следующем:

- в качестве исходного события принимается разрыв трубопровода первого контура эквивалентными диаметрами Ду 50 (начальный расход течи составляет 265 кг/с), Ду 80 (начальный расход течи 670 кг/с) и Ду 100 (начальный расход течи 1040 кг/с); все системы нормальной эксплуатации и системы безопасности работают без отказов в проектом режиме; обесточивания АЭС во время аварийного режима не происходит;

- все параметры РУ принимаются (в том числе и распределение энерговыделения по высоте и сечению активной зоны) в наихудшем состоянии для оценки последствий исходного события; учитываются задержки на срабатывание защит и блокировок, и время транспортного запаздывания подаваемых сред в первый и второй контуры;

- во всех режимах принято, что отключение главных циркуляционных насосов (ГЦН) происходит по уменьшению разности температур теплоносителя в горячей нитке главного циркуляционного трубопровода (ГЦТ) и температурой насыщения ниже 15°C, как наиболее консервативное предположение с точки зрения теплогидравлической обстановки в активной зоне реактора.

В процессе расчетного анализа аварийной ситуации исследуется поведение тех же параметров, что и в [1].

### МЕТОДИКА РАСЧЕТА

Непосредственно с задачей расчета связаны такие составные части реакторной установки:

- реактор;
- циркуляционные петли;
- компенсатор давления (КД);
- парогенератор (ПГ);
- система СА03;
- главные циркуляционные насосы (ГЦН).

Расчет изменения параметров первого и второго контуров для режима разрыва Ду 50 выполнялся по программе «Динамика-5» [2, 3]. В общем виде расчетная схема РУ, включая некоторые ее особенности, обусловленные специфическими условиями данного расчета, описана ниже.

Система теплоносителя первого контура представлена четырьмя расчетными петлями:

- расчетная петля 1 – петля, к которой подключен компенсатор давления;
- расчетная петля 2 – аварийная петля;
- расчетные петли 3 и 4 – рабочие петли (моделируют две оставшиеся петли, которые считаются работающими в одинаковых условиях).

По длине циркуляции теплоносителя в петлях выделены три макроучастка – горячий трубопровод, тепловыделяющие трубки ПГ, холодный трубопровод. Горячий трубопровод представлен семью участками, трубки ПГ разбивались по длине на пять

участков, холодный трубопровод состоит из семи участков, дыхательный трубопровод КД представлен тремя участками.

Сборная (СКР) и напорная (НКТ) камеры реактора моделировались одним участком каждая. Активная зона по высоте разбивалась на десять участков одинаковой длины.

Расчет аварийных режимов разрыва первого контура Ду 80 и Ду 100 выполнялся по многоэлементной программе «ТЕЧЬ М-4» [3, 4]. Циркуляционный контур при расчетах по этой программе представлен аварийной петлей и работоспособными петлями. Общее количество петель – четыре. Компенсатор давления подключен к петле 1. Первый контур, исключая активную зону, представлен 67 расчетными элементами. Второй контур моделировался 4 расчетными элементами, один из которых моделирует парогенератор аварийной петли, а остальные – ПГ работоспособных петель. Работоспособные петли разделены на 16, а аварийная петля – на 17 расчетных элементов. НКТ и СКР моделируются соответственно 5 и 3 расчетными объемами. КД и соединительный трубопровод представлены 1 и 2 расчетными объемами соответственно. Активная зона представлена пятью параллельными каналами, четыре из которых моделируют ее обогреваемую часть, а один необогреваемый – протечки теплоносителя мимо активной зоны. Обогреваемые каналы отличаются различным энерговыделением. Каналы активной зоны по высоте разделены на 12 участков, 10 из которых моделируют тепловыделяющую часть, а два – вход и выход из активной зоны.

При расчетном описании динамики процессов в ПГ моделируется работа системы подачи питательной воды, предохранительных клапанов, стопорных клапанов турбины и клапанов быстродействующих редукционных устройств. ПГ соединены линией перетечек, которая моделирует общий паровой коллектор.

Обоснование используемых программ и описанной расчетной схемы приведено в ряде работ по верификации [5–7].

В расчетах по программе «Динамика-5» в качестве аварийной петли принята петля 2, при этом принимается течь на холодной нитке ГЦТ вблизи корпуса реактора. Насосы аварийного впрыска бора (3 насоса) подключены к холодным ниткам циркуляционных петель 1, 3 и 4.

В расчетах по программе «Течь-М-4» в качестве аварийной петли принята петля 4, при этом течь моделируется на холодной нитке вблизи корпуса реактора. Насосы аварийного впрыска бора высокого давления (3 насоса) подключены к холодным ниткам петель 2, 3 и 4. Насосы аварийного расхолаживания (3 насоса) подключены следующим образом:

- 2 насоса – к СКР и НКТ двумя напорными трубопроводами;
- третий насос – к горячей и холодной ниткам петли 4 двумя трубопроводами.

В расчетах по обеим программам принято, что работают 4 гидроаккумулирующие емкости САОЗ, две из них подключены к СКР, а две – к НКТ.

## **РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТА**

Как и в работе [1] в настоящем исследовании было рассчитано изменение всех параметров РУ в процессе развития аварийной ситуации. Для каждого параметра, характеризующего физическое состояние РУ, были построены соответствующие графики. Анализ и сопоставление графиков для каждого исходного события позволил проследить развитие аварийной ситуации и момент достижения условий срабатывания того или иного устройства системы управления и защиты реакторной установки.

**Разрыв эквивалентным диаметром Ду 50 трубопровода на входе в реактор**

Вследствие истечения теплоносителя первого контура происходит резкое падение давления и уровня в КД и на 35 с процесса срабатывает аварийная защита, после чего скорость снижения давления превышает 0,078 МПа/с, что приводит к запуску систем безопасности. Насосы аварийного впрыска бора начинают работать в режиме рециркуляции. Через 10 с после срабатывания АЗ закрываются стопорные клапаны турбины. В этот момент отключаются турбопитательные насосы и включаются вспомогательные питательные электронасосы (ВПЭН), которые подают воду в ПГ из деаэратора с температурой 164°C и расходом 150 м<sup>3</sup>/ч каждый. Этого расхода достаточно для того, чтобы обеспечить поддержание номинального уровня в ПГ. Давление во втором контуре поддерживается работой быстродействующей редуccionной установкой со сбросом пара в конденсатор турбины (БРУ-К).

На 130 с процесса давление теплоносителя в первом контуре снижается до 10,59 МПа, и насосы аварийного впрыска бора начинают подавать борный раствор в холодные нитки ГЦТ. На 145 с оператор отключает ГЦН по сигналу снижения запаса до насыщения  $\Delta t_s < 15^\circ\text{C}$ .

За счет подачи борного раствора от насосов СА03 расход в течь компенсируется и давление теплоносителя в первом контуре стабилизируется на уровне 5,9 МПа.

На 900 с с начала аварии опорожняется бак емкостью 125 м<sup>3</sup> с концентрацией борной кислоты 40 г Н<sub>3</sub>ВО<sub>4</sub>/кг Н<sub>2</sub>О и осуществляется переключение насосов СА03 на подпитку из баков с концентрацией борной кислоты 16 г Н<sub>3</sub>ВО<sub>4</sub>/кг Н<sub>2</sub>О (3 бака емкостью 500 м<sup>3</sup> каждый).

К 5000 с аварийного процесса за счет работы насосов аварийного впрыска бора температура в СКР снижается до 160°C, температура в НКР – до 60°C, давление стабилизируется на уровне 5,9 МПа. Таким образом, при течи первого контура эквивалентным диаметром Ду 50 не требуется ввод в работу ГЕ СА03 и насосов АР. Насосы впрыска бора высокого давления обеспечивают компенсацию течи, расхолаживание активной зоны и перевод реактора в подкритичное состояние.

**Разрыв эквивалентным диаметром Ду 80 трубопровода на входе в реактор**

Выброс теплоносителя в течь не компенсируется работой системы нормальной подпитки, что приводит к снижению давления в первом контуре и уровня воды в КД и на 9 с процесса достигается уставка на срабатывание АЗ. Срабатывание АЗ и некоторая задержка в отключении ГЦН приводит к расхолаживанию активной зоны (отводу тепла, аккумулированному в топливе). Запускаются системы безопасности и на 50 с подключаются насосы аварийного впрыска бора СА03. Подача борного раствора от насосов СА03 обеспечивает расхолаживание, частичную компенсацию течи и снижение средней температуры теплоносителя первого контура. Начиная с 200 с процесса, происходит подключение ГЕ СА03 в пульсирующем режиме работы. Подача холодной воды в корпус реактора обеспечивает также отвод тепла, аккумулированного в корпусе реактора и металлоконструкциях первого контура.

На 1240 с начинается подача борного раствора от аварийных насосов расхолаживания, однако это приводит к резкому росту давления теплоносителя до 3,3 МПа и насосы АР начинают работать в пульсирующем режиме. Тем не менее, подачи борного раствора от 3 насосов аварийного впрыска бора, ГЕ СА03 и 3 насосов АР, даже работающих в пульсирующем режиме, достаточно для компенсации течи теплоносителя и к 2100 с аварийного процесса происходит стабилизация параметров первого и второго контуров РУ. На выходе из наиболее теплонапряженных ка-

налов активной зоны не наблюдается повышения температуры теплоносителя выше ее значений в номинальном режиме.

С задержкой 10 с с момента формирования сигнала на срабатывание АЗ закрываются стопорные клапаны турбины, что приводит к росту давления во втором контуре и срабатыванию БРУ-К. После отключения турбины происходит отключение нормальной подпитки ПГ, а его питание осуществляется от ВПЭН из деаэратора.

Таким образом, в аварии с течью Ду 80 при работе СА03 в составе трех насосов аварийного впрыска бора, трех насосов АР и четырех ГЕ обеспечивается расхолаживание активной зоны и поддержание ее в подкритическом состоянии в течение всего аварийного процесса. Результаты расчета также показали, что имеется перекрытие по времени между нижним пределом области работы ГЕ СА03 (1340 с процесса) и верхним пределом работы насосов аварийного расхолаживания (1240 с процесса).

### **Разрыв эквивалентным диаметром Ду 100 трубопровода на входе в реактор**

Выброс массы теплоносителя в течь превышает возможности нормальной подпитки, что приводит к снижению давления в первом контуре и уровня воды в КД. На 6 с процесса достигается уставка на срабатывание АЗ-1.

Срабатывание АЗ-1 и некоторая задержка в отключении ГЦН приводит к расхолаживанию активной зоны (отводу тепла, аккумулированного в топливе). Запускаются системы безопасности и на 45 с процесса подключаются насосы аварийного впрыска бора СА03. Подача воды от насосов СА03 обеспечивает расхолаживание, частичную компенсацию течи и снижение средней температуры теплоносителя первого контура. Начиная с 200 с процесса, происходит подключение ГЕ СА03, и их работа в пульсирующем режиме. Подача холодной воды в реактор от СА03 обеспечивает также отвод тепла, аккумулированного в корпусе реактора и металлоконструкциях первого контура. На 578 с аварийного процесса резкое снижение давления теплоносителя вследствие подачи холодной воды от ГЕ приводит к началу подачи борного раствора от насосов аварийного расхолаживания.

Эффективности работы 3 насосов аварийного впрыска бора, гидроемкостей СА03 и 3 насосов аварийного расхолаживания достаточно для компенсации утечки теплоносителя и начала повторного заполнения активной зоны. На выходе из наиболее теплонапряженных каналов активной зоны не наблюдается повышения температуры теплоносителя выше значения в номинальном режиме.

С задержкой 10 с с момента формирования сигнала на срабатывание АЗ-1 закрываются стопорные клапаны турбины, что приводит к росту давления во втором контуре и срабатыванию БРУ-К. После отключения турбины происходит отключение нормальной подпитки ПГ и его питание осуществляется от ВПЭН из деаэратора.

Таким образом, в аварии с течью Ду 100 при работе СА03 в полном составе обеспечивается расхолаживание активной зоны и поддержание ее в подкритическом состоянии в течение всего аварийного процесса. Имеется перекрытие по времени между нижним пределом области функционирования ГЕ СА03 (1245 с процесса) и верхним пределом области функционирования насосов аварийного (578 с процесса).

### **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Проведен расчетный анализ спектра аварий с течами из холодной нитки ГЦТ эквивалентным диаметром 50, 80 и 100 мм с целью проверки непрерывности подачи борного раствора в активную зону. Результаты расчетов показали следующее:

- в аварии с течью эквивалентным диаметром 50 мм давление теплоносителя первого контура в течение всего времени расчета поддерживается на уровне, превыша-

ющем давление срабатывания ГЕ СА03 (5,88 МПа) за счет работы насосов аварийного впрыска бора, при этом расхода этих насосов достаточно для компенсации течи, расхолаживания РУ и поддержания реактора в подкритическом состоянии;

- в аварии с течью эквивалентным диаметром 80 и 100 мм работа насосов аварийного впрыска бора и ГЕ СА03 приводит к снижению давления теплоносителя первого контура и началу подачи борного раствора насосами аварийного расхолаживания; совместная работа насосов аварийного впрыска бора, ГЕ СА03 и насосов аварийного расхолаживания обеспечивает компенсацию течи, расхолаживание РУ и перевод ее в подкритическое состояние;

- в аварии с течью эквивалентными диаметрами 80 мм и 100 мм обеспечивается перекрытие по времени в подаче борного раствора между окончанием подачи из ГЕ СА03 и началом подачи насосами аварийного расхолаживания; для течей Ду 80 это перекрытие составляет 100 с для течей Ду 100 – 667 с.

### **Литература**

1. 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.
2. Программа для ЭВМ. Расчет нестационарных режимов энергетических установок с ВВЭР «Динамика-5». Методика расчета 8624606.00306-01001, ГКАЭ ОКБ «Гидропресс», 1989.
3. Зайцев С.И., Беляев Ю.В., Вавилина А.А. Расчет стандартных задач МАГАТЭ по программам «Динамика» и «Течь»/Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР. Международный семинар «Теплофизика-90» (25-28 сентября 1990 г.): Тезисы докладов. – Обнинск: ФЭИ, 1990. – С. 53.
4. Программа для ЭВМ. Расчет параметров 1 контура при разрывах трубопроводов. «ТЕЧЬ-М-4»: Спецификация, 8624606.00256-01, ГКАЭ ОКБ «Гидропресс», 1989.
5. Установка реакторная В-341. Обоснование методик и программ для расчета нестационарных режимов на основании экспериментальных данных, 341-Пр-035, ГКАЭ, ОКБ «Гидропресс», 1983.
6. Корниенко Ю.Н., Невинница А.И., Проклов В.Б. Обзор методов обоснования достоверности и верификации кодов улучшенной оценки для анализа безопасности АЭС (системно-информационный аспект)/Труды Международной конф. «Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР» (21-24 ноября 1995 г.). – Обнинск. – Т. 3 – С. 5-19.
7. Елкин И.В., Макеенко М.П., Прошутинский А.П. Интегральный теплофизический стенд ИСБ-ВВЭР/Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР. Международный семинар «Теплофизика-90» (25-28 сентября 1990 г.): Тез. докл. – Обнинск: ФЭИ, 1990. – С. 72-73.

Поступила в редакцию 30.09.2004

## ABSTRACTS OF THE PAPERS

### УДК 621.039:32:338

*Nuclear Technology – Guarantee of the Stable Development Russia in the 21 Century* \V.M. Murogov, N.N. Ponomarev-Stepnoy; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 6 pages, 1 table.

The gives brief analysis of the current and future role of the nuclear technology ( first off all – nuclear energy) in the world and in Russia, specifically Russia, we could say, has to develop the nuclear technology (and nuclear energy, as the key for this development). The nuclear energy is not the only and not so much the part of energy market: it is the key element of the defence power of the russsian nuclear «triada» and moreover, nuclear science and technology predetermine the social-political and technical-economic development of our country in the 21 century.

### УДК 681.51:621.039

*Development and Research of the Ultrasound Wave-Guide Sensors for Control Liquid Metal Coolant* \V.I. Melnikov, M.A. Kamnev, S. Eckert, G. Gerbeth; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 7 pages, 7 illustrations. – References, 9 titles.

New ultrasound wave-guide sensors employing longitudinal and shear wave-guide's for control and diagnostics liquid metal coolant have been developed. The sensor's application possibility for liquid sodium and lead-bismuth eutectic control has been confirmed. A technology of the wave-guide surface preparation aimed to achieve acoustic contact in the liquid metal medium have been developed and tested. Velocities profile various temperatures tests have been carried out in lead-bismuth eutectic and sodium.

### УДК 681.51:621.311.25

*Automatic Weld Flaw Detection Based on the Ultrasonic Testing of NPPs' Pipelines* \A.O. Skomorokhov, P.A. Belousov, A.V. Nakhobov, A.S. Mokrousov, I.F. Schedrin, T.F. Kozak; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). Obninsk, 2005. – 10 pages, 7 illustrations, References – 7 titles.

The paper describes development of algorithms and software of «UJK-Analyst» – a system for automatic weld flaw detection in pipelines of RBMK-type nuclear power plants. The paper covers ultrasonic signals smoothing, dependence of detection levels and statistical characteristics of noise, calculation of flaw coordinates and false alarm minimization. The paper also contains a short description of a system software implementation.

### УДК 621.039.586

*Checking of Continuity of Boron Solution Delivery into Core during Rupture of the First Circuit with Equivalent Diameter 50 – 100 mm* \A.N. Shkarovskiy, V.I. Aksenov, N.P. Serdun'; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 6 pages. – References, 7 titles.

Calculating research of accidents with rupture of the first circuit with equivalent diameter 50 – 100 mm and loss of coolant in reactor operation on power rating with the purpose to check the continuity of boron solution delivery into core is developed. The work is carried out with successive including of three steps of emergency cooling of core: boron injection with high pressure, vbhidrostorage reservoirs, boron injection with low pressure. It is shown, there are intersection in time of end of work of the step with more high pressure and begin of work of the step with more low pressure in all researching conditions. It is ensured reactor cooldown and its transfer in subcritical condition.