

УДЕРЖАНИЕ РЕАКТОРА В ПОДКРИТИЧЕСКОМ СОСТОЯНИИ ПРИ ЗАПРОЕКТНОЙ АВАРИИ ОДНОВРЕМЕННЫМ РАСХОЛАЖИВАНИЕМ И ДЕКОМПРЕССИЕЙ ПЕРВОГО КОНТУРА

И.И. Свириденко

*Севастопольский государственный университет
299053, Россия, г. Севастополь, ул. Университетская, 33*



Представлены результаты исследования аварийного режима удержания реактора ВВЭР-1000 в подкритическом состоянии автономными пассивными системами безопасности, обеспечивающими отвод остаточного тепловыделения активной зоны с одновременной декомпрессией первого контура. Методом расчетного моделирования исследована запроектная авария с полным длительным обесточиванием энергоблока атомной электростанции при отказе всех аварийных источников электроснабжения собственных нужд. Исследование выполнено на модели реакторной установки (РУ) АЭС с ВВЭР-1000 / В-320 с использованием расчетного кода RELAP5. Особенностью модели является использование в составе реакторной установки двух пассивных систем безопасности: отвода остаточного тепловыделения с теплоотводом от первого контура (СПОТ Р) и расхолаживания компенсатора давления (СПР КД). К теплообменному оборудованию, осуществляющему в этих пассивных системах теплоотвод от первого контура к промежуточному, относятся теплообменники на основе испарительно-конденсационных устройств замкнутого типа – двухфазных термосифонов. Такое оборудование обеспечивает высокую эффективность, надежность и безопасность аварийного теплоотвода, гарантированно разграничивает рабочие среды первого контура и промконтура. В условиях рассматриваемой запроектной аварии эти системы должны обеспечить перевод и удержание РУ в безопасном состоянии в случае подкритичности активной зоны. Цель исследования – анализ возможности обеспечения подкритичности при длительной совместной работе пассивных систем безопасности. Результаты расчетного моделирования показали, что совместная работа СПОТ Р и СПР КД обеспечивает надежный и эффективный отвод остаточного тепловыделения со снижением давления в первом контуре до 2 МПа. Несмотря на то, что при таком давлении в первый контур поступает только половина объема гидроемкостей пассивной части системы аварийного охлаждения активной зоны, достигаемая концентрация борной кислоты в первом контуре поддерживает реактор в подкритическом состоянии в течение всего аварийного процесса. Работа этих пассивных систем, обеспечивая снижение температуры теплоносителя первого контура с безопасной скоростью расхолаживания РУ, не приводит к формированию условий, которые могли бы угрожать целостности корпуса реактора (термоудар под давлением, холодная опрессовка). Результаты получены с учетом высвобождения положительной реактивности при разотравлении реактора. Максимальное значение реактивности составило $-2.79 \text{ \$}$.

Ключевые слова: безопасность реакторной установки, запроектная авария, подкритическое состояние, система пассивного отвода теплоты.

АКТУАЛЬНОСТЬ ПРОБЛЕМЫ И ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Наиболее опасной запроектной аварией (ЗПА), приводящей к повреждению активной зоны, является длительное обесточивание АЭС с полной потерей аварийных источников электроснабжения собственных нужд. Наглядным примером является авария на АЭС «Фукусима Дайичи» 11 марта 2011 г., в результате которой произошло разрушение четырех энергоблоков станции, сопровождавшееся радиоактивным загрязнением окружающей территории и части акватории Тихого океана [1].

Основной особенностью такой ЗПА является отсутствие у персонала станции активных средств ее преодоления и очень короткий период времени для предотвращения повреждения активной зоны. Для РУ АЭС с ВВЭР-1000 он составляет не более трех часов [2].

Главной задачей в условиях подобной ЗПА является организация отвода остаточного тепловыделения от активной зоны с обеспечением ее подкритичности. Одним из методов ее эффективного решения является оснащение РУ системой пассивного отвода остаточного тепловыделения от первого контура (СПОТ Р) [3] и системой пассивного расхолаживания компенсатора давления (СПР КД) [4]. Эти системы имеют примерно одинаковую конфигурацию и работают совместно. Использование в них теплообменного оборудования на основе низкотемпературных двухфазных термосифонов (ДТС) обеспечивает эффективность, надежность и безопасность аварийного теплоотвода [5 – 8]. Подтверждением этому являются результаты исследований [9], согласно которым персонал АЭС получает запас времени не менее трех суток, в течение которых может быть восстановлено электроснабжение собственных нужд или задействовано альтернативное оборудование (мобильные дизель-генераторы или дизель-насосы).

Совместная работа СПОТ Р и СПР КД заключается в одновременном расхолаживании и декомпрессии первого контура. Расхолаживание приводит к вводу положительной реактивности, которая в полной мере компенсируется борной кислотой, поступающей из гидроемкостей (ГЕ) системы аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ) в процессе декомпрессии [10].

Особенностью рассматриваемого аварийного процесса является то, что на определенном этапе (примерно восемь часов после срабатывания аварийной защиты) начинается разотравление реактора, приводящее к вводу положительной реактивности из-за снижения концентрации ксенона в активной зоне [11]. Следовательно, перед внедрением указанных СПОТ Р и СПР КД в состав пассивных систем безопасности АЭС с ВВЭР помимо оценки эффективного теплоотвода необходимо проводить анализ возможности обеспечения подкритичности реактора при длительной совместной работе этих систем.

ОРГАНИЗАЦИЯ ТЕПЛОТВОДА АВТОНОМНЫМИ СПОТ Р И СПР КД

Схема РУ АЭС с ВВЭР-1000 с автономными СПОТ Р и СПР КД приведена на рис. 1 а. Обе системы оборудованы теплообменными аппаратами на основе двухфазных термосифонов (ДТС) (рис. 1 б) [12, 13]. Сборки ДТС в теплообменниках пассивных систем, обеспечивая эффективный теплоперенос от первого контура к промконтур, одновременно формируют дополнительные барьеры проникновению радионуклидов на пути их возможного распространения при межконтурных течах [14]. Конструкции термосифонных теплообменников аварийного расхолаживания (ТОАР) и теплообменников-конденсаторов (ТК) обеих пассивных систем одинаковы, отличаются лишь теплообменной поверхностью.

СПОТ Р состоит из четырех петель с термосифонными ТОАР и автономными промежуточными двухфазными контурами теплоотвода. Каждая петля подключена к верхне-

му и нижнему трубопроводам СА03. Трубопроводы промконтур соединяют ТОАР с соответствующими ТК, размещенными в баках аварийного отвода теплоты (БАОТ) за пределами гермообъема. ТК коллекторного типа обеспечивают отвод теплоты воде БАОТ.

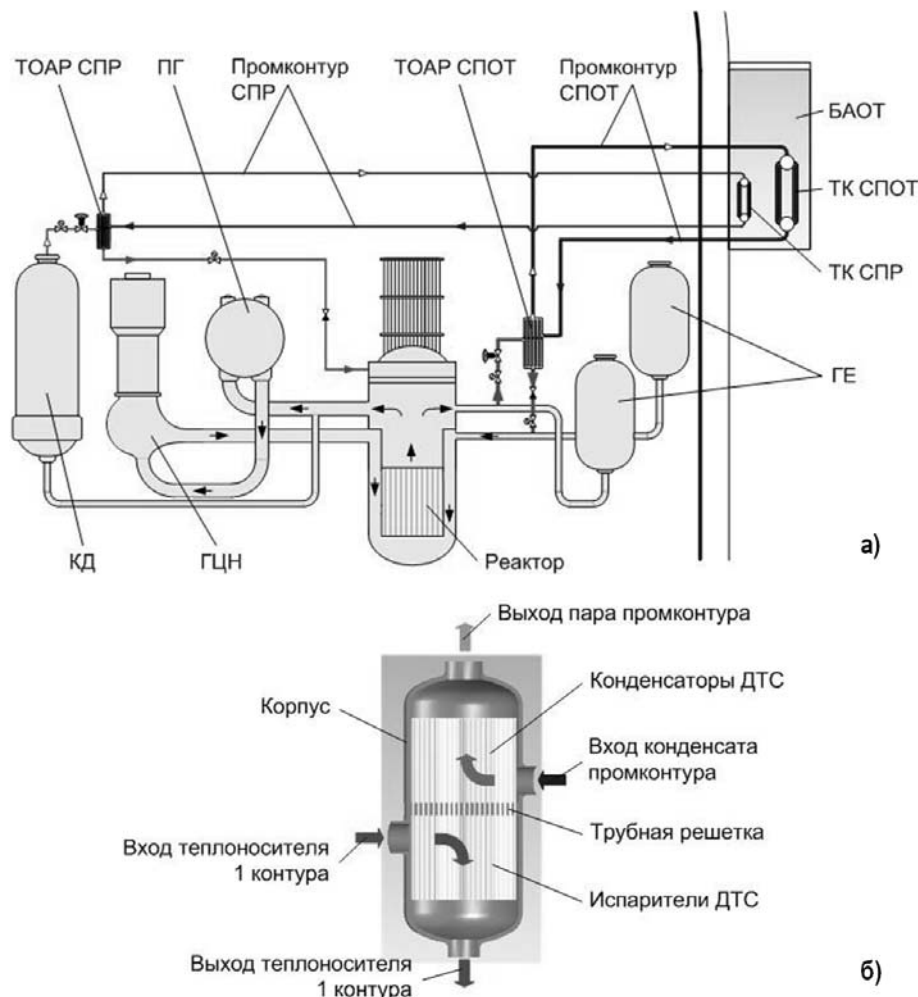


Рис. 1. Схемы РУ АЭС с ВВЭР с автономной СПОТ Р и СПР КД (а) и теплообменника расхолаживания на основе двухфазных термосифонов (б)

Ввод в действие СПОТ Р и СПР КД осуществляется пассивным образом по факту обесточивания. Для плавности наброса тепловой нагрузки на СПОТ Р и СПР КД без тепловых и гидроударов подключение их к РУ совершается на этапе процесса расхолаживания через парогенератор (ПГ).

Если же обесточивание произошло не по общей причине, а из-за отказа некоторых элементов электрооборудования и выразилось только в кратковременной потере электропитания запорной арматуры, предусмотрена возможность оперативного вмешательства оператора для недопущения начала процесса расхолаживания РУ. Подключение СПОТ к РУ происходит после потери электропитания с некоторой задержкой по времени, достаточной для выполнения оператором действий, исключающих захолаживание первого контура и всплеск реактивности в активной зоне [15].

На первоначальном этапе аварийного процесса теплоотвод от первого контура к термосифонному ТОАР СПОТ Р осуществляется за счет естественной циркуляции (ЕЦ)

однофазного теплоносителя. При возможном кипении теплоносителя в активной зоне термосифонный ТОАР выполняет функцию конденсатора пара первого контура. Конденсат теплоносителя первого контура возвращается в активную зону реактора через нижние патрубки СА03.

СПР КД состоит из двух петель с термосифонными теплообменниками расхолаживания КД и промежуточными двухфазными контурами теплоотвода. Паровой трубопровод каждой из петель расхолаживания подключен к компенсатору, конденсатный – к верхнему блоку реактора. ТОАР КД обеспечивает конденсацию пара первого контура, отводимого из объема паровой подушки компенсатора, после чего конденсат возвращается под крышку реактора, где смешивается с теплоносителем первого контура. Промконтур СПР КД по конфигурации аналогичен промконтур СПОТ Р.

Расхолаживание КД в аварийных условиях с обесточиванием проводится с целью надежного снижения давления в первом контуре до величины, обеспечивающей ввод жидкого поглотителя – бора в теплоноситель из ГЕ СА03. Пассивное расхолаживание КД осуществляется параллельно с работой СПОТ Р.

НАЧАЛЬНЫЕ И ГРАНИЧНЫЕ УСЛОВИЯ РАСЧЕТНОГО АНАЛИЗА

Исследование выполнено с использованием модели энергоблока Хмельницкой АЭС-1 для расчетного кода RELAP5/MOD3.4.

Перед обесточиванием РУ имеет номинальные параметры, значения которых в модели приняты без учета отклонений. Параметры кинетики реактора приняты в соответствии с параметрами реальной топливной загрузки для стационарного четырехгодичного топливного цикла. Все системы энергоблока работают согласно их проектным алгоритмам.

Остаточное энерговыделение соответствует значению, достигаемому на конец кампании с максимумом в верхней части активной зоны (худший возможный вариант).

На 20-й секунде расчета происходит обесточивание энергоблока с отказами дизель-генераторов и быстродействующей редуцирующей установки со сбросом пара в атмосферу на открытие и отказ отключения ГЕ СА03 при снижении уровня до минимального.

Моделируется выбег главных циркуляционных насосов (ГЦН) и турбопитательных насосов. Выход пара из ПГ по каналам нормальной эксплуатации прекращается.

Предохранительные клапаны (ПК) КД и ПГ срабатывают по уставкам. При посадке ПК после каждого сброса давления обеспечивается герметичность защищаемых ими систем.

Потеряны все аварийные и внешние источники электроснабжения. Активные системы безопасности не работают в течение всего переходного процесса. Вся электроприводная арматура, включая регулирующие, запорные и паросбросные клапаны с первой секунды аварийного переходного процесса, неработоспособна, все быстродействующие редуцирующие установки закрыты.

Через 40 мин после обесточивания вводится в действие СПОТ Р, а еще через 10 мин – СПР КД.

Моделируется срабатывание ГЕ СА03.

Никакие другие действия не моделируются. Рассматриваемый переходной процесс исследуется в течение трех суток.

АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ РАСЧЕТНОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ

В течение первых двух минут после срабатывания аварийной защиты давление первого контура снижается с 16 до 15,3 МПа (рис. 2). Это связано со снижением средней температуры теплоносителя первого контура (рис. 3) и уровня в КД.

По мере завершения выбега ГЦН (~250 секунд с момента обесточивания электродвигателей) и перехода на ЕЦ теплоносителя в петлях расход теплоносителя через активную зону падает. Снижение расхода и падение уровня котловой воды в ПГ, обусловленное

неработоспособностью всех систем подачи питательной воды, приводят к росту температуры теплоносителя на выходе из реактора и, как следствие, к росту уровня в КД и давления первого контура. К началу четвертой минуты аварии давление восстанавливается до значения, которое поддерживалось в первом контуре до обесточивания, а к 16-й минуте – приближается к значению, соответствующему уставке открытия контрольного ПК КД (18,58 МПа), не превышая ее.

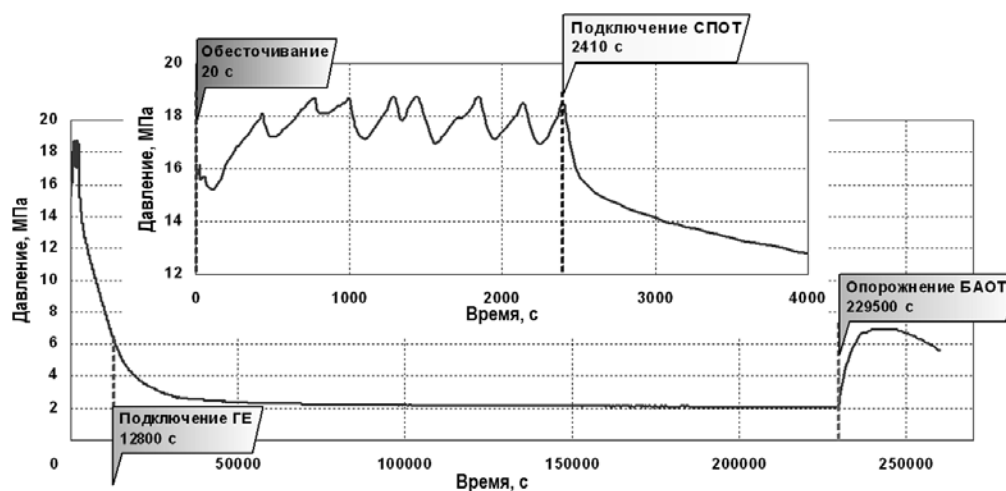


Рис. 2. Давление первого контура на выходе из активной зоны

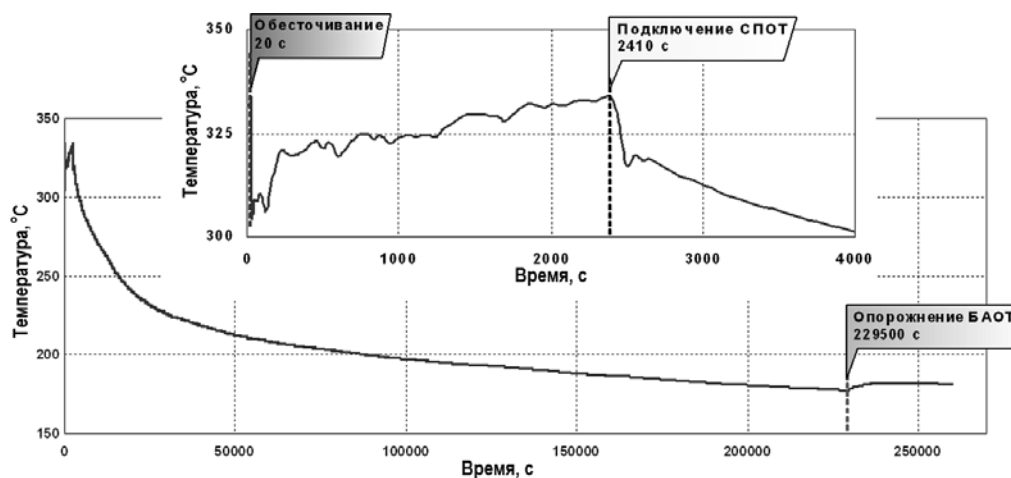


Рис. 3. Температура теплоносителя первого контура на выходе из активной зоны

С этого момента и до подключения СПОТ Р на 2410-й секунде давление первого контура поддерживается в диапазоне значений ниже уставок этого клапана на открытие. Теплоотвод от РУ через второй контур осуществляется за счет периодического срабатывания ПК ПГ, что приводит к незначительным колебаниям давления (см. рис. 2) и температуры первого контура (рис. 4). При срабатываниях ПК ПГ уровень в ПГ снижается, ухудшается теплоотвод от первого контура и температура теплоносителя постепенно растет (см. рис. 3).

Время подключения СПОТ Р и СПР КД выбрано исходя из недопущения срабатывания ПК КД [16]. При открытии ПК КД с возможной его последующей неподачей на исходное событие аварии произойдет наложение дополнительного события – средней течи первого контура. При отсутствии электроснабжения, а следовательно, и источни-

ков подпитки первого контура (активные САОЗ высокого давления) это приведет к быстрой потере теплоносителя первого контура, оголению активной зоны и прекращению теплоотвода с последующим плавлением топлива. Иными словами, при срабатывании ПК КД существует вероятность перехода аварии в тяжелую фазу.

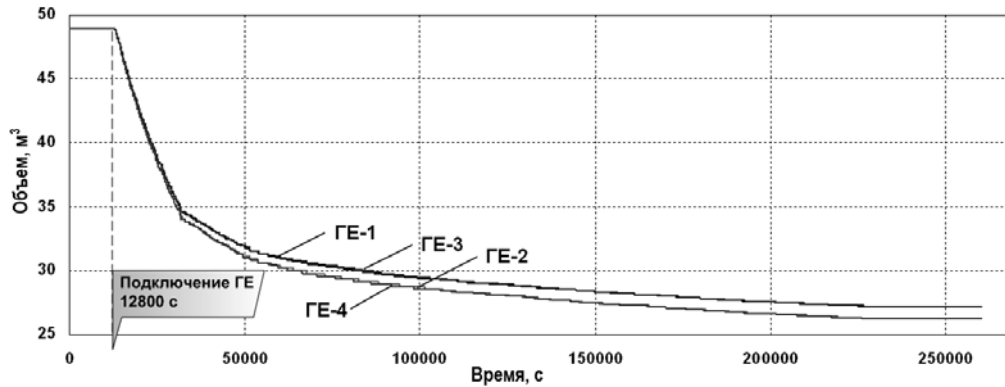


Рис. 4. Характер опорожнения гидроемкостей САОЗ

Согласно результатам расчетов [17], при полной потере электроснабжения собственных нужд выкипание котловой воды в ПГ завершается на 6600-й секунде, а периодические срабатывания ПК КД начинаются после 8000 секунд, или более чем через два часа с момента обесточивания блока. Таким образом, время подключения СПОТ Р и СПР КД выбрано с некоторым запасом по времени. На начальном этапе работы СПОТ Р и СПР КД обеспечивают эффективное расхолаживание РУ и активную декомпрессию первого контура. Практически сразу прекращается открытие ПК ПГ, а через 12800 секунд срабатывают ГЕ САОЗ и в первый контур начинает поступать жидкий поглотитель – борный концентрат (см. рис. 4).

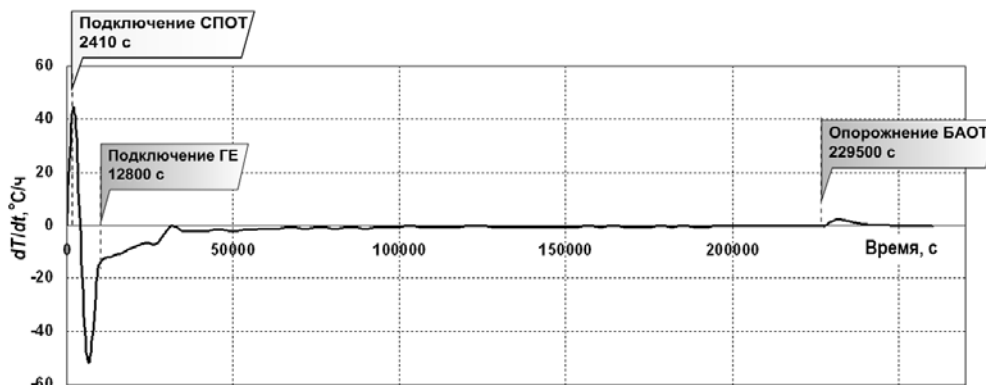


Рис. 5. Скорость расхолаживания

На рисунке 5 показано изменение скорости расхолаживания РУ по первому контуру. Положительные значения соответствуют разогреву теплоносителя первого контура (до подключения СПОТ Р по мере выкипания котловой воды в ПГ), отрицательные – расхолаживанию. Мгновенное значение скорости расхолаживания по абсолютной величине в начальный период времени после подключения СПОТ Р не превышает 50 град./ч, что меньше предельно допустимого значения 60 град./ч. Скорость расхолаживания РУ 60 град./ч допускается инструкциями по ликвидации аварийных ситуаций на энергоблоках ВВЭР-1000/В-320 при возникновении межконтурных течей и выдерживается до достижения температуры теплоносителя на выходе из реактора не более 220°C [18].

В дальнейшем за счет функционирования СПОТ Р скорость расхолаживания РУ в силу

естественных причин (снижение теплового напора) быстро и самопроизвольно, без вмешательства оперативного персонала, снижается до величины 15 – 17 град./ч и менее. Следовательно, пределы безопасной эксплуатации РУ при работе СПОТ Р и СПР КД не нарушаются.

Подача борной кислоты от ГЕ СА03 и рост ее концентрации в первом контуре (рис. 6) увеличивает подкритичность реактора, которая до этого момента уменьшалась из-за расхолаживания несмотря на нарастающее нестационарное ксеноновое отравление активной зоны (рис. 7).

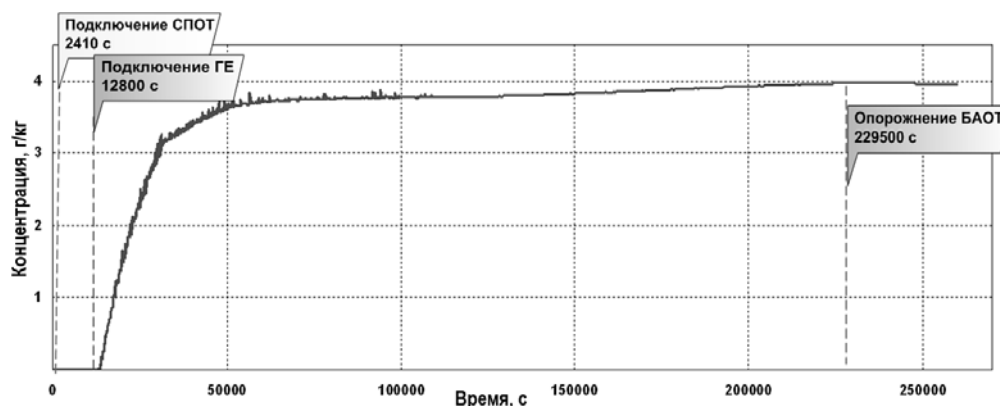


Рис. 6. Изменение концентрации борной кислоты

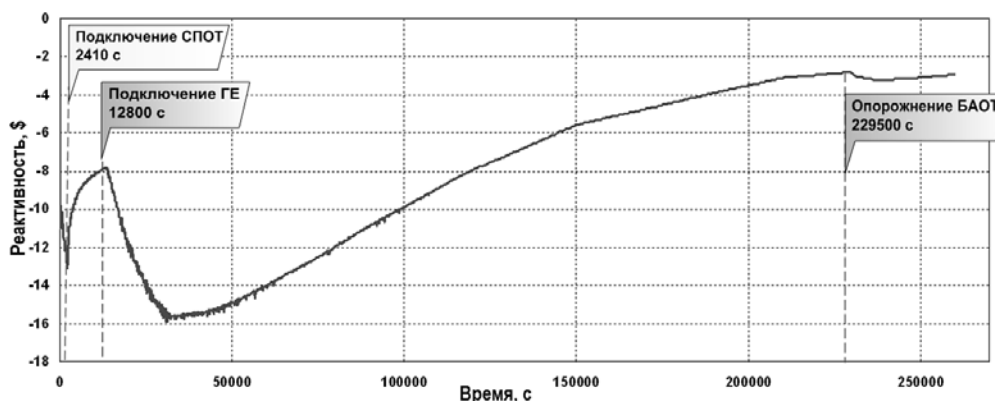


Рис. 7. Изменение подкритичности реактора

ОСОБЕННОСТИ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ПОДКРИТИЧЕСКОГО СОСТОЯНИЯ РЕАКТОРА В ПРОЦЕССЕ РАЗОТРАВЛЕНИЯ

При выходе активной зоны на повторную критичность и по мере роста плотности нейтронного потока начинается ее форсированное ксеноновое разотравление (выход реактора из йодной ямы) с неконтролируемым ростом мощности, который будет ограничиваться лишь отрицательными температурным и плотностным эффектами реактивности. При этом всплеск мощности может оказаться значительным – десятки процентов от номинального значения.

Поскольку теплоотвод от топлива осуществляется в условиях ЕЦ теплоносителя, то на наиболее теплонапряженных участках отдельных тепловыделяющих элементов может возникнуть кризис теплоотдачи и произойти локальное повреждение топлива с разгерметизацией его оболочек. Если не принять специальных мер, в активной зоне будут происходить повторные всплески мощности с периодом шесть – десять часов.

Темп декомпрессии первого контура (см. рис. 2) к этому моменту существенно падает, соответственно, уменьшается поступление в него борной кислоты и подкритичность снова начинает снижаться. Снижение подкритичности длится до тех пор, пока СПОТ Р и СПР КД эффективно отводят остаточное энерговыделение РУ с соответствующим снижением температуры первого контура (см. рис. 3). Это продолжается до полного выкипания воды в БАОТ на 229500 секунде переходного процесса (63 часа 45 минут). К моменту опорожнения БАОТ реактивность составляет $-2,79 \text{ \$}$ и до окончания расчета остается приблизительно на этом уровне. В дальнейшем, в связи с ожидаемым ростом температуры топлива и теплоносителя реактивность начнет снижаться (см. рис. 7).

Результаты расчета показывают, что при длительной совместной работе СПОТ Р и СПР КД подкритическое состояние реактора обеспечивается. При совместной работе пассивных систем формируются условия для надежного и эффективного отвода остаточного тепловыделения, однако давление в первом контуре при этом снижается только до значения 2 МПа. Но несмотря на то, что при таком давлении в объем первого контура поступает из гидроемкостей только половина запаса жидкого поглотителя (см. рис. 4), достигаемая в первом контуре концентрация борной кислоты поддерживает реактор в подкритическом состоянии в течение всего переходного процесса.

Увеличить поступление борной кислоты в первый контур можно лишь одним способом – более поздним подключением СПОТ Р и СПР КД к РУ. В этом случае первый контур незначительно опорожнится за счет потери части теплоносителя через ПК КД, что после подключения СПОТ Р и СПР КД увеличит декомпрессию и, соответственно, слив из ГЕ САОЗ. Однако реализация данного способа может привести к заклиниванию ПК КД в открытом состоянии и кипению теплоносителя в первом контуре.

Заклинивания ПК КД в открытом состоянии уже происходили на энергоблоках с ВВЭР-1000/В-320 [19]. При длительной работе (многократном срабатывании) клапана и особенно при его работе на воде вероятность подобного отказа увеличивается. Такое заклинивание приводит к средней течи первого контура, а в условиях отсутствия электроснабжения собственных нужд к невозможной потере теплоносителя первого контура (потере критической функции безопасности «Поддержание запаса теплоносителя первого контура») и значительно усложнит управление рассматриваемым аварийным процессом из-за его перехода в стадию тяжелой аварии.

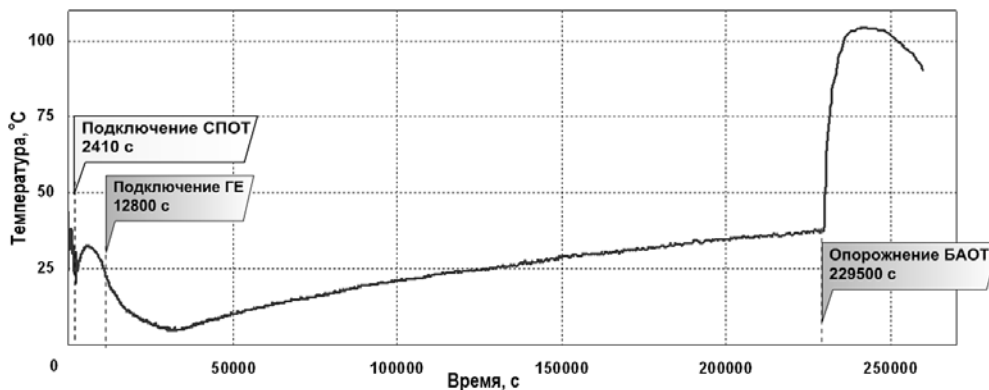


Рис. 8. Запас до насыщения теплоносителя на выходе из активной зоны

Кипение теплоносителя при задержке ввода в действие СПОТ Р и, особенно, СПР КД вполне ожидаемо из-за большей декомпрессии первого контура. Кипение может привести к срыву естественной циркуляции в главных циркуляционных трубопроводах РУ, но не в петлях СПОТ, что было продемонстрировано в [20]. Выбранное время ввода в действие СПОТ Р обеспечивает формирование условий эффективного теплоотвода от активной зоны с запасом до насыщения теплоносителя пер-

вого контура на всем этапе рассматриваемого переходного процесса (рис. 8).

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Полученные результаты расчетного моделирования показали, что функционирование СПОТ Р и СПР КД с термосифонным теплообменным оборудованием эффективно снижает давление и температуру первого контура ВВЭР-1000 и поддерживает реактор в подкритическом состоянии при отводе остаточного тепловыделения с учетом высвобождения положительной реактивности при его разотравлении. Максимальное значение реактивности при этом составляет $-2,79 \text{ \$}$.

Работа этих пассивных систем, обеспечивая снижение температуры первого контура с безопасной скоростью расхолаживания РУ, не приводит к формированию условий, которые могли бы угрожать целостности корпуса реактора (термоудар под давлением, холодная опрессовка).

СПОТ Р и СПР КД формируют условия для надежного и эффективного отвода остаточного тепловыделения, однако давление в первом контуре при их совместной работе снижается только до значения 2 МПа. Несмотря на то, что при таком давлении в объем первого контура поступает из гидроемкостей только половина располагаемого запаса жидкого поглотителя, достигаемая в первом контуре концентрация борной кислоты достаточна для удержания реактора в подкритическом состоянии в течение всего переходного процесса.

На основании полученных результатов можно сделать вывод, что совместная работа СПОТ Р и СПР КД обеспечивают необходимые условия безопасного состояния РУ в условиях длительного обесточивания АЭС с полной потерей аварийных источников электроснабжения собственных нужд.

Литература

1. Kinase S., Takahashi T., Saito K. Long-term predictions of ambient dose equivalent rates after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident // Journal of Nuclear Science and Technology. – 2017. – Vol. 54(8). – PP. 819-829.
2. Спассков В.П. и др. Расчетное обоснование теплогидравлических характеристик реактора и РУ ВВЭР. – М.: ИКЦ Академкнига. – 2004. – 340 с.
3. Свириденко И.И. Пасивна система відведення залишкових тепловиділень. Патент України на изобретение № UA 81419, G21C 15/18, заявл. 17.01.2005, опубл. 10.01.2008, Бюл. № 1.
4. Свириденко И.И. Способ пассивного расхолаживания компенсатора давления // 36. наук. пр. СНУЯЕтаП. – 2008. – Вип. 4(28). – С. 56-62.
5. Гершуні О.Н., Ніщик О.П., Письменний Є.Н. Випаровувально-конденсаційні системи теплопередачі для ядерних енергетичних технологій. – К.: Альтерпрес. – 2007. – 236 с.
6. Fu W., Li X., Wu X., Zhang Z. Investigation of a long term passive cooling system using two-phase thermosyphon loops for the nuclear reactor spent fuel pool // Annals of Nuclear Energy. – 2015. – Vol. 85. – PP. 346-356.
7. Свириденко И.И., Клевцов С.В. Повышение безопасности ВВЭР-1000 автономной термосифонной СПОТ Р в условиях аварийного теплоотвода // Энергетические установки и технологии. – 2015. – Т. 1. – № 1. – С. 28-33.
8. Свириденко И.И., Проходцев А.Ю. Оценка надежности автономной термосифонной СПОТ на основе системного анализа // 36. науков. пр. СНУЯЕтаП. – 2011. – Вип. 1(37). – С. 48-55.
9. Sviridenko Igor I., Shevelyov Dmitriy V., Polyakov Oleksiy V., Timofeev Vyacheslav A., Sviridenko Natalya N. Passive Residual Heat Removal System for WWER with the Thermosiphon Heatexchange Equipment // International Journal of Energy for a Clean Environment. – 2015. – Vol. 16. – Iss. 1-4. – PP. 209-223.
10. Sviridenko Igor I. Actuation algorithm of the autonomous passive residual heat removal thermosiphon system for WWER reactors // International Journal of Energy for a Clean

Environment. – 2017. – Vol. 18. – Iss. 4. – PP. 349-363.

11. Окончательный отчет по анализу безопасности. Глава 15. Анализ проектных аварий. База данных по ЯППУ. Часть 2. Основные компоненты РУ. 38-223.203.007.БД.02, РЕД.1.Ф. – ОП «Ривненская АЭС», энергоблок № 4. – 2011. – 214 с.

12. *Sviridenko I.I.* Heat exchangers based on low temperature heat pipes for autonomous emergency WWER cooldown systems // Applied Thermal Engineering. – 2008. – Vol. 28(4). – PP. 327-334.

13. *Свириденко И.И., Сухов А.К., Шевелев Д.В., Поляков А.В.* Термосифонный теплообменник СПОТ первого контура ВВЭР-1000 // 36. науч. пр. СНУЯЭтаП. – 2013. – Вып. 1(45). – С. 54-67.

14. *Свириденко И.И.* Метод мультибарьерной защиты ЯЭУ как развитие принципа «защиты в глубину» // Сб. науч. тр. СНИЯЭиП. – 2004. – № 12. – С. 171-182.

15. *Свириденко И.И.* Оптимизация процесса ввода в действие термосифонной системы пассивного отвода остаточных тепловыделений реактора. Оптимизация производственных процессов // Сб. науч. тр. СевНТУ. – 2004. – Вып. 7. – С. 89-96.

16. *Свириденко И.И.* Особенности аварийного процесса при малой некомпенсируемой течи ВВЭР-1000 с использованием автономной СПОТ // 36. науч. пр. СНУЯЭтаП. – 2007. – Вып. 3(23). – С. 100-108.

17. Отчет по анализу безопасности. Анализ запроектных аварий. Анализ сценариев запроектных аварий. ЕРЗ7-2006.510.ОД.1. Запорожская АЭС. Энергоблок № 5. Пакет 1. – 2007. – 781 с.

18. Инструкция по ликвидации аварий и аварийных ситуаций на реакторной установке энергоблока № 5 Запорожской АЭС. 05.ГТ.00.ИЭ.11. – ОП «Запорожская АЭС». – 2017. – 444 с.

19. *Ключников А.А. и др.* Анализ инцидента 22 сентября 2009 г. с незакрытием импульсно-предохранительного устройства компенсатора давления на энергоблоке № 3 ОП «Ривненская АЭС» // Проблемы безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля: Наук.-техн. зб. – 2011. – Вып. 15. – С. 51-59.

20. *Свириденко И.И.* Влияние пассивной части СА03 на устойчивость автономной термосифонной СПОТ // Вісник СевНТУ. Сер. Механіка, енергетика, екологія: Зб. наук. пр. – 2010. – Вып. 106. – С. 132-136.

Поступила в редакцию 29.07.2018 г.

Автор

Свириденко Игорь Иванович, доцент, канд. техн. наук

E-mail: i.sviridenko@mail.ru

UDC 621.039.587

ASSURING REACTOR'S SUBCRITICALITY FOLLOWING BEYOND-DESIGN ACCIDENT BY SIMULTANEOUS COOL DOWN AND DEPRESSURIZATION

Sviridenko I.I.

Sevastopol State University

33 University st., Sevastopol, 299053 Russia

ABSTRACT

The article presents the results of analysis of emergency transient, when reactor is maintained in subcritical conditions by autonomous passive safety systems, providing for residual heat removal along with primary depressurisation. The method presents analytical modelling of beyond design accident with complete long-term blackout

caused by loss of all in-house safety power sources of a NPP. The research has been performed on a model of WWER-1000/V-320 using RELAP5 Code. Specific feature of the model under study is availability of two passive safety systems: Passive Residual Heat Removal System from primary circuit (PRHRS-R) and Passive Cooldown System of Pressurizer (PCS-PRZ). Heat exchangers based on evaporative condensing devices of closed type – two-phase thermosyphons are used as the heat exchange equipment that conducts heat transfer from the primary circuit to the intermediate circuit in these passive systems. Such heat exchange equipment provides high efficiency, reliability and safety of emergency heat sink. In a beyond design accident conditions the two systems provide for transition and maintaining the reactor in final safe conditions. The main objective of the research is to analyse the possibility of maintaining subcriticality during long term simultaneous operation of the above mentioned passive systems. The analytical modelling shows that parallel operation of the RHRS-R and PCS-PRZ provides for reliable and effective heat removal along with primary depressurisation down to 2 MPa. Despite that the residual pressure allows injection of only 50% of the design inventory of ECCS Hydro Accumulators (ECCS-HA), the boron concentration reaches the level when primary subcriticality along all stages of the accident is guaranteed. In addition, the operation of the above mentioned systems provides for safe cooldown rate, avoiding challenges to primary pressure boundary (Pressurised Thermal Shock). The result achieved takes into account release of positive reactivity due to Reactor de-poisoning. Highest level of reactivity reached -2.79 \$.

Key words: reactor safety, beyond design accident, subcriticality, passive residual heat removal system.

REFERENCES

1. Kinase S., Takahashi T., Saito K. Long-term predictions of ambient dose equivalent rates after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident. *Journal of Nuclear Science and Technology*. 2017, v. 54(8), pp. 819-829.
2. Spasskov V.P., Dragunov YU.G., Ryzhov S.B., Podshibyakin A.K., Volkov G.A., Abagyan YU.G., Abramov V.I., Levin E.I., Damrin E.M., Lubyanko V.N., Fil' N.S., Zajcev S.I., Alekhin G.V., Krasnov S.N., Shumskij A.M., Denisov V.P. *Calculated substantiation of thermal hydraulic characteristics of reactor and WWER reactor plant*. Moscow. Akademkniga Publ., 2004, 340 p. (in Russian).
3. Sviridenko I.I. *Passive residual heat removal system*. Ukraine Patent of invention No. UA 81419. Bul. No. 1, published 01.10.2008 (in Ukrainian).
4. Sviridenko I.I. Method of passive shut-down cooling of pressurizer. *Zbirnik naukovih prac' SNUYAEtaP*. 2008, v. 4(28), pp. 56-62 (in Russian).
5. Gershuni O.N., Nishchik O.P., Pis'mennij E.N. *Evaporative condensing heat transfer systems for nuclear power technologies*. Kiev. Alterpres Publ., 2007, 236 p. (in Ukrainian).
6. Fu W., Li X., Wu X., Zhang Z. Investigation of a long term passive cooling system using two-phase thermosyphon loops for the nuclear reactor spent fuel pool. *Annals of Nuclear Energy*. 2015, v. 85, pp. 346-356.
7. Sviridenko I.I., Klevcov S.V. WWER-1000 Safety Improvement Using Autonomous Thermosyphon Type PRHRS R for Emergence Heat Removal. *Energeticheskie ustanovki i tekhnologii*. 2015, v. 1, iss. 1, pp. 28-33 (in Russian).
8. Sviridenko I.I., Prokhodtsev A.Y. Autonomous Thermosiphon PHRS Reliability Assessment on the Basis of Systematic Analysis. *Zbirnik naukovih prac' SNUYAEtaP*. 2011, v. 1(37), pp. 48-55 (in Russian).
9. Sviridenko Igor I., Shevelyov Dmitriy V., Polyakov Oleksiy V., Timofeev Vyacheslav A., Sviridenko Natalya N. Passive Residual Heat Removal System for WWER with the Thermosiphon Heatexchange Equipment. *International Journal of Energy for a Clean Environment*. 2015, v. 16. iss. 1-4, pp. 209-223.

10. Sviridenko Igor I. Actuation algorithm of the autonomous passive residual heat removal thermosiphon system for WWER reactors. *International Journal of Energy for a Clean Environment*. 2017, v. 18, iss. 4, pp. 349-363.
11. Final report on safety analysis. Chapter 15. Analysis of design basis accidents. NSGP Database. Part 2. The main components of RF. Rivne NPP-4. 2011, 214 p. (in Russian).
12. Sviridenko I.I. Heat exchangers based on low temperature heat pipes for autonomous emergency WWER cooldown systems. *Applied Thermal Engineering*. 2008, v. 28(4), pp. 327-334.
13. Sviridenko I.I., Sukhov A.K., Shevielov D.V., Polyakov A.V. Thermosiphon Based Heat Exchanger of WWER 1000 Primary Circuit Passive Residual Heat Removal system. *Zbirnik naukovih prac' SNUYAEtaP*. 2013, v. 1(45), pp. 54-67. (in Russian).
14. Sviridenko I.I. The method of multi-barrier protection of nuclear power plants as the development of the principle of «protection in depth». *Sbornik nauchnyh trudov SNIYAEHiP*. 2004, v. 12, pp. 171-182 (in Russian).
15. Sviridenko I.I. Optimization of reactor thermosiphones cooldown system commissioning process. *Optimizaciya proizvodstvennyh processov: Sbornik nauchnyh trudov SevNTU*. 2004, v. 7, pp. 89-96 (in Russian).
16. Sviridenko I.I. Features of Emergency Process at Small Not Compensated Leak WWER-1000 with Use Independent PRHR System. *Zbirnik naukovih prac' SNUYAEtaP*. 2007, v. 3(23), pp. 100-108 (in Russian).
17. Safety analysis report. Analysis of beyond design basis accidents. Analysis of scenarios of beyond design basis accidents. Zaporizhzhya NPP-5. Package 1. 2007, 781 p. (in Russian).
18. Instruction on elimination of accidents and emergency situations at the reactor facility of the Zaporizhzhya NPP-5. 2017, 444 p. (in Russian).
19. Klyuchnikov A.A., Skalozubov, V.I. Komarov Yu.A., Kolisnichenko M.I., Kovtanyuk P.I., Pavlov Yu.A. Analysis of PORV Failure to Close at RIVNE-3 on 22.09.2009. *Problemi bezpeki atomnih elektrostancij i Chornobilya: naukovy tekhnichnij zbirnik*. 2011, v. 15, pp. 51-59. (in Russian).
20. Sviridenko I.I. Emergency Coolant System's Passive Part Influence on Stability of the Independent Thermosiphon Passive Residual Heat Removal System. *Visnik SevNTU. Ser. Mekhanika, energetika, ekologiya: Zbirnik naukovih prac'*. 2010, v. 106, pp. 132-136 (in Russian).

Author

Sviridenko Igor Ivanovich, Associate Professor, Cand. Sci. (Engineering)
E-mail: i.sviridenko@mail.ru