

## **ИССЛЕДОВАНИЕ РЕЖИМА РАБОТЫ ВВЭР-1000 ПРИ ОТКЛЮЧЕНИИ ПОСЛЕДНЕГО ПИТАТЕЛЬНОГО ТУРБОНАСОСА С УРОВНЯ МОЩНОСТИ МЕНЕЕ 25 % НОМИНАЛЬНОЙ**

Рассмотрена работа системы управления и защиты реакторной установки ВВЭР-1000 при отказах в системе питательной воды парогенераторов. В качестве исходного события принят отказ последнего работающего питательного турбопитателя (ТПН) с переходом на подпитку парогенераторов от двух или одного вспомогательного питательного электронасоса (ВПЭН). В соответствии с технологическим регламентом безопасной эксплуатации ВВЭР-1000 в случае рассматриваемого отказа ТПН с уровня мощности более 25 % предусмотрена работа аварийной защиты (АЗ) реактора. Если уровень мощности меньше 25 %, то работой устройства по разгрузке и ограничению мощности (РОМ) реактор должен быть переведен на пониженный уровень мощности ~5 %. Представлены результаты расчетных исследований переходного режима для ВВЭР-1000 при отключении ТПН с уровнем мощности 25 % и менее. Показано, что в ряде случаев работа РОМ не обеспечивает перевод реактора на требуемый уровень мощности, так как производительность ВПЭН недостаточна для поддержания регламентных уровней в парогенераторах, а это приводит к отключению главных циркуляционных насосов соответствующих петель и срабатыванию АЗ по факту их отключения. Рассмотрены причины отклонений от проектного протекания режимов с отключением ТПН на ВВЭР-1000, а также предложены пути решения рассматриваемой проблемы по исключению срабатывания АЗ.

*Ключевые слова:* ВВЭР, аварийная защита, питательный турбопитатель, вспомогательный питательный электронасос, уровень в парогенераторе.

Энергоблоки АЭС с реакторными установками (РУ) ВВЭР-1000 эксплуатируются уже более 25 лет. Длительный безопасный период эксплуатации ВВЭР-1000 подтверждает их высокую надежность и безопасность. Вместе с тем за время эксплуатации столь сложных энергетических объектов были выявлены и продолжают выявляться так называемые «узкие места» исходного проекта, связанные с недостаточностью знаний и технических возможностей для проведения всеобъемлющих анализов безопасности режимов работы РУ на этапе разработки проекта. Для устранения уже выявленных «узких мест» на энергоблоках с ВВЭР выполняются работы по модернизации технологического оборудования и систем контроля и управления, а также по совершенствованию технологических регламентов, эксплуатационных и аварийных инструкций, направленных на повышение эксплуатационной безопасности энергоблоков АЭС [1].

Безопасная эксплуатация и подготовка к продлению сроков эксплуатации ВВЭР-1000 реализуются в том числе и путем внедрения в эксплуатацию современных систем контроля и диагностики: система представления параметров безопасности (СППБ); аппаратура контроля нейтронного потока (АКНП-И, АКНП-ИФ); система внутрореакторного контроля (СВРК-М); система виброшумовой диагностики (СВШД) и др., которые позволяют своевременно диагностировать отклонения от проектного протекания как технологических режимов РУ, так и аномалий в работе оборудования и систем [2].

Для обеспечения конкурентоспособности производства электроэнергии на АЭС, а также для достижения высоких технико-экономических показателей выработки электроэнергии энергогенерирующие компании идут по пути уменьшения топливной составляющей в стоимости производимой электроэнергии. Топливная составляющая может достигать 20 – 30 % от общих затрат на производство электроэнергии, поэтому задачи оптимизации топливной составляющей очевидны [3]. Решение данной задачи обеспечивается, в частности, увеличением уровня выгорания ядерного топлива. При этом производители ядерного топлива идут как по пути повышения его начального обогащения, так и увеличения количества самого топлива в активной зоне. А следовательно, вследствие изменения водо-уранового отношения в активной зоне реактора изменяются и диапазоны изменения коэффициентов реактивности, в наибольшей степени по температуре теплоносителя в течение топливной кампании. Такие изменения могут оказывать негативное влияние на управляемость реактора в переходных

режимах РУ, вызванных нарушениями нормальной эксплуатации, по ряду показателей [4], например: время достижения нового равновесного состояния после срабатывания защит и блокировок; скорость изменения нейтронной мощности вследствие действия обратных связей и др., что влияет на проектную работу систем РУ.

В научно-технических публикациях значительное внимание уделено проблеме прохождения режима ускоренной предупредительной защиты (УПЗ) на ВВЭР-1000 при отключении одного из двух работающих питательных турбонасосов (ТПН) с уровня мощности более 75 %. Особенность данного режима состоит в том, что после срабатывания УПЗ может формироваться сигнал аварийной защиты (АЗ) по периоду реактора [5 - 9]. Такие последствия обусловлены спецификой действия обратных связей после падения группы УПЗ, а также возросшими возможностями современных систем контроля АКНП-И и АКНП-ИФ по регистрации быстропротекающих процессов в активной зоне реактора.

Увеличение (по абсолютной величине) коэффициента реактивности по температуре теплоносителя в конце топливной кампании в переходных режимах работы РУ с увеличением температуры теплоносителя на входе в реактор приводит к снижению эффективности органов регулирования (ОР) системы управления и защиты (СУЗ). Это в свою очередь обуславливает увеличение времени, за которое нейтронная мощность реактора после срабатывания УПЗ снижается до нового уровня, задаваемого устройством разгрузки и ограничения мощности (РОМ).

В результате производительность оставшегося в работе ТПН оказывается недостаточной для обеспечения питательной водой всех четырех парогенераторов (ПГ), вследствие чего уровни в ПГ снижаются, достигая уставок отключения главных циркуляционных насосов (ГЦН) соответствующих петель. При отключении трех ГЦН из четырех работающих формируется сигнал АЗ [10]. В соответствии с проектными основами [11] работа УПЗ должна предотвратить формирование сигнала АЗ, что было обосновано в проекте, а также дополнительно исследовано расчетными методами [12]. Однако сочетание таких факторов как уменьшение времени падения ОР СУЗ (после реализации мероприятий по уменьшению «затираания» ОР СУЗ) и увеличение по абсолютной величине коэффициента реактивности по температуре теплоносителя (ТКР) для нового вида топлива (с увеличенной массой топлива) значительно изменило характер протекания режима УПЗ [5 - 9], а также других переходных и аварийных процессов в РУ [13, 14].

Необходимо отметить, что изменилось и протекание процессов в РУ, требующих разгрузки энергоблока устройством РОМ и на более низких уровнях мощности. В настоящей работе представлены результаты моделирования и проведен анализ особенностей протекания режима работы РУ в результате отключения последнего работающего ТПН при работе РУ ВВЭР-1000 на мощности 25 %  $N_{ном}$  и менее.

В соответствии с проектом при отключении последнего работающего ТПН при работе РУ ВВЭР-1000 на мощности 25 %  $N_{ном}$  и менее формируется сигнал на включение устройства РОМ, которое должно снизить мощность реактора до ~5 %. При отключении последнего ТПН для обеспечения подпитки ПГ автоматически вводятся в работу вспомогательные питательные электронасосы (ВПЭН). В соответствии с проектными основами данный переходный процесс должен протекать без срабатывания АЗ реактора. Однако, как следует из результатов представленных в статье исследований, а также подтверждается практикой эксплуатации АЭС, возможность формирования сигнала АЗ реактора при отключении последнего ТПН зависит от ряда дополнительных условий. Основными факторами влияния на результаты протекания переходного процесса являются: период топливной кампании - начало, конец; текущий уровень мощности реактора в момент отключения ТПН; количество работающих ГЦН; успешность подключения подпитки ПГ от ВПЭН и количество рабочих ВПЭН.

Режимы работы энергоблоков с неполной конфигурацией оборудования предусмотрены технологическим регламентом безопасной эксплуатации (ТРБЭ) [15]. Как правило, данные режимы имеют место при наборе или снижении мощности соответственно после или перед остановом реактора, т.е. при сниженном уровне мощности.

Для расчетного анализа использована базовая 4-петлевая теплогидравлическая модель ядерной паропроизводящей установки (ЯППУ) энергоблока ВВЭР-1000/В-320 для кода RELAP5/mod3.2 [16]. В состав расчетной модели вошло все основное оборудование и системы первого и второго контуров нормальной эксплуатации, а также системы безопасности. Нейтронно-физический блок представлен моделью точечной кинетики. Также реализована возможность задания мощности реактора в табличном виде. Данная модель была адаптирована с учетом проектных характеристик основного

оборудования и систем энергоблока № 4 Ривненской АЭС. Теплофизические и нейтронно-физические входные параметры модели активной зоны реактора соответствуют параметрам топливной загрузки энергоблока, состоящей из тепловыделяющих сборок типа ТВС-А.

Изменение нейтронной мощности в моделируемых переходных процессах рассчитывалось с помощью программы BOGOR [17], которая демонстрирует лучшее соответствие расчетным и экспериментальным данным об изменении нейтронной мощности реактора при срабатывании УПЗ с последующей работой РОМ (рис. 1), по сравнению с применяемым для анализа безопасности теплогидравлическим кодом RELAP5/mod3.2. В модели BOGOR, применяемой для расчета нейтронной мощности реактора, учитывается влияние на реактивность реактора изменения температуры теплоносителя и топлива, изменение давления теплоносителя, эффективность ОР СУЗ и др. Поэтому для корректного моделирования процесса работы РОМ при отключении последнего работающего ТПН был выбран итерационный подход поочередного использования моделей BOGOR и RELAP5. На первом шаге рассчитывается изменение нейтронной мощности реактора при работе РОМ без учета изменения температуры теплоносителя на входе в реактор и давления теплоносителя. Затем изменение нейтронной мощности реактора задается таблично в модели RELAP5, где рассматриваемый переходный режим моделируется с учетом работы всего оборудования и систем РУ и, следовательно, с учетом изменения давления в первом контуре и изменения температуры теплоносителя на входе в реактор. Используя указанные параметры, на следующем шаге с помощью модели BOGOR выполняется очередной расчет нейтронной мощности. Далее такая итерационная процедура повторяется до тех пор, пока не достигается требуемая сходимость результатов. Для анализируемых режимов работы РУ с отключением ТПН при уровнях мощности 15 – 25 % достаточно двух-трех итераций, при этом отличие в значениях нейтронной мощности на второй и третьей итерациях составляет менее 1 % на всем временном промежутке моделируемого процесса.

При проведении исследований по безопасности переходных режимов работы РУ обычно применяется консервативный подход, в соответствии с которым выбирается комбинация исходных данных, приводящих к наиболее консервативным результатам по отношению к проектным или эксплуатационным критериям приемлемости, используемым для оценки обеспечения безопасности. Для анализа безопасности режима с отключением ТПН в качестве исходных данных, приводящих к консервативным результатам, выбирают повышенную мощность РУ (с учетом точности ее определения и поддержания), наименьший расход теплоносителя для рассматриваемой конфигурации работающего оборудования РУ, время падения ОР СУЗ максимально допустимое 4 с и др.

Для расчетного анализа, результаты которого представлены в статье, были приняты следующие условия:

- реактор находится на стационарном уровне мощности 15, 20 или 25%;
- значения технологических параметров в соответствии с ТРБЭ [15, 18];
- в работе 2 ГЦН, 1 ТПН;
- положение рабочей группы ОР СУЗ в начале переходного процесса 90 % от низа активной зоны;
- эффективности ОР СУЗ управляющих групп взяты из альбома нейтронно-физических характеристик для соответствующих моментов топливной кампании;
- рассмотрены два алгоритма работы РОМ:
  - обычный – начало движения последующей группы ОР СУЗ после достижения нижних конечных выключателей предыдущей;
  - «У»-алгоритм - движение последующей группы ОР СУЗ начинается при достижении предыдущей группой положения 50 % по высоте;
- коэффициенты реактивности по температуре теплоносителя и температуре топлива взяты для рассматриваемых моментов топливной кампании.

На результаты расчетов изменения мощности реактора с учетом работы УПЗ и РОМ наибольшее влияние оказывают следующие факторы:

- интегральная эффективность и форма дифференциальной эффективности ОР СУЗ, участвующих в работе РОМ;
- значения коэффициентов реактивности по температуре теплоносителя,
- учет времени открытия арматуры на линии ВПЭН;
- работа системы поддержания давления в первом контуре – термоэлектрические нагреватели (ТЭН) компенсатора давления (КД) и впрыск в КД.

Как следует из [19], в реальности максимум дифференциальной эффективности ОР СУЗ смещен в верхнюю часть активной зоны. При выполнении расчетов в модели BOGOR в качестве консер-

вативного допущения принята симметричная форма дифференциальной эффективности ОР СУЗ, при которой будет достигаться более позднее введение отрицательной реактивности, чем в действительности, и это приведет к более медленному нейтронной мощности и, как следствие, к большему интегральному энерговыделению в активной зоне реактора.

В работе [20], при анализе режимов работы РУ с отключением ТПН в качестве консервативного допущения был использован нулевой температурный коэффициент реактивности (ТКР). Однако, как следует из результатов расчетного исследования по отключению ТПН, применение нулевого коэффициента реактивности по температуре теплоносителя приводит к заведомо более низкому интегральному энерговыделению в течение переходного режима и, соответственно, не может считаться консервативным допущением (рис. 2).

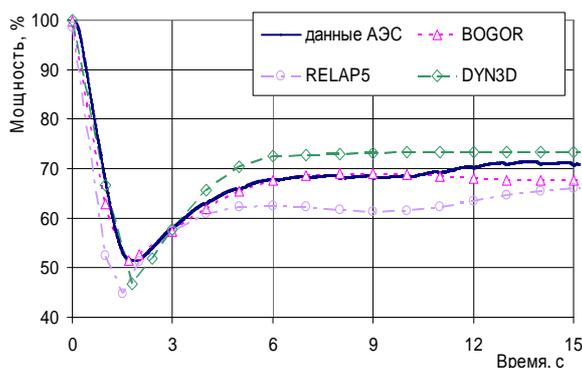


Рис. 1. Изменение нейтронной мощности реактора при УПЗ на ВВЭР-1000 и расчетные данные по программам BOGOR, RELAP5 и DYN3D.

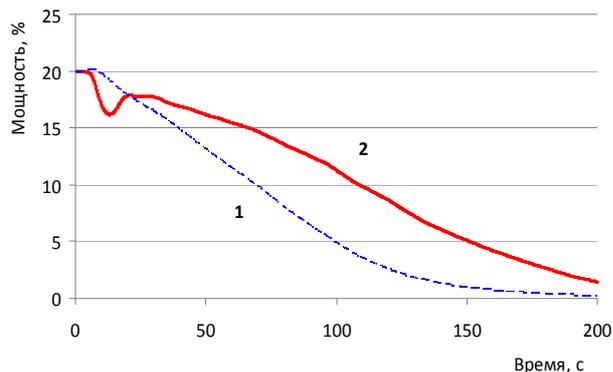


Рис. 2. Изменение нейтронной мощности реактора при работе ПОМ после отключения ТПН: 1 – с ТКР = 0; 2 – с ТКР для конца топливной кампании.

На рис. 3 и 4 представлены основные теплофизические параметры РУ для одного из рассматриваемых режимов работы с отключением последнего работающего ТПН с уровня мощности 20 % в конце топливной кампании.

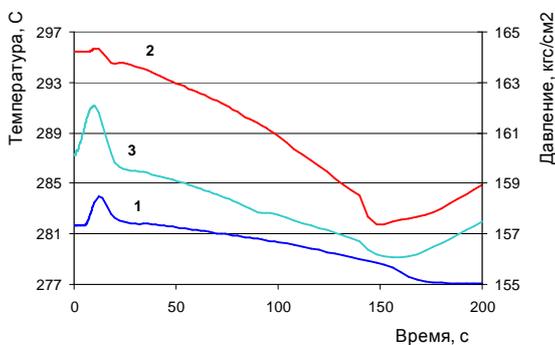


Рис. 3. Графики изменения давления в 1-м контуре (3) и температуры теплоносителя на входе (1) и выходе (2) из реактора.

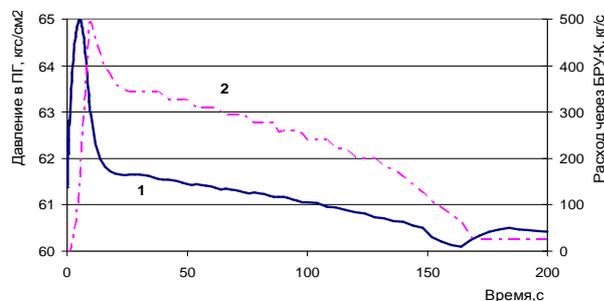


Рис. 4. Графики изменения давления в ПГ (1) и расхода через БРУ-К (2).

В модели RELAP5 учитывается реальная работа регуляторов давления и впрыска КД в соответствии с ТРБЭ. В части моделирования работы ВПЭН в модели RELAP5 не учитывалось наличие отсечной арматуры на напоре ВПЭН. Время открытия данной арматуры составляет 60 с [20], в течение которых расход от ВПЭН после включения должен нарастать от нуля до номинального значения 150 м<sup>3</sup>/ч. В расчетах RELAP5 работа ВПЭН моделировалась с номинальным расходом сразу после включения, что приводит к завышению объема поданной в парогенераторы питательной воды от двух ВПЭН на ~2,5 т. Поскольку в реальности подпитка ПГ за первую минуту после включения ВПЭН будет на 2,5 т меньше, то снижение уровня в ПГ до уставки отключения ГЦН произойдет на 20 - 30 с раньше, чем в расчете без учета времени включения арматуры на линии ВПЭН. Таким образом, неучет времени открытия арматуры на линии ВПЭН снижает консерватизм результатов расчета, а

следовательно, при анализе рассматриваемых переходных режимов время открытия арматуры на напоре ВПЭН должно обязательно учитываться в расчетной модели.

На рис. 5 и 6 представлены зависимости изменения нейтронной мощности реактора (кривая 1) и уровня в ПГ (кривая 2) для сценария с отключением последнего работающего ТПН при уровне мощности реактора 20 % в начале и конце топливной кампании соответственно. Работа РОМ моделировалась для начала топливной кампании в соответствии с первоначальным проектом, а для конца кампании с учетом наличия «У»-алгоритма. Горизонтальная линия 3 на рис. 5 и 6 показывает величину уставки по уровню в ПГ, при достижении которой отключается ГЦН данной петли, что в результате приводит к формированию сигнала срабатывания АЗ реактора. Как следует из рисунков, в обоих случаях наблюдаются условия для формирования сигнала АЗ реактора, поскольку один из двух находящихся в работе ГЦН отключается раньше, чем происходит снижение мощности реактора до требуемого уровня менее 5 %.

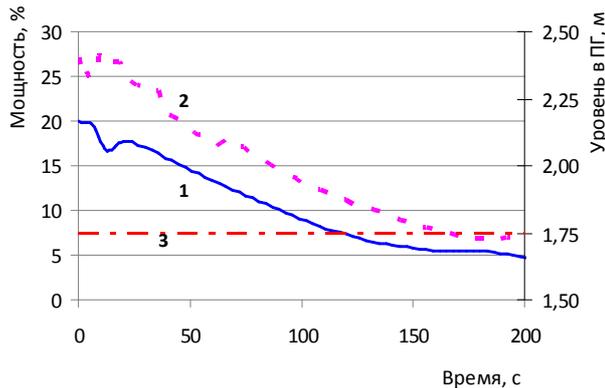


Рис. 5 Изменение нейтронной мощности реактора и уровня в ПГ в начале топливной кампании.

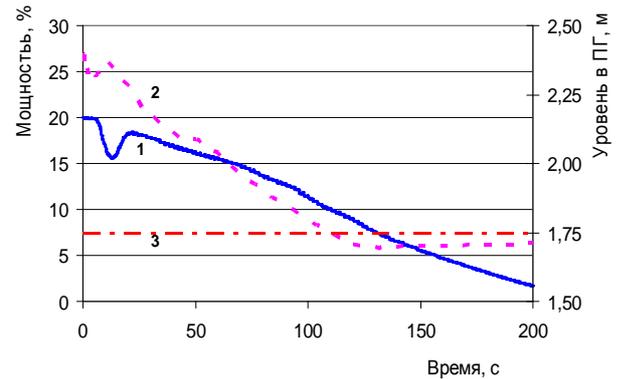


Рис. 6. Изменение нейтронной мощности реактора и уровня в ПГ в конце топливной кампании.

В таблице представлены минимальные уровни мощности РУ для различных моментов (начало и конец) топливной кампании ВВЭР-1000, как с внедренными в РОМ «У»-алгоритмами, так и без них, начиная с которых в случае непреднамеренного отключения последнего ТПН снижение уровня в ПГ до уставки отключения ГЦН соответствующей петли опережает снижение мощности реактора до 5 %. Как результат, в указанных случаях будет формироваться сигнал АЗ реактора.

**Уровни мощности РУ ВВЭР-1000, при которых происходит срабатывание АЗ реактора вследствие отключения ГЦН по уставке низкого уровня в ПГ**

Топливная кампания	С У-алгоритмом	Без У-алгоритма
Начало	25	20
Конец	20	15

Таким образом, из результатов проведенного расчетного исследования режима работы РУ с ВВЭР-1000 при отключении последнего работающего ТПН с уровня мощности менее 25 % следует:

1) информация о безопасности прохождения режима с отключением последнего ТПН [20] содержит ошибочное допущение о консервативности принятия равным нулю ТКР, тем более что внедрение ТВС нового поколения (с большими по абсолютной величине ТКР) привело к снижению минимального уровня мощности РУ, при котором в случае отключения последнего ТПН реактор может быть безопасно разгружен с помощью РОМ до уровня мощности 5 %;

2) действующее в настоящее время отраслевое техническое решение [21] на работу РОМ с 25 % не подтверждается расчетами (для рассматриваемой конфигурации работающего оборудования – 2 ГЦН, 2 ВПЭН);

3) для конфигурации оборудования - 2 ГЦН и 1 ВПЭН - срабатывание АЗ по отключению ГЦН будет происходить, если начальная мощность была менее 20 % - порядка 12 - 15 %.

Как следует из результатов выполненного анализа, безопасное прохождение режимов с отключением последнего ТПН с уровня мощности не более 25 % без срабатывания АЗ реактора по достижению предела безопасной эксплуатации по уровням в ПГ может быть обеспечено следующими мероприятиями:

сброс группы УПЗ до нарушения пределов безопасной эксплуатации по уровням в ПГ - например, если мощность через 100 с после отключения ТПН больше 8 %;

реализация возможности саморегулирования РУ по параметрам теплоносителя 1-го контура, например, путем изменения настроек БРУ-К для повышения температуры на входе реактора или изменения настроек регулятора давления (ТЭН КД и впрыска в КД) для поддержания более низкого давления в 1-м контуре.

Внедрение в эксплуатацию указанных мероприятий требует выполнения подробного анализа всех аспектов влияния указанных мер на безопасность энергоблоков ВВЭР-1000.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Комплексная* (сводная) программа повышения безопасности энергоблоков АЭС Украины (КсПБ), (утверждена постановлением Кабинета Министров Украины № 1270 от 7 декабря 2011 г.).
2. *Елисеев В. В., Пивоваров, Г. Ю., Набатов А. С.* Система контроля нейтронного потока АКНП-ИФ: особенности, обеспечение и оценка безопасности // *Ядерная и радиационная безопасность*. - 2007. - № 1. - С. 33 - 49.
3. *Архангельская А. И.* Экономическая политика в условиях реформирования рынка электрической энергии и мощности и реализации инвестиционной программы ОАО «Концерн Росэнергоатом» // *Сб. докл. 7-й МНТК «Безопасность эффективность и безопасность атомной энергетики*. - М., 2010. - С. 22 - 25.
4. *Звіт про виконання державної експертизи ядерної та радіаційної безпеки сповіщення № 03-56-10 про зміну № 1 до типового ТРБЕ РГ-Б.0.03.179-09.* ДНТЦ, 2010.
5. *Технический отчет «Модернизация проектного режима работы УРБ реакторной установки ВВЭР-1000. Разработка ОАБ по модернизации режима работы УРБ».* - ООО «ФИЗАР», 2008.
6. *Быков М. А., Алехин Г. В., Петкевич И. Г.* Анализ показаний аппаратуры нейтронного потока в режимах со срабатыванием ускоренной предупредительной защиты для реакторных установок с реактором ВВЭР-1000 // *Шестая междунар. науч.-техн. конф. "Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР"*. - 6-29.05.2009 (ОКБ "ГИДРОПРЕСС", Подольск, Россия).
7. *Техническая справка. Анализ НФХ и надежности топлива блока № 2 Хмельницкой АЭС в переходном режиме после срабатывания ускоренной предупредительной защиты.* - М.: РНЦ «Курчатовский институт», 2008.
8. *Борисенко В. И., Каденко І. М., Самоїленко Д. В.* Особливості перехідного процесу в реакторній установці ВВЕР-1000 при спрацюванні прискореного попереджувального захисту // *Ядерна фізика та енергетика*. - 2009. - Т. 10, № 2. - С. 157 - 164.
9. *О безопасности и устойчивости эксплуатации энергоблоков АЭС с ВВЭР-1000 в динамических режимах со срабатыванием УПЗ (УРБ): (Отчет) / ОАО «ВНИИАЭС», 2008.*
10. *Borysenko V.I., Kadenko I.M., Samoilenko D.V.* Study of accelerated unit unloading mode initiated by turbine feed pump trip with tvsa fuel assemblies operation in WWER-1000 // *Collection of Reports 4th IC Current Problems in Nuclear Physics and Atomic Energy (NPAE-Kyiv2012)* 3 - 7 Sept. 2012.
11. *Пределы и условия безопасной эксплуатации.* 43-923.203.254.ОБ.16.РЕД.2.Ф. ОАБ. Т. 16, гл. 16. - НАЭК «Энергоатом», 2004.
12. *Validation of coupled neutron kinetic/thermalhydraulic codes against transients measured in VVER reactors. Final Technical Report. Reference: FZR/SRR195/FIN2.1 / European commission. Phare programme / Safety related research project SRR 1/95.*
13. *Борисенко В. И.* Об особенностях формирования сигнала аварийной защиты при реактивных авариях на ВВЭР-1000 // *Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля*. - 2012. - Вип. 19. - С. 20 - 28.
14. *Борисенко В. И.* Что необходимо определять: период или реактивность реактора? // *Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля*. - 2010. - Вип. 13. - С. 8 - 18.
15. *Технологический регламент безопасной эксплуатации энергоблока № 4 Ривненской АЭС. 4-Р-РАЭС.*
16. *Борисенко В. И., Крушинский А. Г., Мукоид В. П. и др.* Анализ режима работы энергоблока ВВЭР-1000 с естественной циркуляцией теплоносителя первого контура в рамках реализации стандартной проблемы для валидации кода RELAP5 // *Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля*. - 2008. - Вип. 10. - С. 12 - 19.
17. *Борисенко В. И., Горанчук В. В.* Определение консервативных параметров модели реактора для исследования переходных режимов работы ВВЭР-1000 // *Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля*. - 2013. - Вип. 20. - С. - 28 - 36.
18. *Правила ядерної безпеки реакторних установок атомних станцій з реакторами з водою під тиском.* НП 306.2.145-2008.
19. *Хмельницька АЭС. Энергоблок № 2. Окончательный отчет по анализу безопасности.* Т. 4. Глава 4. Реактор. Ч. 3. Нейтронно-физические расчеты. 49-923.202.254.ОБ.04.03.РЕД.1.Ф. 2005.
20. *Расчет теплогидравлический «Прекращение подачи питательной воды в ПГ (отключение двух ТПН). Запорожская АЭС. 320-Пр-287. ОКБ «Гидропресс».* - Подольск, 1995. - С. 44.

21. *Отраслевое* техническое решение о внедрении защиты АЗ по факту отключения 2-х ТПН. № ОТР М.1234.03 -190.12. - НАЭК «Энергоатом», 2011.

**В. І. Борисенко<sup>1</sup>, В. В. Горанчук<sup>1</sup>, А. Г. Крушинський<sup>1,2</sup>**

<sup>1</sup> *Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Лисогірська, 12, корп. 106, Київ, 03028, Україна*

<sup>2</sup> *Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки ДІЯРУ, вул. Василя Стуса, 35/37, Київ, 03142, Україна*

### **ДОСЛІДЖЕННЯ РЕЖИМУ РОБОТИ ВВЕР-1000 ПРИ ВІДКЛЮЧЕННІ ОСТАННЬОГО ЖИВИЛЬНОГО ТУРБОНАСОСА З РІВНЯ ПОТУЖНОСТІ МЕНШЕ 25 % НОМІНАЛЬНОЇ**

Розглянуто роботу системи управління та захисту реакторної установки ВВЕР-1000 при відмовах у системі живильної води парогенераторів. В якості вихідної події прийнята відмова останнього працюючого живильного турбонасоса (ТЖН) з переходом на підживлення парогенераторів від двох або одного допоміжного живильного електронасоса (ДЖЕН). У відповідності з технологічним регламентом безпечної експлуатації ВВЕР-1000 у разі розглянутої відмови ТЖН з рівня потужності більше 25 % передбачено роботу аварійного захисту (АЗ) реактора. Якщо рівень потужності менше 25 %, то роботою пристрою з розвантаження та обмеження потужності (РОП) реактор повинен бути переведений на знижений рівень потужності ~ 5 %. Представлено результати розрахункових досліджень перехідного режиму для ВВЕР-1000 при відключенні ТЖН з рівнів потужності 25 % і менше. Показано, що в деяких випадках робота РОП не забезпечує переведення реактора на необхідний рівень потужності, тому продуктивність ДЖЕН недостатня для підтримки необхідних рівнів у парогенераторах, а це призводить до відключення головних циркуляційних насосів відповідних петель та спрацювання АЗ по факту їхнього відключення. Розглянуто причини відхилень від проектного протікання режимів із відключенням ТЖН на ВВЕР-1000, а також запропоновано можливі шляхи вирішення розглянутої проблеми щодо виключення спрацювання АЗ.

*Ключові слова:* ВВЕР, аварійний захист, живильний турбонасос, допоміжний живильний електронасос, рівень у парогенераторі.

**V. I. Borysenko<sup>1</sup>, V. V. Goranchuk<sup>1</sup>, A. G. Krushynskyy<sup>1,2</sup>**

<sup>1</sup> *Institute for safety problems of nuclear power plants NAs of Ukraine, 12, Lysogirska str., building 106, Kyiv, 03028, Ukraine*

<sup>2</sup> *State Scientific and Technical Centre for Nuclear and Radiation Safety, 35/37, Vasylia Stusa str., Kyiv, 03142, Ukraine*

### **STUDY OF VVER-1000 OPERATION IN CASE OF LAST MAIN FEEDWATER PUMP TRIPPING UNDER POWER NO MORE THEN 25 %**

The paper describes an operation of the reactor control and protection system of VVER-1000 in case of the steam generator (SG) feedwater failure. As the initiating event, the last main feedwater pump (MFWP) tripping under current reactor power no more then 25 % is assumed. Further feeding of steam generators is provided by two or one auxiliary feedwater pumps (AFWP). According to the VVER-1000 design requirements, the last MFWP tripping under reactor power more than 25 % shall be accompanied by the reactor scram signal. If the reactor power is less than 25 %, the reactor should be transferred to the reduced power level of 5 % by operation the power limitation controller (ROM). The results of the MFWP tripping transient analyses under power 25 % or less are presented. It is shown that in some cases the ROM does not provide a transition of the reactor to the required power level. AFWP capacity is insufficient to maintain the required levels in the steam generators that results in tripping of main circulation pumps (MCP) then, respectively, reactor scram initiation. The reasons for the distinctions of analyzed transients from the required design progression are examined and some procedures to prevent reactor scram are proposed.

*Keywords:* VVER, reactor scram, main feedwater pump, auxiliary feedwater pump, steam generator level.

#### REFERENCES

1. *Complex (consolidated) program to improve the safety of NPPs of Ukraine (K(c)PB) (approved by the Cabinet of Ministers of Ukraine № 1270, December 7, 2011). (Rus)*
2. *Eliseev V.V., Pivovarov G.Yu., Nabatov A.S. Neutron flux monitoring system NFMS-IF: features, and safety assessment // Yadernaya i radiatsionnaya bezopasnost'. - 2007. - № 1. - P. 33 - 49. (Rus)*
3. *Arhangelskaya A.I. Economic policy in terms of reforming the market of electric energy and capacity and the investment program of OAO "Rosenergoatom" // Collection of Reports. 7th ISTC "Safety efficiency and safety of nuclear power. - Moskva, 2010. - P. 22 - 25. (Rus)*
4. *Report on the state examination nuclear safety alerts № 03-56-10 to change the number 1 to the typical TRBE B.0.03.179 RG-09. SSTC, 2010. (Ukr)*

5. *Technical Report "Modernization design operation AUU on VVER-1000. SAR development to modernize the operation of AUU". "FIZAR". L.t.d., 2008. (Rus)*
6. *Bykov M.A., Alechin G.V., Petkevich I.G. Analysis of the statements of the neutron flux monitoring system with operation accelerated unit unloading for reactor units with VVER-1000 (The 6th Intern. Scientific and Technical Conf. "Safety Assurance on NPP with WWER." -6-29.05.2009. ОКБ "ГИДРОПРЕСС", Podolsk, Russia). (Rus)*
7. *Technical reference. The analysis of the neutron-physical characteristics and reliability Fuel block number 2 Khmel'nitsky NPP in transition mode after tripping accelerated preventative protection. - Moskva: Kurchatov Institute, 2008. (Rus)*
8. *Borysenko V.I., Kadenko I.M., Samoilenko D.V. WWER-1000 accelerated unit unloading activation transient features // Nuclear Physics and Power Engineering. - 2009 . - Vol. 10, № 2. – P. 157 - 164. (Ukr)*
9. *Technical Report "On the safety and stability of NPPs with VVER-1000 under dynamic conditions with operation of AUU."- OAO «VNIIAES», 2008. (Rus)*
10. *Borysenko V.I., Kadenko I.M., Samoilenko D.V. Study of accelerated unit unloading mode initiated by turbine feed pump trip with tvsa fuel assemblies operation in WWER-1000 // Collection of Reports of the 4th IC Current Problems in Nuclear Physics and Atomic Energy (NPAE-Kyiv2012) 3 - 7 Sept. 2012.*
11. *Limits and conditions of safe operation. 43-923.203.254.OB.16.RED.2.F. SAR. T.16, Ch.16. - NAEC "Energoatom", 2004. (Rus)*
12. *Validation of coupled neutron kinetic/thermohydraulic codes against transients measured in VVER reactors. Final Technical Report. Reference: FZR/SRR195/FIN2.1 / European commission. Phare programme / Safety related research project SRR 1/95.*
13. *Borysenko V.I. About features of the formation of signal emergency protection in reactivity accidents in VVER-1000 // Problemy bezpeky atomnyh elektrostantsiy i Chornobylya (Problems of nuclear power plants' safety and of Chornobyl). - 2012. - Iss. 19. - P. 20 - 28. (Rus)*
14. *Borysenko V.I. That is necessary to determine: period or reactivity of reactor? // Problemy bezpeky atomnyh elektrostantsiy i Chornobylya (Problems of nuclear power plants' safety and of Chornobyl). - 2010. - Iss. 13. - P. 8 - 18. (Rus)*
15. *Technological rules of safe operation of power unit № 4 Rivne NPP. 4-P-PAЭС. (Rus)*
16. *Borysenko V.I., Krushynsky A.G., Mukoyd V.P. et al. Reactor unit VVER-440 primary to secondary leakage accident analysis fot RELAP5 code validation under collobaration of Ukrainian and Bulgarian specialist // Problemy bezpeky atomnyh elektrostantsiy i Chornobylya (Problems of nuclear power plants' safety and of Chornobyl). - 2008. - Iss. 10. - P. 12 - 19. (Rus)*
17. *Borysenko V.I., Goranchuk V.V. Determination of conservative parameters of model of reactor for research of transient of VVER-1000 // Problemy bezpeky atomnyh elektrostantsiy i Chornobylya (Problems of nuclear power plants' safety and of Chornobyl). - 2013. - Iss. 20. - P. 28 - 36. (Rus)*
18. *Rules nuclear reactors safety of nuclear power plants with pressurized water reactors. NP 306.2.145-2008. (Ukr)*
19. *Khmel'nitsky NPP. Unit number 2. Final Safety Analysis Report. T.4. Chapter 4. Reactor. Part 3. Neutronic calculations. 49 923.202.254.OB.04.03.ПЕД.1.Ф. 2005. (Rus)*
20. *Thermohydraulic calculation "Termination of feed water in SG (off two TFP). Zaporizhzhya NPP. 320-Пр-287. ОКБ "Gidropress". - Podolsk, 1995. - P. 44. (Rus)*
21. *Industry technical decision to implement the reactor scram signal in case the last MFWP tripping. # ОТП-М.1234.03 -190.12. - NAEC "Energoatom", 2011. (Rus)*

Надійшла 07.02.2013  
Received 07.02.2013