

## АНАЛИЗ ОСОБЕННОСТЕЙ АВАРИИ С ОТРЫВОМ КРЫШКИ КОЛЛЕКТОРА ПАРОГЕНЕРАТОРА И ПОЛНОЙ ПОТЕРЕЙ ЭЛЕКТРОСНАБЖЕНИЯ ЭНЕРГБЛОКА АЭС С ВВЭР-1000

**В. М. Зенов**

*Севастопольский национальный университет ядерной энергии и промышленности, (НУЯЭиП),  
Севастополь, Украина*

Одна из проектных аварий для АЭС с ВВЭР-1000 - это авария с потерей теплоносителя за счет разрыва греющих трубок парогенератора или отрыва крышки коллектора теплоносителя парогенератора, что является достаточно вероятным событием в повседневной эксплуатации АЭС. В результате подобной аварии в атмосферу может быть выброшено много радиоактивной пароводяной смеси, что может стать причиной настоящей опасности для окружающей природной среды и для местного населения. По этой причине такое происшествие должно быть изучено в деталях. Для этой цели был применен теплогидравлический код RELAP5/MOD3.2 как мощное средство для аварийных расчетов. Использовалась четырехпетлевая модель реакторной установки с ВВЭР-1000, разработанная в Севастопольском НУЯЭиП. Исследован аварийный процесс с дополнительным полным обесточиванием энергоблока. Одна из особенностей расчетных результатов – отсутствие признаков разрушения активной зоны реактора на протяжении трех часов. Однако признаки нарушения естественной циркуляции теплоносителя уже присутствуют. Полученный результат объясняется учетом в расчетной модели объединенного объема паропроводов, оказавших смягчающее влияние на динамику переходного процесса.

### **Введение**

Обеспечение безопасности атомных энергоблоков АЭС Украины в условиях приоритетного развития атомной энергетики, предусмотренного в Концепции развития топливно-энергетического комплекса Украины [1], делает эту задачу чрезвычайно актуальной и ответственной для всех специалистов отрасли, а также для организаций, занимающихся научно-техническим обеспечением и инженерной поддержкой процесса эксплуатации действующих и разработки перспективных энергоблоков ближайшего будущего.

Мощным средством анализа аварийных ситуаций на АЭС с целью их детального изучения, разработки сценариев по их локализации и предотвращению их перерастания в запроектные аварии является использование компьютерных теплогидравлических моделей реакторных установок на основе хорошо себя зарекомендовавших теплогидравлических кодов «наилучшей оценки» типа RELAP5 (США), ATHLET (Германия), ТРАП (Россия) и других кодов, работающих на основе системы дифференциальных уравнений сохранения массы, энергии и импульса для каждого из компонентов многоэлементного представления объекта исследования.

Настоящая работа выполнена в Севастопольском НУЯЭиП с целью выявления основных закономерностей и особенностей протекания аварийного режима реакторной установки (РУ) АЭС с ВВЭР-1000 с полным обесточиванием энергоблока, накладывающегося на исходное событие, вызванное возникновением малой течи теплоносителя из первого контура во второй – при отрыве крышки коллектора парогенератора (ПГ). В отличие от подобных исследований и оценок, ранее выполнявшихся проектными организациями (ОКБ Гидропресс, Киевский ИЭП), а также подразделениями инженерной поддержки самих АЭС, обсуждаемый численный эксперимент построен на достаточно умеренном консерватизме для получения картины событий, приближенной к действительности.

Ранее подобная работа уже выполнялась на менее сложной модели РУ, разработанной средствами кода RELAP5 для описания экспериментального стенда ИСБ-1 Электрогорского НИЦ (Россия). Указанная модель прекрасно себя зарекомендовала при валидации версии кода RELAP5/MOD3.2 и по этой причине была использована для оценочного расчета аварийного процесса с полной потерей собственных нужд энергоблока АЭС с ВВЭР-1000 [2, 3].

Результаты расчетов показали, что примерно через 1 ч 15 мин от начала обесточивания происходит полное выпаривание котловой воды, оголение теплообменных трубок парогенераторов, а к концу второго часа аварийного процесса разогрев первого контура до состояния насыщения приводит к началу оголения греющей поверхности твэлов вследствие нарастающих потерь теплоносителя из-за срабатывания ИПУ КД (импульсно-предохранительное устройство компенсатора давления). Вместе с тем при оценке результатов моделирования было обращено внимание на существенное влияние теплоемкости металлоконструкций стенда на переходный процесс из-за большого отличия в соотноше-

нии масс «металл – вода» в натурной установке В-320 и в ИСБ-1. Также приняты во внимание отличия в конструктивном исполнении и размещении паровых магистралей стенда и натурной установки.

В настоящей работе автором была поставлена задача по анализу и возможно более полной оценке влияния факторов, определяющих направление и последствия развития аварийного процесса, возможностей управления указанными факторами для всемерного смягчения последствий аварии.

### **Допущения, начальные и граничные условия**

В модели РУ были приняты следующие допущения:

исходным событием аварийного процесса в РУ является отрыв крышки коллектора парогенератора № 1;

потеря электроснабжения собственных нужд происходит одновременно со срабатыванием аварийной защиты реактора по снижению давления в первом контуре, вызванного исходным событием;

выбег ГЦН (главный циркуляционный насос) начинается одновременно с потерей электроснабжения собственных нужд энергоблока, в соответствии с 4 квадрантными характеристиками ГЦН-195М;

оборудование системы подпитки-продувки, системы аварийного охлаждения активной зоны (СА-ОЗ) ВД и САОЗ НД, аварийной питательной воды для ПГ является неработоспособным из-за отсутствия электроснабжения;

при определении размера течи из первого контура во второй принят эквивалентный диаметр ее, равный 43 мм, соответствующий максимальному сечению раскрытия течи для крышки, сдерживаемой механическим упором;

вся арматура с электроприводом, включая регулирующие, запорные и паросбросные клапаны с первой секунды процесса – неработоспособна. Выход пара из ПГ через стопорные и регулирующие клапаны турбоагрегата, быстродействующие редуцирующие установки сброса пара в главный конденсатор и в атмосферу – невозможен;

вся арматура рычажно-грузового действия: предохранительные клапаны (ПК) ПГ и компенсатора давления (КД) в течение всего аварийного процесса остается работоспособной, ее открытие и закрытие происходит в соответствии с действующими на АЭС уставками срабатывания;

при посадке ПК ПГ и КД, после их каждого очередного срабатывания и сброса давления обеспечивается герметичность защищаемых ими систем;

уровень мощности остаточных тепловыделений принят соответствующим стандарту ANS-79 – весьма распространенной и достаточно консервативной модели Американского ядерного общества, что способствует повышенной скорости генерации пара в активной зоне ядерного реактора (ЯР) и более напряженному температурному режиму циркониевых оболочек твэлов;

температура воздуха в боксах ПГ считается монотонно нарастающей вплоть до температуры поверхностей паропроводов РУ (минимальные потери энергии в окружающую среду);

начальный уровень в КД соответствует минимальному запасу теплоносителя (ТН) в первом контуре с учетом неточности определения уровня и зоны нечувствительности регулятора подпитки-продувки.

Предполагается полное обесточивание энергоблока АЭС с ВВЭР-1000, связанное с отказом всех аварийных дизельгенераторов, а также невозможность подключения иных внешних источников энергии. Подобное состояние РУ относится к числу наиболее опасных исходных событий, ведущих к тяжелой запроектной аварии с серьезным повреждением активной зоны ЯР и к возможному разрушению корпуса реактора.

Возможность отвода остаточных тепловыделений из активной зоны реактора в начальный период развития аварийного процесса определяется наличием условий возникновения естественной циркуляции ТН первого контура через ПГ с отводом тепла второму контуру.

Вследствие полной потери электроснабжения собственных нужд и невозможностью подачи питательной воды в ПГ резервными и аварийными питательными насосами продолжительность эффективного отвода остаточных тепловыделений из активной зоны ограничивается временем испарения котловой воды и снижением уровня в ПГ до полного оголения греющей поверхности трубчатки.

### **Анализ переходного процесса**

Отрыв крышки коллектора ПГ на 1-й секунде процесса ведет к возникновению течи из коллектора ТН в паровой объем ПГ. С этого момента аварийный ПГ с прилегающим паропроводом становится частью первого контура. С потерей ТН начинается быстрое снижение уровня в КД (рис. 1) и снижение давления в 1-м контуре (рис. 2).

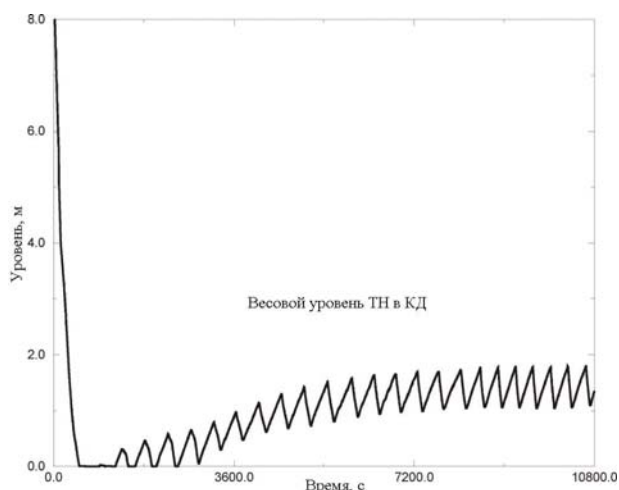


Рис. 1. Характер изменения весового уровня в КД.

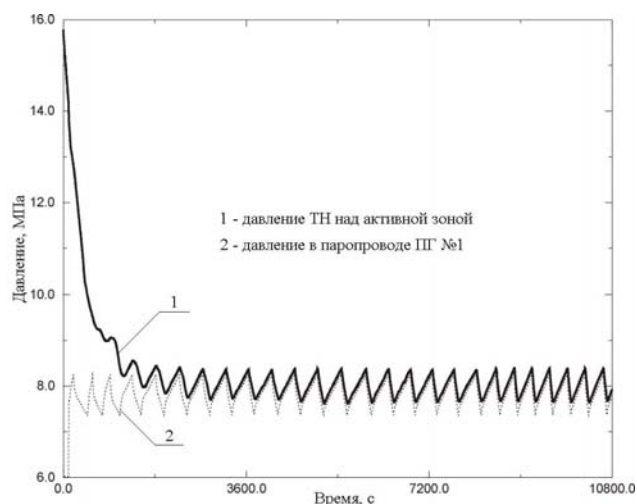


Рис. 2. Характер изменения давления в 1-м и 2-м контурах.

Примерно на 100-й секунде по сигналу снижения давления в первом контуре ниже 14,6 МПа [4] срабатывает аварийная защита (АЗ) реактора. Характер спада тепловой мощности реактора, который определяется, главным образом, интенсивностью радиоактивного распада продуктов деления ядерного топлива представлен на рис. 3.

Момент срабатывания АЗ сопровождается полной потерей электроснабжения собственных нужд энергоблока, посадкой стопорных клапанов турбогенератора, началом выбега ГЦН, отключением турбопитательных насосов и прекращением подпитки ПГ.

Снижение массового расхода теплоносителя через активную зону реактора определяется скоростью выбега ГЦН (рис. 4). Около 350-й секунды снижение массового расхода через активную зону прекращается и происходит переход на естественную циркуляцию теплоносителя в 1-м контуре.

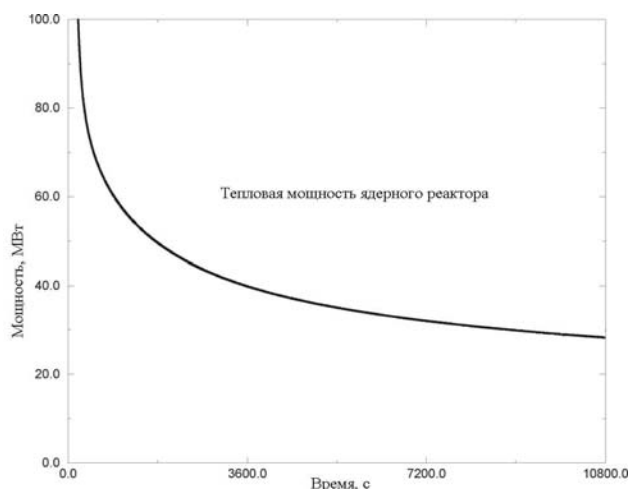


Рис. 3. Характер изменения тепловой мощности ЯР.

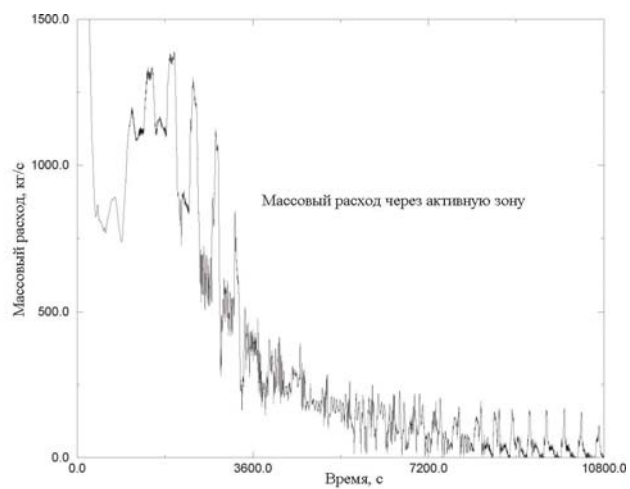


Рис. 4. Массовый расход теплоносителя через активную зону.

Поскольку в расчете постулирован отказ на открытие БРУ-А (быстродействующая редуцирующая установка сброса пара) всех ПГ, то рост давления в четырех нитках паропроводов продолжается вплоть до достижения уставки срабатывания ПК ПГ. Первое открытие ПК ПГ № 1 происходит на 30-й секунде и далее клапаны периодически открываются по мере нарастания давления в паровой магистрали (см. рис. 2). Аналогичный характер изменения давления наблюдается в неаварийных ПГ. При этом процессы в неаварийных ПГ идут практически синхронно. Следует также отметить, что массообмен между паровыми магистралями всех ПГ через главный паровой коллектор продолжается вплоть до окончания эксперимента.

Интересной особенностью обсуждаемого процесса является то, что несмотря на интенсивное истечение ТН в течь на начальной стадии аварии заполнения аварийного ПГ не происходит. Уже после

400-й секунды процесса наступает временная стабилизация уровня в ПГ № 1. А после сближения величин давлений 1-го и 2-го контуров и значительного сокращения по этой причине расхода в течь наступает монотонный спад уровня в этом ПГ (рис. 5). При этом монотонный характер снижения уровня в неаварийных ПГ наблюдался практически на всем протяжении переходного процесса. Отличительная особенность данного эксперимента заключается также в том, что к окончанию третьего часа аварии весовой уровень котловой воды в неаварийных ПГ составляет еще около одного метра от нижней образующей.

Отмеченная выше особенность стабилизации уровня в аварийном ПГ явилась причиной того, что истечения жидкой фазы через ПК данного ПГ в атмосферу не происходило. Это позволяет говорить об ограниченном выбросе радиоактивной пароводяной смеси в окружающую среду. Так, за 3 ч переходного процесса выбросы через один ПК ПГ № 1 составили около 42 т (рис. 6). При этом потери котловой воды через один ПК ПГ каждого неаварийного ПГ составили около 37 т.

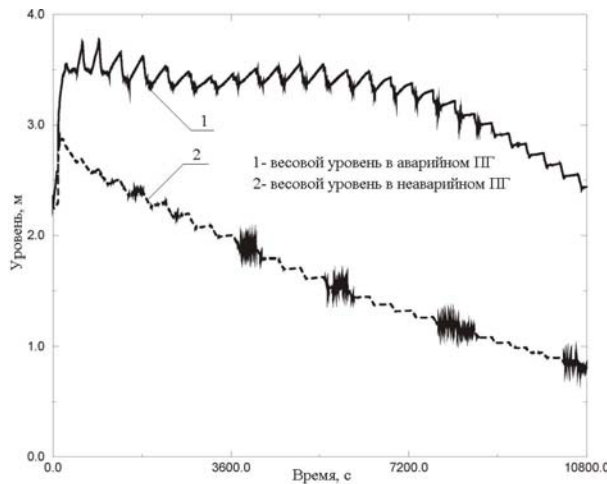


Рис. 5. Весовые уровни в аварийном и неаварийном ПГ.

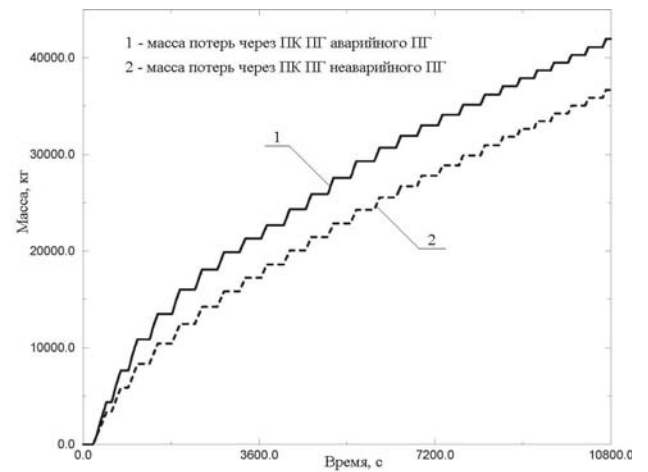


Рис. 6. Масса потерь воды через ПК ПГ в атмосферу.

Начало объемного кипения в активной зоне реактора примерно с 10-й минуты и рост объемного паросодержания (рис. 7) ведут к накоплению пара в верхней камере смешения.

В реакторе появляется уровень, характер изменения которого представлен на рис. 8. При этом обеспечивается нормальный отвод тепла с греющих поверхностей твэлов, включая самые теплонапряженные.

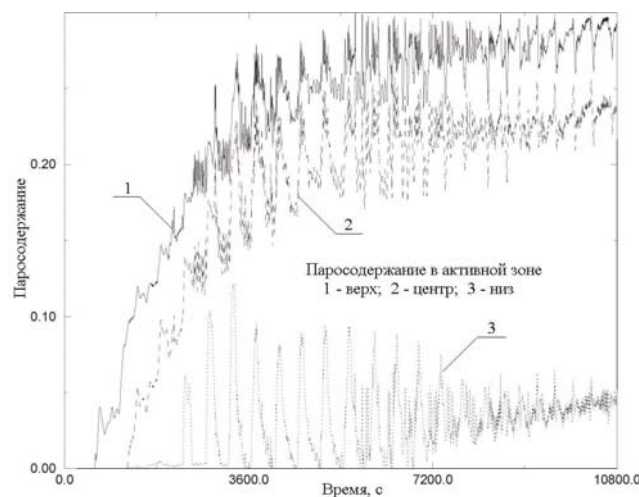


Рис. 7. Характер изменения объемного паросодержания в активной зоне.

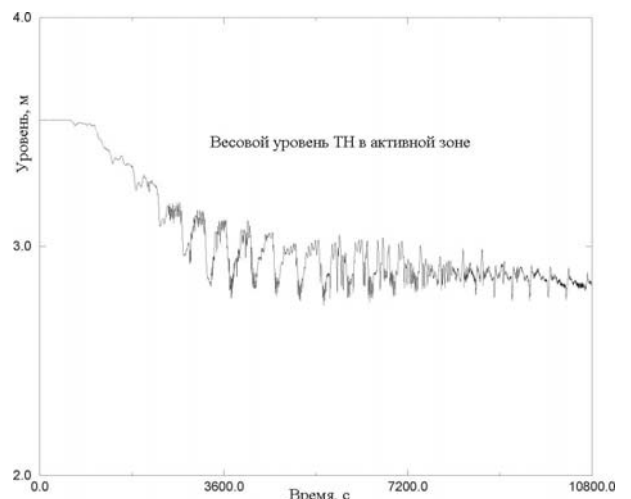


Рис. 8. Характер изменения весового уровня в реакторе.

На всем протяжении аварийного процесса температура оболочек наиболее теплонапряженных твэлов незначительно превышает температуру насыщения в активной зоне. Поведение температуры оболочек твэлов отобразено на рис. 9.

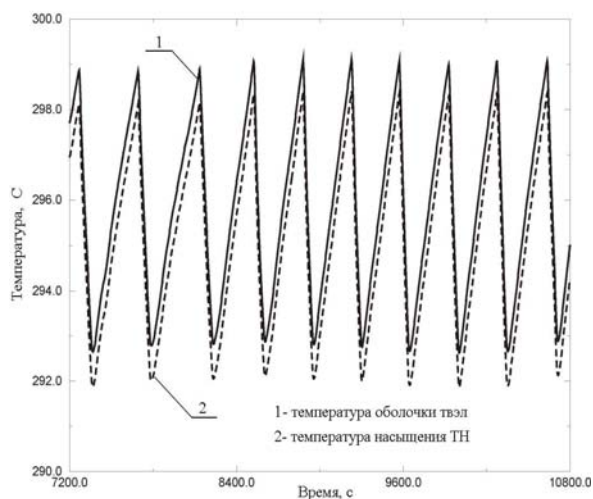


Рис. 9. Характер изменения температуры циркониевых оболочек ТВЭЛов.

На этот момент объемная доля, занимаемая паром в верхней половине активной зоны составляла около 30 %. Хотя кризисного роста температуры циркониевых оболочек ТВЭЛов, а также температуры топливных сердечников при этом все еще не было зафиксировано, несомненно, что без принятия эффективных мер указанные события следует ожидать в самое ближайшее время.

Наиболее неприятным последствием обсуждаемой аварии РУ является довольно значительный выброс радиоактивной пароводяной смеси через ПК аварийного ПГ, достигающий к концу рассматриваемого периода около 84 т. Причем главной причиной подобного состояния РУ является превышение давлением первого контура установок срабатывания на открытие ПК ПГ.

### Выводы

1. Авария РУ АЭС с ВВЭР-1000 вследствие отрыва крышки коллектора ПГ ПГВ-1000М при полной потере электроснабжения энергоблока и невмешательстве оперативного персонала в течение 3 ч не приводит к повреждению активной зоны реактора.

2. Общие потери ТН из 1-го контура в ходе аварийного процесса составили около 150 т, а общая масса потерь пароводяной смеси в атмосферу через ПК аварийного ПГ и неаварийных ПГ достигла 300 т.

3. Подтверждена негативная роль паровой подушки КД, сдерживающей снижение давления в первом контуре и препятствующей использованию гидроемкостей пассивной части САОЗ для поддержания безопасного уровня в активной зоне ЯР.

4. С учетом консервативности использованного подхода можно считать обнадеживающим факт наличия дополнительного часового запаса по времени, в сравнении с предыдущими оценками, до наступления серьезных нарушений с теплообменом в активной зоне реактора и начала термического разрушения тепловыделяющих сборок для принятия действенных мер по возобновлению работоспособности систем безопасности РУ.

### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Вестник украинского ядерного общества*. - Декабрь, 2005. - № 3 - 4.
2. *Зенов В. М.* Анализ теплогидравлических особенностей аварийного режима с полным обесточиванием РУ АЭС с ВВЭР на модели экспериментального стенда ИСБ-1 с применением кода RELAP5 // Сб. науч. тр. СНИЯЭиП. – Севастополь: СНИЯЭиП, 2002. – Вып. 7. – С. 43 - 50.
3. *Зенов В. М., Свириденко И. И., Ткач С. Н.* Аварийное расхолаживание реакторной установки АЭС с ВВЭР при полном длительном обесточивании энергоблока // Сб. науч. ст. "Вестник НТУУ (КПИ). Машиностроение". – К.: НТУУ, 2002. – Т. 43. – С. 47 - 54.
4. *Технологический регламент безопасной эксплуатации блока. I. ТО. 046. ИЭ-90. ХАЭС.*

## **THE ANALYSIS OF THE STEAM GENERATOR COLLECTOR COVER BREAKAWAY ACCIDENT WITH FULL LOSS OF POWER SUPPLY OF NPP UNIT WITH WWER-1000**

**V. M. Zenov**

One of the designed accidents for NPP with WWER-1000 is a loss of coolant accident due to steam generator tubes rupture or steam generator coolant header cover break which is probable enough event in the daily NPP operation. In the result of such accident a lot of radioactive steam-water mixture may be released into the atmosphere, may become a cause of the real danger for local environmental and for the people. By this reason such an accident must be studied in details. The thermal hydraulic code RELAP5/MOD3.2 as a powerful mean for emergency calculations was applied for this purpose. A four-loops model of the reactor installation with WWER-1000 developed at Sevastopol NUNE&I was used. An emergency process with the additional full blackout of the NPP unit has been investigated in this work. One of features for the calculation results is the absence of signs of the reactor core destruction during three hours. However the signs of violation of the coolant natural circulation are already present. The achieved result is explained by taking into account in the input deck model of incorporated volume of the steam lines, having smoothed influence on the dynamics of transient.

## **АНАЛІЗ ОСОБЛИВОСТЕЙ АВАРІЇ З ВІДРИВОМ КРИШКИ КОЛЕКТОРА ПАРОГЕНЕРАТОРА ТА ПОВНОЮ ВТРАТОЮ ЕНЕРГОЗАБЕЗПЕЧЕННЯ ЕНЕРГОБЛОКУ З ВВЕР-1000**

**В. М. Зенов**

Одна з проектних аварій для АЕС з ВВЕР-1000 - це аварія з втратою теплоносія за рахунок розриву грюючих трубок парогенератора або відриву кришки колектора теплоносія парогенератора, що є достатньо вірогідною подією в повсякденній експлуатації АЕС. У результаті подібної аварії в атмосферу може бути викинуто багато радіоактивної пароводяної суміші, що може стати причиною справжньої небезпеки для навколишнього природного середовища і для місцевого населення. З цієї причини така подія повинна бути вивчена в деталях. Для цієї мети було застосовано теплогідравлічний код RELAP5/MOD3.2 як могутній засіб для аварійних розрахунків. Використовувалася чотирипетлева модель реакторної установки з ВВЕР-1000, розроблена в Севастопольському НУАЕтаП. Розглянуто аварійний процес із додатковим повним знеструмленням енергоблока. Одна з особливостей розрахункових результатів – відсутність ознак руйнування активної зони реактора впродовж трьох годин. Проте ознаки порушення природної циркуляції теплоносія вже присутні. Одержаний результат пояснюється обліком у розрахунковій моделі об'єднаного об'єму паропроводів, що зробили пом'якшувальний вплив на динаміку перехідного процесу.