

**А. Г. НИКУЛЕНКОВ, О. Ю. ЧЕРНОУСЕНКО, Т. В. НИКУЛЕНКОВА**

### **АНАЛИЗ ВЛИЯНИЯ ПОВЫШЕНИЯ ТЕПЛОЙ МОЩНОСТИ ЭНЕРГБЛОКА АЭС НА ПРОТЕКАНИЕ ЗАПРОЕКТНОЙ АВАРИИ**

Учитывая потенциальную возможность для энергоблоков АЭС Украины увеличения тепловой мощности реакторной установки до 104 % от проектного значения, которая реализована в ряде стран, с одной стороны и уроки, извлеченные из аварии на АЭС Фукусима-1 с другой, возникает необходимость в анализе влияния повышения тепловой мощности энергоблока АЭС на протекание тяжелой запроектной аварии. В данной статье представлены результаты оценки времени достижения открытия импульсно-предохранительных клапанов компенсатора давления и максимального проектного предела по топливу (температура оболочки 1200 °С) для различных уровней мощности (до 104 % от проектного значения) при полном обесточивании энергоблока с отказом на запуск резервных дизель-генераторов. Обозначены основные допущения и подходы к моделированию тяжелой запроектной аварии при использовании расчетного интегрального одномерного кода RELAP5. Представлен сравнительный анализ протекания запроектной аварии реакторной установки на разных уровнях мощности.

**Ключевые слова:** атомная электростанция, паровая турбина, повышение тепловой мощности, запроектная авария, обесточивание, квазистационарный расчет, граничные условия, расчетная модель.

**А. Г. НИКУЛЕНКОВ, О. Ю. ЧЕРНОУСЕНКО, Т. В. НИКУЛЕНКОВА**

### **АНАЛІЗ ВПЛИВУ ПІДВИЩЕННЯ ТЕПЛОЇ ПОТУЖНОСТІ ЕНЕРГБЛОКУ АЕС НА ПЕРЕБІГ ЗАПРОЕКТНОЇ АВАРІЇ**

Враховуючи потенційну можливість для енергоблоків АЕС України у збільшенні теплової потужності реакторної установки до 104 % від проектного значення, що реалізовано в ряді країн, з одного боку і аварію на АЕС Фукусима-1 з іншого боку, виникає необхідність в аналізі впливу підвищення теплової потужності енергоблоку АЕС на перебіг важкої запроектною аварії. У даній статті представлені результати оцінки часу досягнення відкриття імпульсно-запобіжних клапанів компенсатора тиску і максимальної проектною межі по паливу (температура оболонки 1200 °С) для різних рівнів потужності (до 104 % від проектного значення) при повному знеструмленні енергоблоку з відмовою на запуск резервних дизель-генераторів. Окреслено основні допущення і підходи до моделювання важкої запроектною аварії при використанні розрахункового інтегрального одновимірного коду RELAP5. Представлено порівняльний аналіз протікання запроектною аварії реакторної установки на різних рівнях потужності.

**Ключові слова:** атомна електростанція, парова турбіна, підвищення теплової потужності, запроектна аварія, знеструмлення, квазистационарний розрахунок, граничні умови, розрахункова модель.

**A. NIKULENKOV, O. CHERNOUSENKO, T. NIKULENKOVA**

### **ANALYZING THE INFLUENCE OF AN INCREASE IN THE THERMAL POWER OF ENERGY GENERATING UNIT AT THE NUCLEAR POWER PLANT ON THE BEHAVIOR OF BEYOND THE DESIGN BASIS ACCIDENT**

Taking into consideration a potential opportunity for Ukrainian energy-generating units at the nuclear power plant to increase their thermal power up to 104 % of the design value that is available for many countries on the one hand and the lessons given by the accident at the nuclear power plant Fukushima-1 on the other hand we realize the need for the analyzing of the influence that an increase in the heat power of energy-generating unit at the NPP has on the behavior of grave beyond the design basis accident. This scientific paper gives the estimation data of the time required for the opening of pulse-safety valves of the pressure compensator and a maximum design safety limit for the fuel (the shell temperature of 1200 °C) for different power levels (up to 104 % of the design value) at a total de-energizing of the energy generating units in the case of the start-up failure of stand-by diesel generators. The main assumptions and approaches to the simulation of the grave beyond the design basis accident were defined using the design integral one-dimensional code RELAP5. A comparative analysis of the behavior of beyond the design basis accident of the reactor plant at different power levels has been given.

**Key words:** nuclear power plant, steam turbine, an increase in the heat power, beyond the design basis accident, de-energizing, quasi-stationary computation, boundary conditions and the computation mode.

#### **Введение**

В настоящее время накоплен значительный опыт эксплуатации энергоблоков типа ВВЭР, значительно повысилась точность теплотехнических и нейтронно-физических расчетов, а также точность теплотехнических измерений. Таким образом, сложились объективные предпосылки для поиска и реализации резервов, заложенных в проектные основы энергоблоков ВВЭР с учетом выполнения требований [1, 2]. Применительно к ВВЭР-1000 показательным является пример Балаковской АЭС, энергоблоки которой уже несколько

лет надежно и безопасно работают на мощности 104 % от проектной номинальной.

Для Украины реализация резервов увеличения мощности действующих энергоблоков АЭС является насущной задачей, решение которой позволит повысить объемы генерации электроэнергии без существенных затрат [3, 4].

Работа направлена на уточнение объемов и глубины обоснований в рамках анализа возможности повышения тепловой мощности на энергоблоках АЭС Украины с учетом уроков, извлеченных по результатам аварии на АЭС Фукусима-1.

### Цель работы

Учитывая потенциальную возможность (для энергоблоков АЭС Украины) увеличения тепловой мощности реакторной установки до 104 % от проектного значения, которая реализована в ряде стран, а также потребность в дополнительной электрогенерации с одной стороны и уроки, извлеченные из аварии на АЭС Фукусима-1 с другой, в рамках данной работы ставится цель проанализировать влияние повышения тепловой мощности энергоблока АЭС на протекание тяжелой запроектной аварии.

### Постановка задачи

С помощью расчетного интегрального одномерного кода RELAP5 (код разрешенный для использования при обосновании безопасности ядерной энергетической установки согласно [5]) необходимо выполнить следующие типы расчетов для различных предполагаемых уровней мощности реакторной установки:

- квазистационарная работа энергоблока;
- протекание тяжелой запроектной аварии на энергоблоке.

Выполнение первого типа расчета позволит определить параметры реакторной установки на конец компании, оценить расход пара на турбоустановку (при тепловой мощности 100 % и ее повышении на 4 %, далее  $N = 100\%$  и  $N = 104\%$ ).

Выполнение второго типа расчета позволит оценить время достижения *cliff-edge* эффектов (применительно к данной работе это время достижения открытия импульсно-предохранительных клапанов компенсатора давления (ИПУ КД) и максимального проектного предела по топливу (температура оболочки 1200 °С) для указанных уровней мощности при полном обесточивании энергоблока с отказом на запуск резервных дизель-генераторов.

### Описание математической модели

Математическая модель сводится к решению системы дифференциальных уравнений с замыкающими условиями:

- дифференциальное уравнение сохранения массы;
- условие сохранения массы на межфазной границе;
- дифференциальное уравнение сохранения количества движения;
- условие сохранения количества движения на межфазной границе;
- условие сохранения количества движения на межфазной границе;
- дифференциальное уравнение сохранения энергии;

– условия, что определяют удельную скорость межфазного массообмена в процессе фазовых переходов.

Поскольку в уравнения входит много величин, которые имеют статическую природу (форма, места подключений, параметры межфазного взаимодействия), то уравнения теплогидравлики усреднены по пространству и времени:

- усреднение по времени

$$\bar{f} = \frac{1}{\tau_0} \int_{\tau_0} f dt, \quad (1)$$

где  $\tau_0$  – интервал времени, достаточно большой по сравнению с характерным временем флуктуаций параметров потока, но достаточно малый по сравнению с характерным временем изменения усредненных параметров нестационарного потока.

- усреднение по площади поперечного сечения

$$\langle f_k \rangle = \frac{1}{A_k} \int_{A_k} f_k dA = \frac{1}{A \alpha_k} \int_A f_k \alpha_k dA, \quad (2)$$

где  $\bar{A}_k$  – усредненная по времени часть общей площади поперечного сечения  $A$  трубы, занятая фазой  $k$ .

Таким образом  $\bar{A}_k = \bar{\alpha}_k A$ , где  $\bar{\alpha}_k$  – усредненное по времени истинное объемное содержание фазы  $k$ .

В качестве *начальных условий* задаются: поле давления, поле температур для фазы, поле скоростей для фазы, содержание неконденсируемых газов.

*Граничные условия* сводятся к заданию геометрической формы данной области и условий движения теплоносителя и теплообмена на ее границах.

Граничные условия, определяющие процесс теплообмена между теплоносителем и стенкой, задаются как граничные условия первого рода (заданная температура стенки), второго рода (заданный тепловой поток на стенке) и третьего рода (конвективные граничные условия).

### Описание расчетной модели в среде кода RELAP5

Расчетная модель типового энергоблока ВВЭР-1000 включает данные по:

- гидродинамическим элементам модели, для которых приведены значения площади проходного сечения/объема, длины, вертикальной ориентации, гидравлического диаметра, коэффициентов местного сопротивления и др.;
- тепловым структурам модели, для которых приведены значения толщины стенки, характерной длины, внутреннего и наружного диаметра, теп-

лофизических свойств материалов, источников тепла и др.;

– нейтронной кинетике модели, параметры которой определяют данные по облучению/выгоранию топлива, начальной реактивности, группам запаздывающих нейтронов, характеристикам реактивности и др.;

– управляющим системам, которые включают данные по управлению моделируемым оборудованием, данные для установления взаимосвязи между различными управляющими системами и контролируемые гидродинамическими компонентами и/или тепловыми структурами, характеристики контролируемого оборудования.

### Квазистационарный расчет для различных уровней мощности

Расчет мощности и распределения энерговыделения в активной зоне выполняется с использованием точечной модели кинетики реактора. Тепловая мощность реактора складывается из мощности цепной реакции деления, которая рассчитывается с помощью уравнений точечной кинетики и мощности остаточного энерговыделения, для рас-

чета которого используется стандарт ANSI/ANS-5.1-1979.

В табл. 1 представлены рассчитанные параметры при квазистационарном состоянии ядерной энергетической установки на конец кампании.

Как показали расчеты, повышение уровня мощности до 104 %  $N_{ном}$  приводит к изменению теплогидравлических характеристик реакторной установки. Среди основных таких характеристик можно выделить: температуру оболочки твэл – возросла на 3,2 °С, подогрев теплоносителя – увеличился на 1,2 °С, расход пара на турбину – увеличился на  $\approx 300$  т/ч. Следовательно, увеличение расхода потребует, как минимум, модернизацию первой ступени цилиндра высокого давления турбоустановки в части изменения проходного сечения.

Таким образом, в рамках данного расчета:

а) определены параметры реакторной установки на конец кампании (при  $N = 100\%$  и  $N = 104\%$ ) для последующего инициирования и расчета запроектной аварии;

б) оценен расход пара на турбоустановку при повышенном уровне мощности ( $N = 104\%$ ).

Таблица 1 – Рассчитанные параметры состояния ядерной энергетической установки на конец кампании

Параметр состояния	Рассчитанная величина	
	При работе на мощности 100 %	При работе на мощности 104 %
Тепловая мощность реактора, МВт	3000	3120
Давление на выходе реактора, кгс/см <sup>2</sup>	159,2	159,0
Температура теплоносителя на входе в реактор, °С	289,4	290,6
Температура теплоносителя на выходе из реактора, °С	319,5	321,9
Подогрев теплоносителя в реакторе, °С	30,1	31,3
Максимальная температура наружной поверхности оболочек твэл, °С	339,4	342,6
Расход теплоносителя через реактор, м <sup>3</sup> /ч	84968	84927
Уровень теплоносителя в КД, мм	8724	8941
Давление в ГПК, кгс/см <sup>2</sup>	60,54	60,96
Расход пара на турбоустановку, т/ч	5 839	6 138

### Сравнительный анализ протекания запроектной аварии реакторной установки на разных уровнях мощности

По результатам дополнительной целевой переоценки безопасности энергоблоков АЭС Украины с учетом уроков, извлеченных из аварии на АЭС Фукусима-1 [6], оценено, что комбинации внешних экстремальных воздействий (таких как смерч, землетрясение и т.п.) могут привести к потере внешнего электроснабжения, включая полное обесточивания АЭС. А это в свою очередь приведет к неспособности отводить остаточные энерговыделения от активной зоны реактора к конечному

поглотителю, а также неспособности активных систем безопасности выполнить свою функцию.

Таким образом, в рамках данной работы рассматривается исходное событие аварии «Расширенная потеря источников переменного тока» приводящее к запроектной аварии, связанной с обесточиванием всех секций нормального электроснабжения и отказом функции безопасности «Обеспечение надежного электроснабжения».

*Начальные условия и основные допущения:*

1) Начальные параметры модели, используемой для выполнения расчетного анализа выбранного исходного события, соответствуют параметрам энергоблока на конец топливной кампании.

2) Мощность остаточного энерговыделения определяется, исходя из стандарта ANSI/ANS-5.1-1979, т.е. предшествующего уровня мощности реакторной установки и времени, в течение которого происходило накопление продуктов деления. Так как количество продуктов деления пропорционально глубине выгорания топлива, то время их накопления можно определить по темпу выгорания.

3) В данном расчете:

– не учитывается время разрядки аккумуляторных батарей;

– не постулируются дополнительные отказы, связанные с заклиниванием ИПУ КД и БРУ-А (быстродействующая редуцирующая установка по сбросу пара в атмосферу);

– не моделируются действия персонала по инструкциям ликвидации аварий (в том числе и по подключению мобильных генераторов и насосных установок).

*Результаты расчета тяжелой запроектной аварии.*

Основные хронологические этапы развития анализируемого аварийного сценария приведены в табл. 2.

Графическая интерпретация основных результатов выполненных расчетов представлена на рис. 1–5.

Полное обесточивание энергоблока приводит к срабатыванию аварийной защиты, отключение систем нормальной эксплуатации: главных циркуляционных насосов (ГЦН), турбопитательных насосов (ТПН), трубчатых электронагревателей компенсатора давления (ТЭН КД), насосов системы подпитки-продувки первого контура. Через 0,3 секунды начинается движение органов регулиро-

вания системы управления и защиты (ОР СУЗ) по сигналу «аварийная защита» (АЗ). Мощность РУ начинает уменьшаться до уровня остаточного энерговыделения. После выбега ГЦН в первом контуре устанавливается естественная циркуляция теплоносителя.

По причине незакрытия арматуры слива запирающей воды главных циркуляционных насосов образовывается течь через уплотнения с начальным расходом 12,5 т/ч при номинальных параметрах.

Закрытие стопорных клапанов турбины приводит к резкому росту давления во втором контуре РУ. При повышении давления в паропроводах до 73 кгс/см<sup>2</sup> открываются быстродействующие редуцирующие установки по сбросу пара в атмосферу. Регуляторы БРУ-А не останавливаются в текущем положении после первых 3600 с, а работают до конца расчетного времени.

После достижения максимального значения больше 80 кгс/см<sup>2</sup>, вследствие работы обратных клапанов, давление в главном паровом коллекторе стабильно держится на уровне.

После срабатывания АЗ реактора температура оболочек твэл снижается до значения около 295 °С и далее постепенно растет по мере ухудшения теплоотвода через второй контур.

Из-за отсутствия подачи питательной воды начинается опорожнение ПГ, в следствии которого снижается эффективность теплоотвода. Это приводит к росту температуры в первом контуре и открытию ИПУ КД. С ростом температуры теплоносителя наблюдается рост давления первого контура вследствие температурного расширения теплоносителя.

Таблица 2 – Описание основных хронологических этапов развития аварийного сценария

Время, с		Описание события
<i>N</i> = 100 %	<i>N</i> = 104 %	
0	0	Произошла комбинация внешних исходных событий, которая привела к полному обесточиванию с незапуском резервной дизельной электростанции. Срабатывание аварийной защиты. Отключение всех главных циркулирующих насосов (ГЦН), отключение турбопитательного насоса, закрытие стопорных клапанов турбогенератора, потеря подпитки первого контура. Начало истечения теплоносителя через слив запирающей воды ГЦН
0,3	0,3	Начало введения стержней системы управления и защиты в активную зону
4	3	Начало открытия БРУ-А1,2,3,4 по факту увеличения давления в паропроводах более 73 кгс/см <sup>2</sup>
4365	4349	Начало периодической работы контрольного ПК КД. Снижение уровня теплоносителя в корпусе реактора
7960	7775	Опустошение парогенераторов (ПГ)
12275	11860	Потеря уровня в реакторе
12467	12035	Начало интенсивного разогрева активной зоны
15732	15384	Достижение температуры оболочек твэл температуры 1200 °С
16965	16609	Достижения критерия окончания расчета

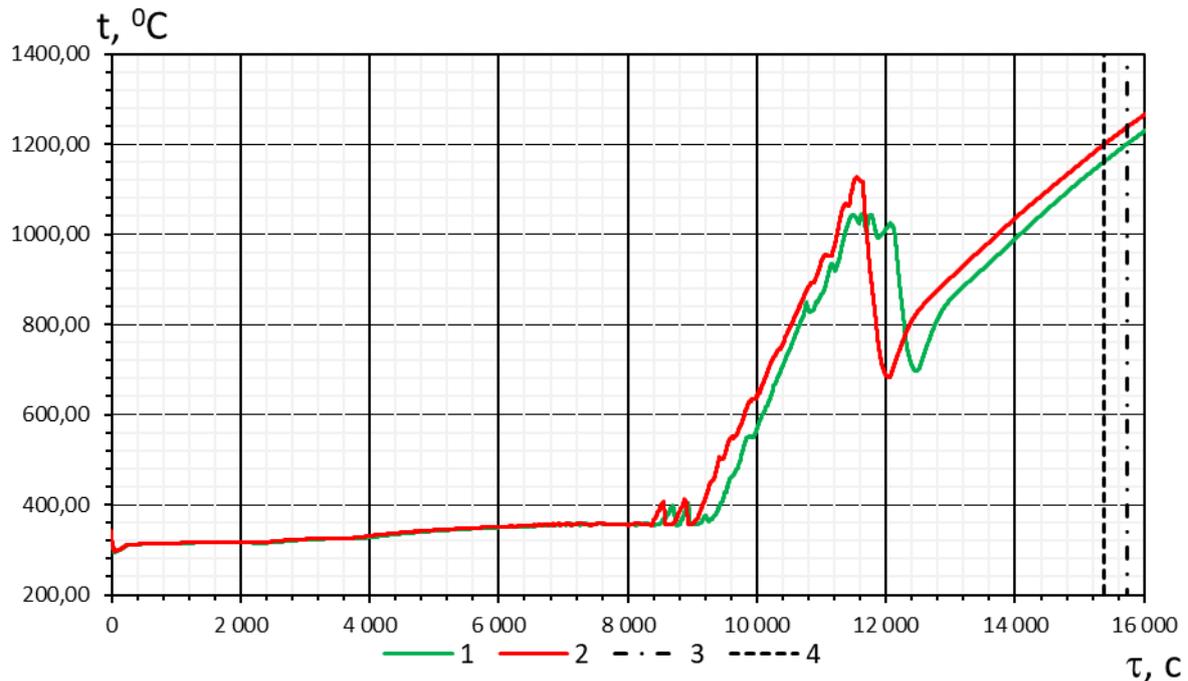


Рис. 1 – Температура оболочки твэл:

1 – при номинальной мощности ( $N = 100\%$ ); 2 – при увеличенной мощности ( $N = 104\%$ );  
 3 – момент времени достижения максимального проектного предела по температуре оболочки твэл  
 (при  $N = 100\%$ ); 4 – момент времени достижения максимального проектного предела  
 по температуре оболочки твэл (при  $N = 104\%$ )

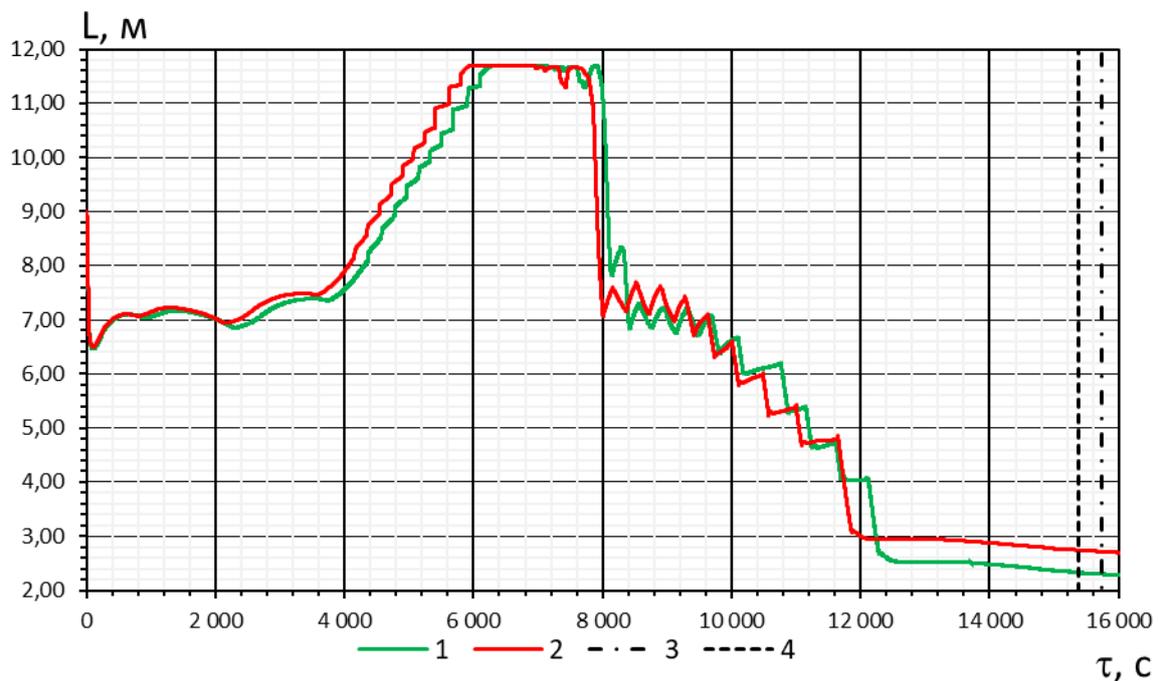


Рис. 2 – Уровень в компенсаторе давления:

1 – при номинальной мощности ( $N = 100\%$ ); 2 – при увеличенной мощности ( $N = 104\%$ );  
 3 – момент времени достижения максимального проектного предела по температуре оболочки твэл  
 (при  $N = 100\%$ ); 4 – момент времени достижения максимального проектного предела  
 по температуре оболочки твэл (при  $N = 104\%$ )

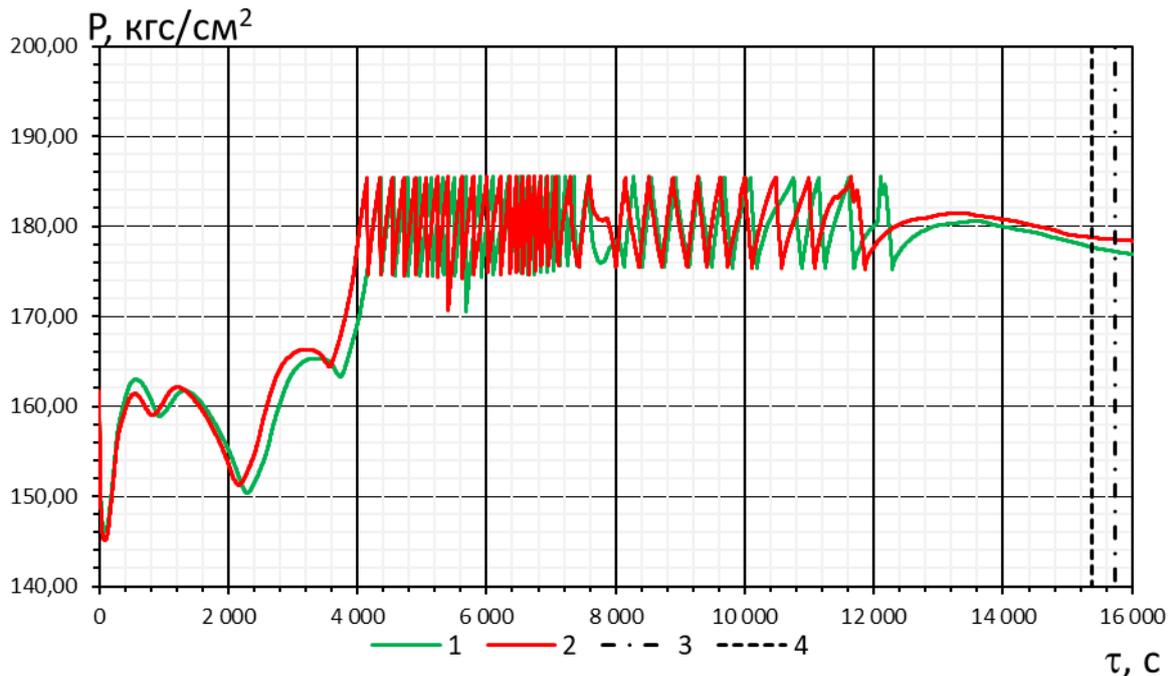


Рис. 3 – Давление на выходе из реактора:

1 – при номинальной мощности ( $N = 100\%$ ); 2 – при увеличенной мощности ( $N = 104\%$ );  
 3 – момент времени достижения максимального проектного предела по температуре оболочки твэл  
 (при  $N = 100\%$ ); 4 – момент времени достижения максимального проектного предела  
 по температуре оболочки твэл (при  $N = 104\%$ )

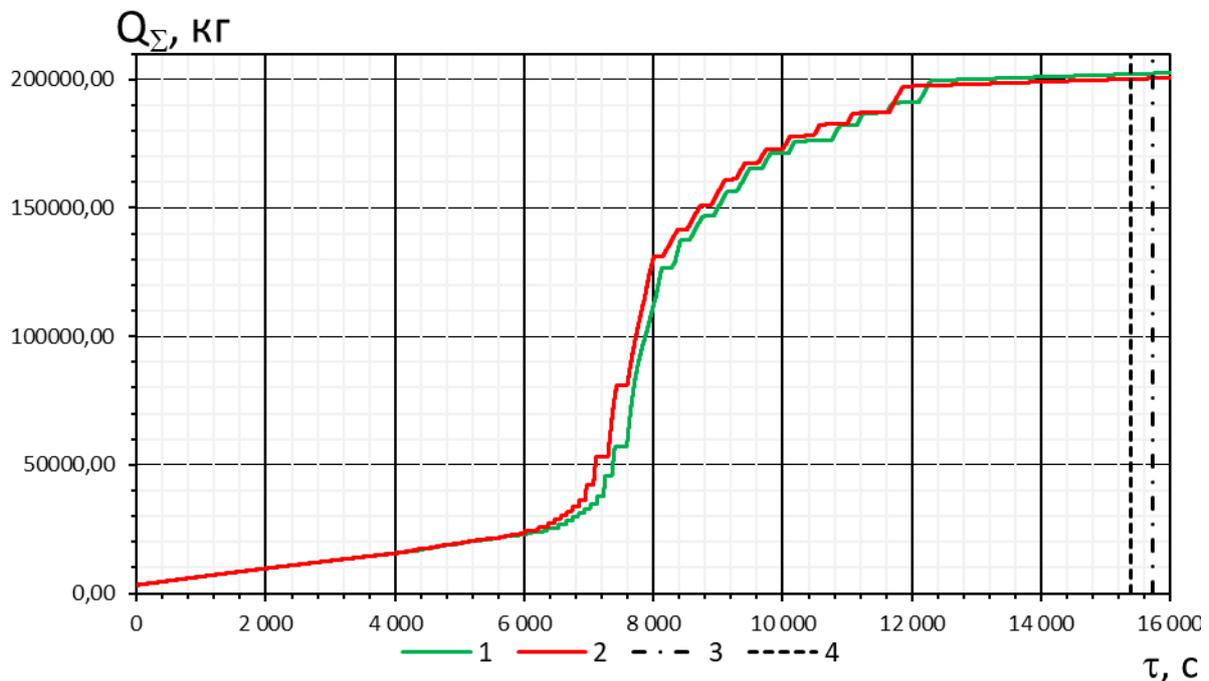


Рис. 4 – Интегральный расход через ИПУ КД:

1 – при номинальной мощности ( $N = 100\%$ ); 2 – при увеличенной мощности ( $N = 104\%$ );  
 3 – момент времени достижения максимального проектного предела по температуре оболочки твэл  
 (при  $N = 100\%$ ); 4 – момент времени достижения максимального проектного предела  
 по температуре оболочки твэл (при  $N = 104\%$ )

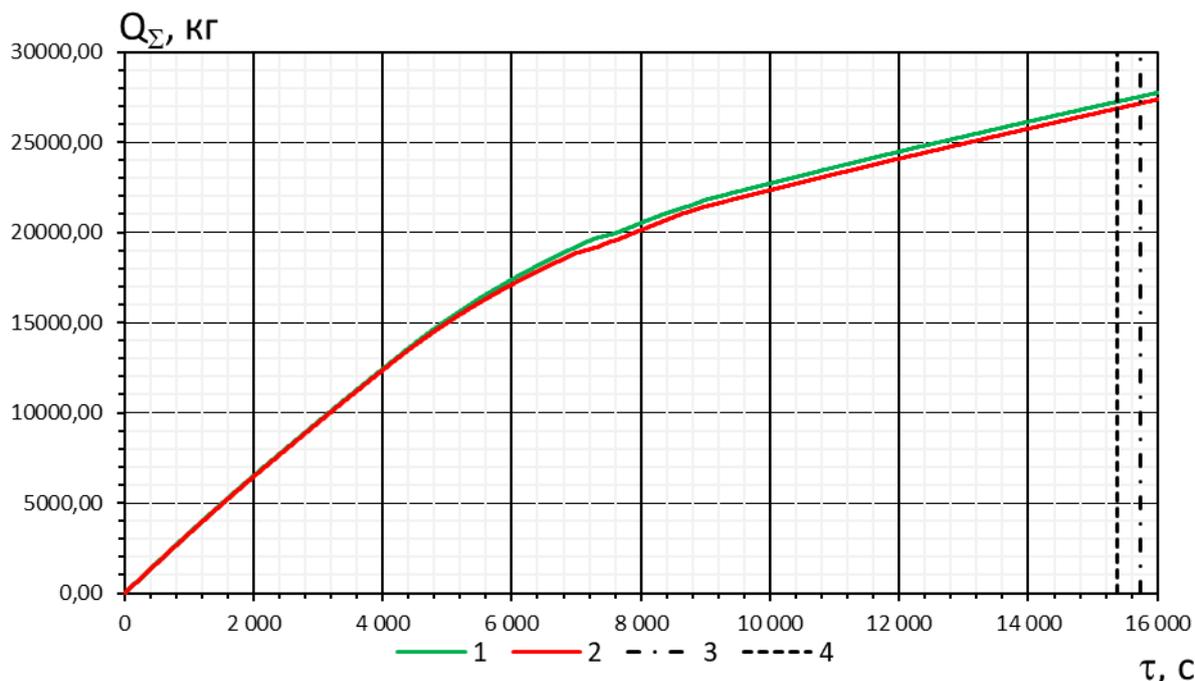


Рис. 5 – Интегральный расход через уплотнения ГЦН:

- 1 – при номинальной мощности ( $N = 100\%$ ); 2 – при увеличенной мощности ( $N = 104\%$ );  
 3 – момент времени достижения максимального проектного предела по температуре оболочки твэл (при  $N = 100\%$ ); 4 – момент времени достижения максимального проектного предела по температуре оболочки твэл (при  $N = 104\%$ )

При достижении значения давления первого контура  $185 \text{ кгс/см}^2$  на 4365 секунде аварии (при 104 % на 4349 с) происходит открытие контрольного ПК КД, а в дальнейшем – его периодическое срабатывание.

Начало интенсивного разогрева активной зоны начинается через 12467 секунд (при 104 % через 12035 с) после начала аварии после потери уровня в реакторе (достижении весового уровня 0 м происходит на 12275 с и 11860 с соответственно). Нарушение критерия приемлемости – повышение максимальной температуры наружной поверхности оболочек твэл до  $1200^\circ\text{C}$  происходит через 15732 с (при 104 % через 15384 с) после начала аварии.

Как показал расчетный анализ, обесточивание всех секций нормального электроснабжения с отказом функции безопасности «Обеспечение электроснабжения» без дополнительных действий персонала приводит к нарушению критерия приемлемости – максимального проектного предела повреждения твэл.

Расчетным путем установлено, что минимальный промежуток времени от начала аварии до нарушения критерия приемлемости составляет примерно 4,37 часа (4,27 при  $N = 104\%$ ).

### Выводы

Были выполнены расчеты и проведен анализ влияния повышения тепловой мощности энерго-

блока с ВВЭР-1000/В-320 на основные параметры РУ как при работе в квазистационарном состоянии на мощности так и при аварийном режиме.

В квазистационарном режиме работы энергоблока на 4-х ГЦН, как показали расчеты с принятыми допущениями, повышение уровня мощности до  $104\%N_{\text{ном}}$  приводит к изменению теплогидравлических характеристик РУ. Среди основных таких характеристик можно выделить: температуру оболочки твэл – возросла на  $3,2^\circ\text{C}$ , подогрев теплоносителя – увеличился на  $1,2^\circ\text{C}$ , расход пара на турбину – увеличился на  $\approx 300 \text{ т/ч}$ . Увеличение расхода потребует, как минимум, модернизацию первой ступени цилиндра высокого давления турбоустановки в части изменения проходного сечения.

В качестве аварийного режима для исследования поведения параметров РУ в переходном процессе при разных начальных уровнях мощности и определения отличий в хронологии по основным реперным точкам, рассматривалась запроектная авария, связанная с обесточиванием всех секций нормального электроснабжения и отказом функции безопасности «Обеспечение надежного электроснабжения». При возникновении такой аварии (полное длительное обесточивание энергоблока, не запуск РДЭС) функции отвода остаточных тепловыделений к конечному поглотителю не выполняются, что в дальнейшем приводит к разо-

греву активной зоны, потере теплоносителя первого контура, оголению и повреждению топлива.

Согласно расчетному анализу, в результате аварии при работе РУ на изначально повышенном уровне мощности по сравнению с  $100\%N_{ном}$  наблюдается опережение во времени достижения контролируемых параметров: периодическое открытие ИПУ КД наступило ранее на 16 с, парогенераторы опустошились быстрее на 185 с, потеря уровня теплоносителя в реакторе произошла раньше на 415 с. Кроме того, отсутствие действий оперативного персонала, приводит к тяжелому повреждению активной зоны с превышением максимального проектного предела повреждения ТВЭЛ, которое наступает ранее на 348 с, чем при начальной проектной мощности.

Учитывая вышеизложенное, при выполнении обоснований возможности повышения мощности на АЭС Украины, особое внимание при пересмотре противоаварийной документации необходимо уделить анализу чувствительности располагаемого времени, необходимого для успешных восстановительных действий при запроектных авариях, с целью недопущения перетекания запроектной аварии в тяжелую фазу. Также следует отметить, что при продлении срока эксплуатации энергоблоков АЭС следует учитывать возможное повышение мощности, а также переход на новое топливо компании Westinghouse (TBC-WR), при этом следует руководствоваться международным опытом.

#### Список литературы

1. НП 306.2.141-2008 Загальні положення безпеки атомних станцій.
2. НП 306.2.106-2005 Вимоги до проведення модифікацій ядерних установок та порядку оцінки їх безпеки.
3. Черноусенко О. Ю., Нікуленкова Т. В., Нікуленков А. Г. Аналіз можливості підвищення теплової потужності енергоблоків атомних електростанцій (Частина 1). *Вісник НТУ «ХП»*. Серія: Енергетичні та теплотехнічні процеси й устаткування. Харків: НТУ «ХП», 2017. № 10(1232). С. 6–12. Бібліогр.: 5 назв. ISSN 2078-774X. doi: 10.20998/2078-774X.2017.10.01.
4. Черноусенко О. Ю., Нікуленкова Т. В., Нікуленков А. Г. Аналіз можливості підвищення теплової потужності енергоблоків атомних електростанцій (Частина 2). *Вісник НТУ «ХП»*. Серія: Енергетичні та теплотехнічні процеси й устаткування. Харків: НТУ «ХП», 2017. № 11(1233). С. 29–36. Бібліогр.: 5 назв. ISSN 2078-774X. doi: 10.20998/2078-774X.2017.11.04.
5. *СТП 0.41.076-2008 Порядок использования расчетных кодов для обоснования безопасности ядерных энергетических установок.*
6. *ОЦПБ-0.41.002 Дополнительная целевая переоценка безопасности энергоблоков с учетом уроков, извлеченных из аварии на АЭС Фукусима-1.*

#### Bibliography (transliterated)

1. NP 306.2.141-2008 *Zagalni polozhennya bezpeki atomnikh stantsiy* [General Safety Provisions for Nuclear Power Plants].
2. NP 306.2.106-2005 *Vimogi do provedennya modifikatsiy yadernikh ustanovok ta porjadku otsinki ikh bezpeki* [Requirements for Modification of Nuclear Installations and Procedure for Safety Assessment].
3. Chernousenko, O. Yu., Nikulenkova, T. V. and Nikulenkov, A. H. (2017), "Analysis of the Opportunity for an Increase in the Thermal Power of Power Generating Units of Nuclear Power Plants (Part 1)", *Bulletin of NTU "KhPI". Series: Power and heat engineering processes and equipment*, no. 10(1232), pp. 6–12, ISSN 2078-774X, doi: 10.20998/2078-774X.2017.10.01.
4. Chernousenko, O. Yu., Nikulenkova, T. V. and Nikulenkov, A. H. (2017), "Analysis of the Opportunity for an Increase in the Thermal Power of Power Generating Units of Nuclear Power Plants (Part 2)", *Bulletin of NTU "KhPI". Series: Power and heat engineering processes and equipment*, No. 11(1233), pp. 29–36, ISSN 2078-774X, doi: 10.20998/2078-774X.2017.11.04.
5. *STP 0.41.076-2008 Poryadok ispolzovaniya raschetnykh kodov dlya obosnovaniya bezopasnosti yadernykh energeticheskikh ustanovok* [Procedure for Using Calculation Codes In Safety Justification of Nuclear Energy Facilities].
6. *OTsPB-0.41.002 Dopolnitelnaya tselevaya pereotsenka bezopasnosti energoblokov s uchetom urokov, izvlechenykh iz avarii na AES Fukushima-1* [Supplementary Targeted Safety Reassessment of Power Units with consideration of the Lessons Learned from Fukushima-1 NPP accident].

Поступила (received) 28.02.2018

#### Відомості про авторів / Сведения об авторах / About the Authors

**Нікуленков Анатолій Геннадійович (Нікуленков Анатолий Геннадьевич, Nikulenkov Anatolii)** – Національний технічний університет України «Київський Політехнічний Інститут імені Ігоря Сікорського», аспірант кафедри теплоенергетичних установок теплових та атомних електростанцій; м. Київ; тел.: (063) 82–94–86; e-mail: ag.nikulenkov@gmail.com; ORCID: <https://orcid.org/0000-0003-4345-8575>.

**Черноусенко Ольга Юрійівна (Черноусенко Ольга Юрьевна, Chernousenko Olga)** – доктор технічних наук, професор, Національний технічний університет України «Київський Політехнічний Інститут імені Ігоря Сікорського», завідувач кафедри теплоенергетичних установок теплових та атомних електростанцій; м. Київ; тел.: (067) 504–82–92; e-mail: chernousenko20a@gmail.com; ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-1427-8068>.

**Нікуленкова Тетяна Володимирівна (Нікуленкова Татьяна Владимировна, Nikulenkova Tetiana)** – кандидат технічних наук, Національний технічний університет України «Київський Політехнічний Інститут імені Ігоря Сікорського», старший викладач кафедри теплоенергетичних установок теплових та атомних електростанцій; м. Київ; тел.: (067) 375-54-44; e-mail: tetyana.nikulenkova@gmail.com; ORCID: <https://orcid.org/0000-0003-1880-1124>.