

Анализ подпитки парогенератора от мобильной насосной установки при полном обесточивании энергоблока с реакторной установкой ВВЭР-1000/В-320

Выполнен анализ подпитки парогенератора от мобильной насосной установки при возникновении полного обесточивания энергоблока с потерей теплоотвода к конечному поглотителю. В расчетах использована теплогидравлическая модель энергоблока АЭС с реакторной установкой ВВЭР-1000/В-320 для кода RELAP5/MOD3.2. Оценка гидравлических потерь напора мобильной насосной установки выполнена на основании исходных данных энергоблока № 1 Запорожской АЭС. По результатам теплогидравлических расчетов подтверждена возможность предотвращения повреждения активной зоны реактора при организации подпитки парогенератора от мобильной насосной установки на поздней и ранней стадиях аварии, выявлены характерные аспекты протекания переходного процесса.

Ключевые слова: авария, АЭС «Фукусима-Даичи», подпитка парогенератора, мобильная насосная установка, повторная критичность, теплогидравлический анализ.

М. П. Вишемирський, О. І. Жабін, С. А. Остапчук

Аналіз підживлення парогенератора від мобільної насосної установки в разі повного знеструмлення енергоблока з реакторною установкою ВВЕР-1000/В-320

Виконано аналіз підживлення парогенератора від мобільної насосної установки в разі повного знеструмлення енергоблока з втратою тепловідведення до кінцевого поглиначя. У розрахунках використано теплогидравлічну модель енергоблока АЕС з реакторною установкою ВВЕР-1000/В-320 для коду RELAP5/MOD3.2. Оцінку гідравлічних втрат напору мобільної насосної установки виконано на основі вихідних даних енергоблока № 1 Запорізької АЕС. За результатами теплогидравлічних розрахунків підтверджено можливість запобігання пошкодженню активної зони реактора внаслідок організації підживлення парогенератора від мобільної насосної установки на пізній і ранній стадії аварії, виявлено характерні аспекти протікання перехідного процесу.

Ключові слова: аварія, АЕС «Фукусима-Даїчі», підживлення парогенератора, мобільна насосна установка, повторна критичність, теплогидравлічний аналіз.

© М. П. Вышемирский, О. И. Жабин, С. А. Остапчук, 2016

Вопросы повышения безопасности атомной энергетики приобрели особую актуальность после аварий на АЭС «Три-Майл-Айленд» (США, 1979), Чернобыльской АЭС (УССР, 1986) и АЭС «Фукусима-Даичи» (Япония, 2011), каждая из которых дала новый толчок к исследованиям в области методологии анализа безопасности, расширению степени охвата учитываемых исходных событий и путей их развития, разработке новых технических и организационных мероприятий для повышения уровня безопасности атомных электростанций. Авария на АЭС «Фукусима-Даичи» продемонстрировала необходимость уделить особое внимание вопросам защищенности АЭС от внешних воздействий и предусмотреть необходимые средства для преодоления запроектных аварий, сопровождающихся множественными отказами систем и оборудования АЭС. Как результат, на большинстве АЭС мира разработаны и внедряются дополнительные средства и стратегии, направленные на преодоление аварий с полным обесточиванием и потерей отвода тепла к конечному поглотителю: установка дополнительного мобильного или надежно защищенного стационарного оборудования, усовершенствование аварийных инструкций и планов, внедрение гибких стратегий управления авариями (FLEX стратегий) [1] и др.

Внедрению указанных технических и организационных мер предшествовал ряд целевых оценок безопасности АЭС и выработка оптимальных решений с учетом специфики рассматриваемого энергоблока АЭС, размещения площадки, климата, возможных воздействий и повреждений элементов АЭС, доступных источников охлаждающих сред, аварийного электроснабжения и т. д. По результатам внеочередной целевой переоценки безопасности энергоблоков АЭС Украины («стресс-тестов») с учетом уроков, извлеченных из аварии на АЭС «Фукусима-Даичи», было определено, что одной из первоочередных стратегий преодоления аварий с полным длительным обесточиванием АЭС и потерей отвода тепла к конечному поглотителю является восстановление теплоотвода по второму контуру [2–5].

Заметим, что дефицит безопасности, относящийся к выполнению функции отвода тепла от активной зоны (АкЗ) по второму контуру, для АЭС Украины был выявлен задолго до аварии на АЭС «Фукусима-Даичи» и проведения «стресс-тестов». Более того, на ряде энергоблоков АЭС Украины были реализованы мероприятия, направленные на его устранение. В частности, для энергоблоков с реакторными установками (РУ) ВВЭР-440/В-213 внедрена дополнительная система аварийной питательной воды (ДСАПВ), а для энергоблоков с РУ ВВЭР-1000/В-320 реализована возможность заполнения баков аварийной питательной воды от внешних источников.

Результаты «стресс-тестов» для энергоблоков с РУ ВВЭР-1000/В-320 [2–5] показали, что для продления запаса времени на восстановление электроснабжения энергоблоков с 24 часов до 72 часов и повышения надежности выполнения функции обеспечения теплоотвода по второму контуру в условиях длительного полного обесточивания требуется реализация возможности подачи аварийной охлаждающей воды в парогенераторы (ПГ) от автономных источников, не зависящих от работоспособности штатной системы аварийного электроснабжения. В связи с этим при проведении «стресс-тестов» были определены минимально необходимые характеристики подпитки ПГ в аварийных условиях, а также необходимые запасы охлаждающей воды.

По результатам «стресс-тестов» разработаны и включены в Комплексную (сводную) программу повышения

безопасности энергоблоков АЭС Украины [6] дополнительные мероприятия, направленные на преодоление аварий с длительным полным обесточиванием и потерей отвода тепла к конечному поглотителю. Концепция обеспечения подпитки для РУ с ВВЭР-1000/В-320 предусматривает использование мобильных насосных установок (МНУ), подключаемых к напорному коллектору аварийного питательного электронасоса (АПЭН). В качестве источников подпитки рассматриваются доступные баки химически обессоленной воды, а также открытые источники на площадке АЭС (подводящий канал циркуляционной воды, пруд-охладитель и пр.). На данный момент уже решен вопрос выбора типа и характеристик МНУ, мест подключения и источников аварийной охлаждающей воды для каждого энергоблока АЭС Украины.

Поскольку «стресс-тесты» предназначались для определения общей ответной реакции энергоблоков на полное обесточивание и потерю отвода тепла к конечному поглотителю и выполнялись до внедрения реальных технических средств подпитки ПГ, возникла необходимость оценки поведения РУ при использовании МНУ с учетом ее реальных характеристик и других принятых решений. После выбора, в частности, конкретных конфигураций используемого оборудования, мест его размещения, типа соединительных линий, источников охлаждающей среды, стало возможным выполнение более детального анализа эффективности принятых решений и их достаточности.

Цель статьи — рассмотреть возможность предотвращения тяжелого повреждения АкЗ путем подпитки ПГ от МНУ-500 [7] при возникновении длительного полного обесточивания энергоблока с полной потерей теплоотвода к конечному поглотителю, а также проанализировать другие аспекты использования МНУ для подпитки ПГ.

Описание развития аварии. Полное обесточивание энергоблока с потерей отвода тепла к конечному поглотителю может возникнуть вследствие исчезновения напряжения на секциях 6 кВ системы электроснабжения собственных нужд при одновременном отсутствии запуска блочной резервной дизельной электрической станции (РДЭС) и общеплощадной РДЭС. Такое событие сопровождается отключением основного оборудования энергоблока, срабатыванием аварийной защиты и переходом на отвод тепла от АкЗ реактора в режиме естественной циркуляции теплоносителя путем выпаривания котловой воды ПГ и сброса пара через работоспособные паросбросные устройства (ПСУ) второго контура.

Невозможность подпитки ПГ системами основной, вспомогательной и аварийной питательной воды при продолжающейся работе ПСУ второго контура приводит к постепенному опустошению ПГ, что сопровождается ухудшением теплоотвода от первого контура. В результате этого повышается давление в первом контуре до уставки открытия импульсного предохранительного устройства (ИПУ) компенсатора давления (КД). Срабатывание ИПУ КД приводит к некомпенсируемой потере теплоносителя первого контура, оголению АкЗ и дальнейшему повреждению топлива.

Для предотвращения тяжелого повреждения АкЗ действия оперативного персонала (ОП) должны быть направлены на восстановление отвода остаточных энерговыделений от первого контура путем подпитки ПГ с помощью альтернативных источников или восстановления (частичного восстановления) функции безопасности «Обеспечение надежного электроснабжения».

В [2–5] установлено, что тяжелое повреждение АкЗ реакторов ВВЭР-1000 в случае бездействия ОП происходит не ранее чем через 2,8 часа с момента возникновения полного обесточивания энергоблока, что дает определенный запас времени для восстановления электроснабжения и/или организации подпитки ПГ от стороннего источника. Также в [2–5] подтверждено, что организация подпитки одного парогенератора с помощью мобильного источника с расходом не менее 13 кг/с при напоре 4 кгс/см² является достаточным условием для предотвращения тяжелого повреждения АкЗ реактора.

Расчетная модель. В данном расчетном анализе использована четырехпетлевая модель энергоблока АЭС с РУ ВВЭР-1000/В-320 для кода RELAP5/MOD3.2, описание которой приведено в [8]. Учитывая цели данного анализа, расчетная модель энергоблока дополнена моделью насосной установки МНУ-500 [7], выбранной для реализации подпитки ПГ на ряде энергоблоков АЭС Украины и, в частности, на энергоблоке № 1 Запорожской АЭС. Проектная расходная характеристика насоса МНУ-500 приведена на рис. 1. В качестве исходных данных при разработке модели (перепады высот, длины и диаметры трубопроводов) для оценки потерь напора в линии, соединяющей МНУ с ПГ, приняты данные [9, 10, 11]. С целью упрощения моделирования вместо создания модели рукава, соединяющего МНУ и систему аварийной питательной воды ПГ, построена расходная характеристика линии подпитки ПГ, учитывающая сопротивления тракта от МНУ до ПГ. Использование такого подхода позволило минимизировать количество вносимых в модель РУ элементов.

Как видно из рис. 1, напор МНУ-500 во всем диапазоне подаваемых расходов (0–500 м³/ч) превышает 110 м вод. ст. Для определения расхода питательной воды от МНУ в ПГ определены суммарные потери напора в тракте по приведенной далее методике.

Известно, что работа насоса в сети характеризуется динамическими и статическими потерями напора:

$$H_{\Sigma} = H_{ст} + H_{дин}.$$

Статическая составляющая согласно [12, п. 3.2] определяется как $H_{ст} = H_r + \frac{P_2 - P_1}{\rho g}$, где H_r — потеря напора

на преодоление гидростатического столба жидкости, создаваемого разными уровнями жидкости в баках, между которыми перекачивается жидкость; P_1, P_2 — давление жидкости в баках; ρ — плотность жидкости; g — ускорение свободного падения.

Динамическая составляющая потерь определена в соответствии с [13, диаграмма 2-11] для труб из прорезиненного материала типа брезента и [13, диаграмма 2-6]

для труб сварных со стыками как $H_{дин} = \zeta \frac{\rho w^2}{2}$, где ρ — плотность жидкости; w — скорость протекаемой среды; $\zeta = \lambda \frac{l}{D} + \zeta_c$ — коэффициент сопротивления (λ, ζ_c — коэффициенты, определяемые в соответствии с [13, диаграмма 2-11] или [13, диаграмма 2-6]; l, D — соответственно длина и диаметр рассматриваемого участка трубопровода).

Вычитая из проектной расходной характеристики насоса динамические и статические потери напора получаем зависимость расхода питательной воды от давления в ПГ, приведенную на рис. 1.

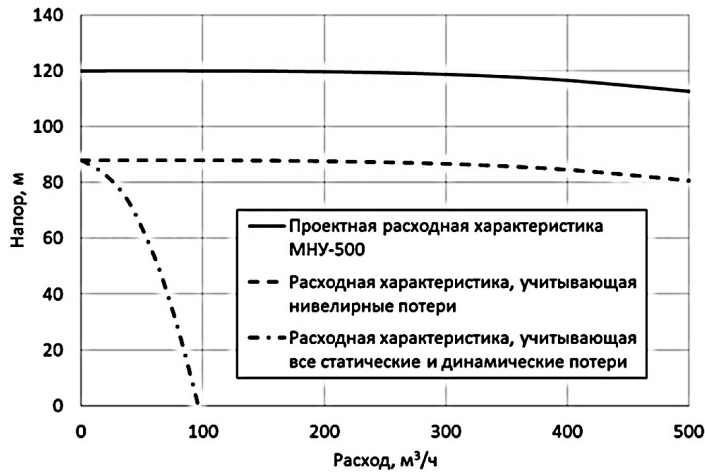


Рис. 1. Расходная характеристика МНУ-500

Полученная характеристика превышает установленный в [2–5] критерий подпитки ПГ (13 кг/с при напоре 4 кгс/см²), что является достаточным условием для предотвращения тяжелого повреждения АкЗ реактора.

Основные допущения, принятые при проведении анализа. В качестве исходного события (ИС) для расчетного анализа рассматривается полное обесточивание энергоблока с РУ ВВЭР-1000/В-320. Выбор начальных и граничных условий производился таким образом, чтобы обеспечить формирование условий повторной критичности в АкЗ.

При проведении расчетного анализа приняты следующие допущения:

в момент возникновения ИС энергоблок эксплуатируется на максимальном уровне мощности с учетом погрешностей поддержания и определения параметров;

ИС возникает в конце топливной кампании перед выходом в планово-предупредительный ремонт, что обеспечивает отсутствие борной кислоты в теплоносителе первого контура;

параметры нейтронной кинетики реактора соответствуют [14, приложение Л]. Рассмотрены два набора значений рамочных коэффициентов реактивности — максимальные и минимальные значения;

температура подаваемой в ПГ воды минимальна и равна 5 °С, что обеспечивает наибольший темп захлаживания РУ и более быстрое достижение повторной критичности;

используется максимальная расходная характеристика МНУ с учетом допустимых отклонений от номинального значения;

мощность остаточных энерговыделений в АкЗ рассчитывается на основе стандарта ANSI/ANS-5.1–1979 [15]. С целью минимизации подогрева теплоносителя в АкЗ значение мощности остаточных энерговыделений консервативно уменьшено на 10 %;

действия ОП по снижению давления в ПГ-1 с подключенной МНУ моделируются путем открытия быстродействующей редуцирующей установки сброса в атмосферу (БРУ-А) на ранней (3600 с) и поздней (10 000 с) стадиях аварии. Подача от МНУ в ПГ начинается сразу по достижению давления в ПГ предельного значения для подачи насоса. При достижении уровня котловой воды в ПГ 2,75 м (по уровнемеру с базой 4 м) МНУ отключается оператором, а при повторном снижении уровня котловой воды в ПГ до 2,0 м (по уровнемеру с базой 4 м) подача воды в ПГ восстанавливается.

Результаты расчетного анализа. Расчетный анализ рассматриваемого ИС выполнен на временном интервале 35 000 секунд. Графики изменения во времени основных параметров, представляющих интерес для данного исследования, приведены на рис. 2–9 (*а* — начало действий ОП на 3600-й секунде, *б* — начало действий ОП на 10 000-й секунде). Одна из кривых на графиках соответствует максимальным коэффициентам нейтронно-физических характеристик (НФХ) АкЗ, другая — минимальным коэффициентам НФХ АкЗ.

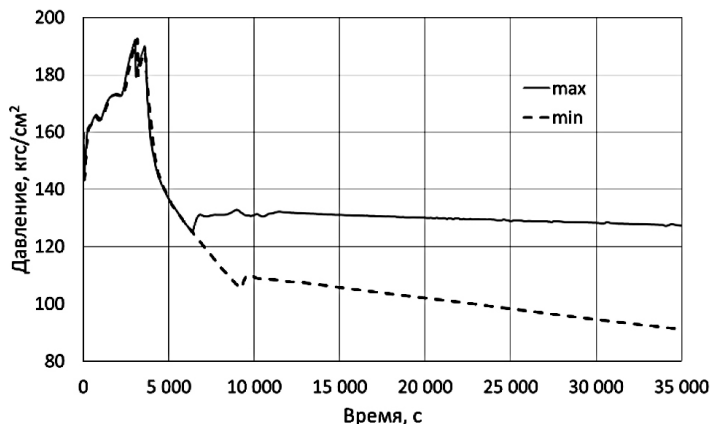
Анализируя результаты, представленные на рис. 2–9, можно отметить следующее:

использование МНУ-500 для подпитки ПГ в условиях полного обесточивания энергоблока с потерей теплоотвода к конечному поглотителю позволяет избежать тяжелого повреждения АкЗ при обеспечении подачи питательной воды как на ранней, так и на поздней стадиях рассматриваемой аварии;

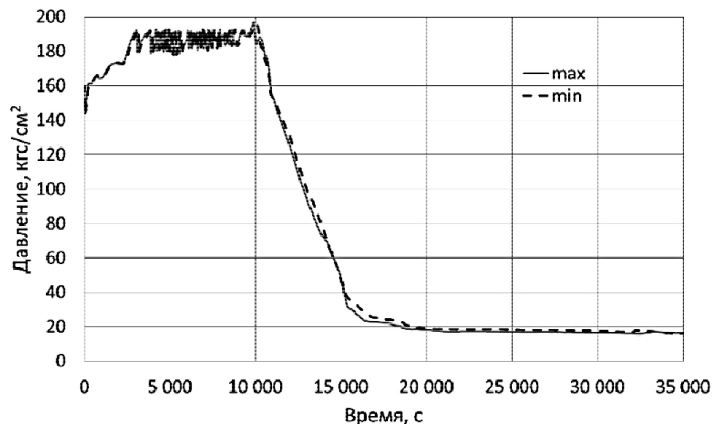
при отсутствии борирования первого контура повышенный расход подпитки ПГ (по сравнению с минимально необходимым расходом, обеспечивающим отвод остаточных энерговыделений) не приводит к существенному расхолаживанию РУ, а лишь ускоряет выход реактора на повторную критичность;

при нахождении РУ в критическом состоянии подпитка ПГ от МНУ не приводит к восстановлению уровня в ПГ;

подпитка ПГ от МНУ на поздней стадии аварии приводит к конденсации пара и снижению давления в первом



а



б

Рис. 2. Давление в первом контуре

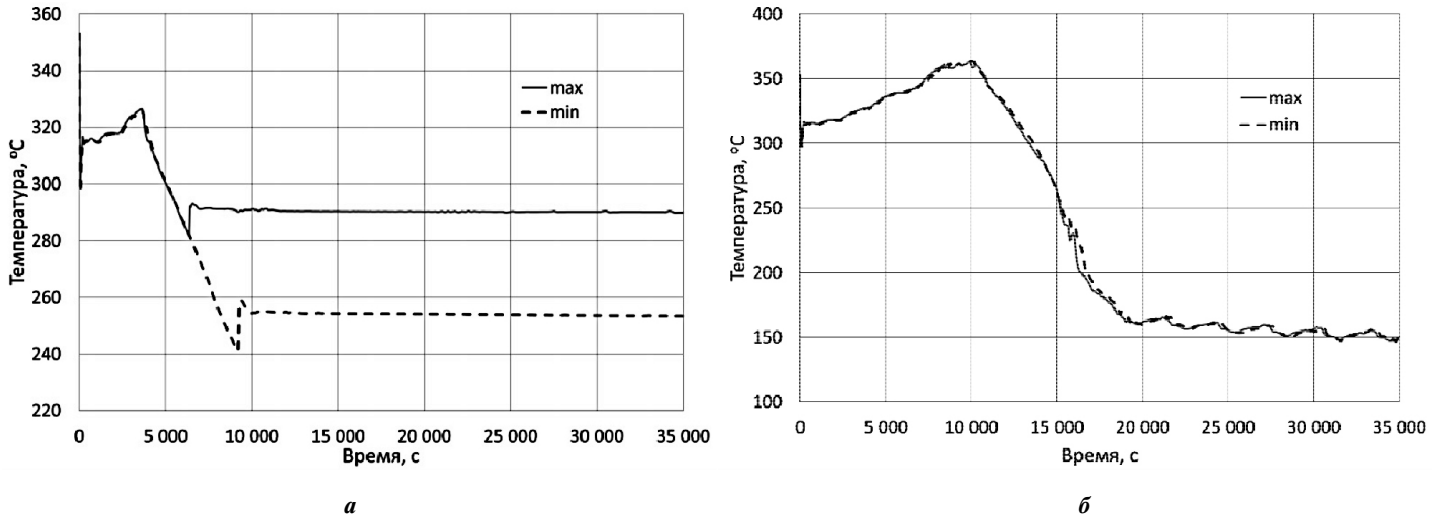


Рис. 3. Максимальная температура оболочек твэлов

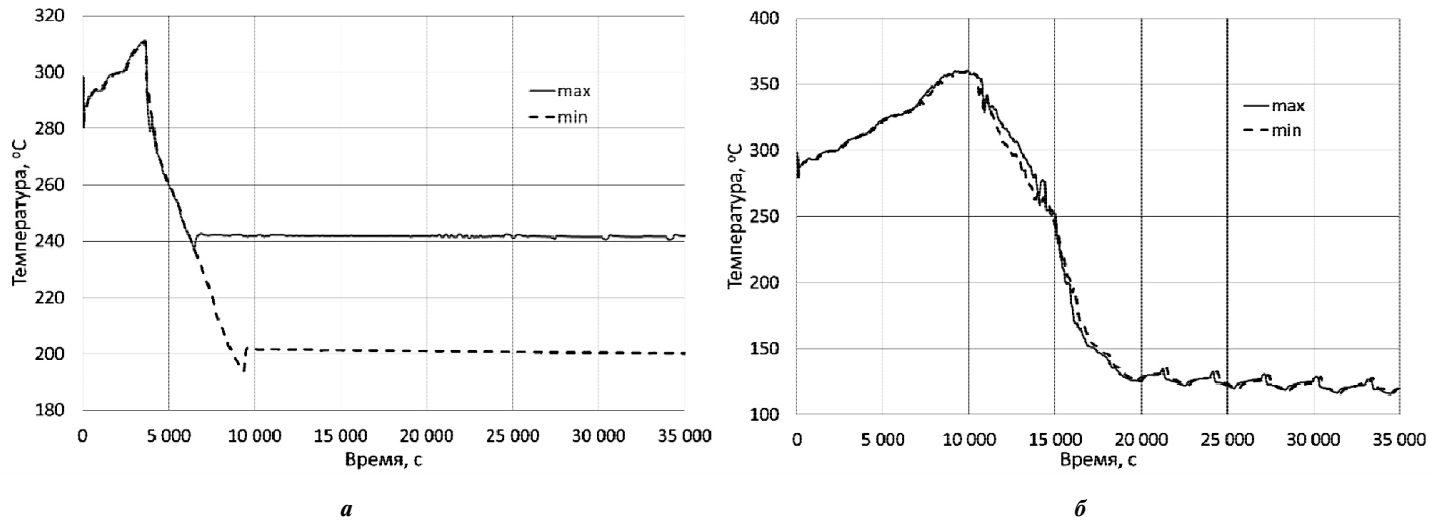


Рис. 4. Минимальная температура на входе в реактор в петле с подпитываемым ПГ

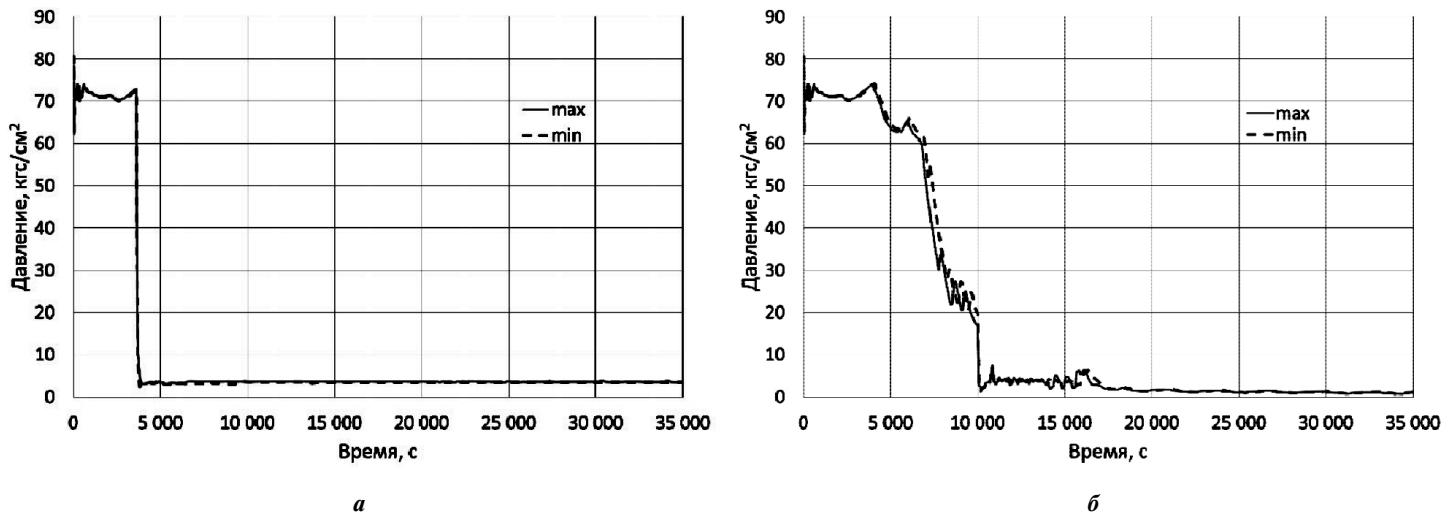


Рис. 5. Давление в подпитываемом ПГ

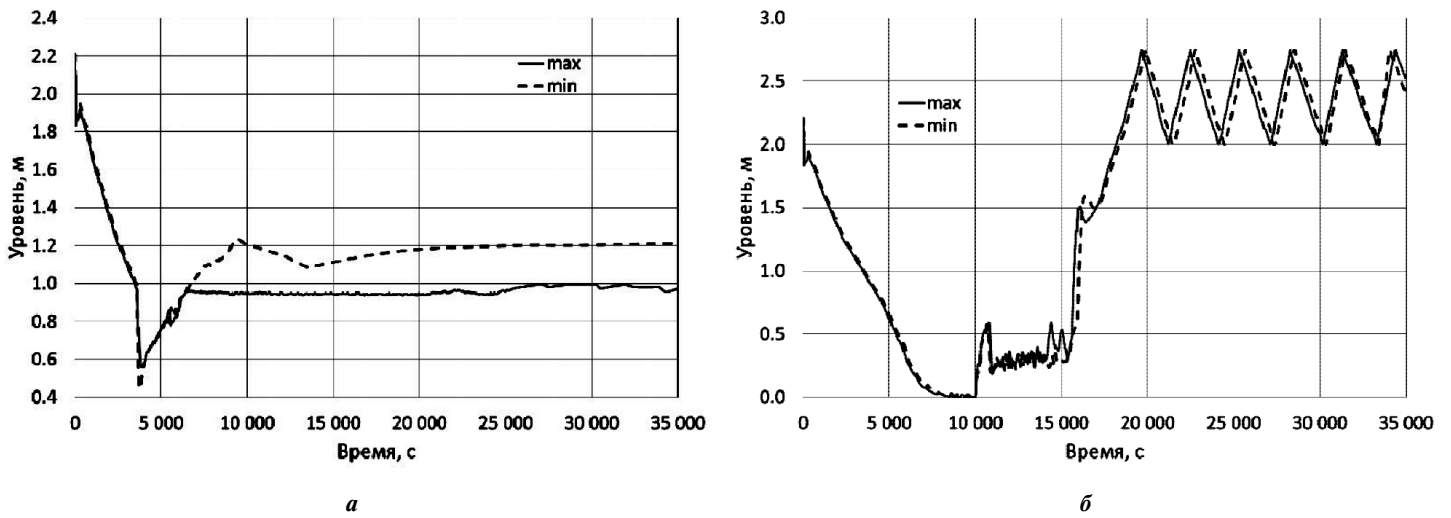


Рис. 6. Уровень в подпитываемом ПГ

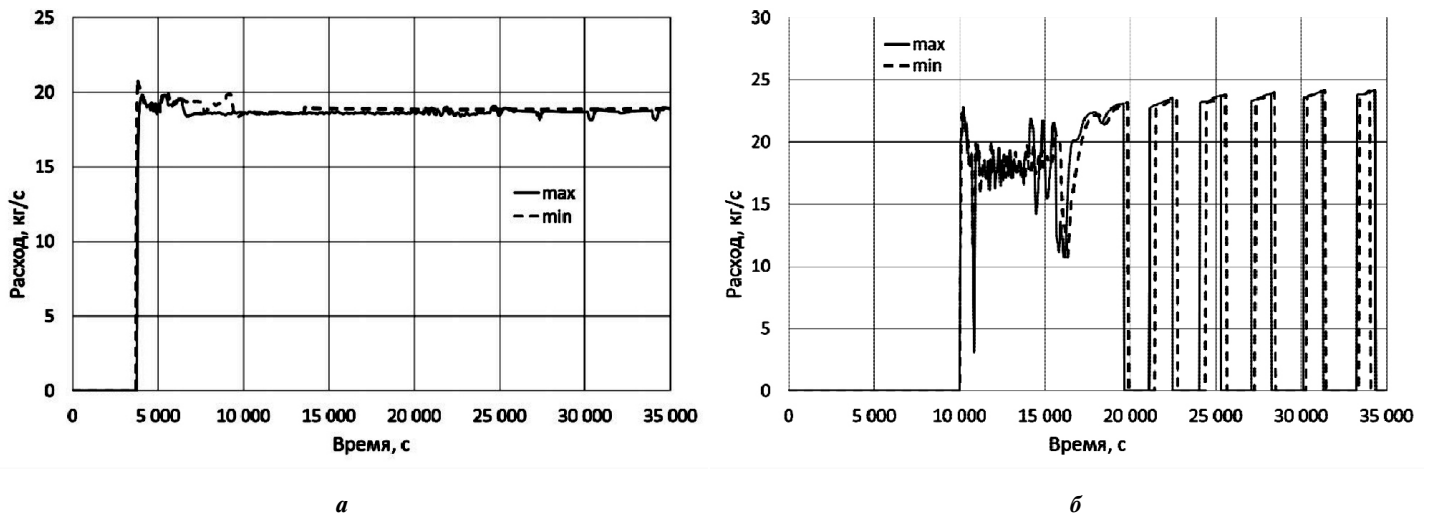


Рис. 7. Массовый расход от МНУ в ПГ

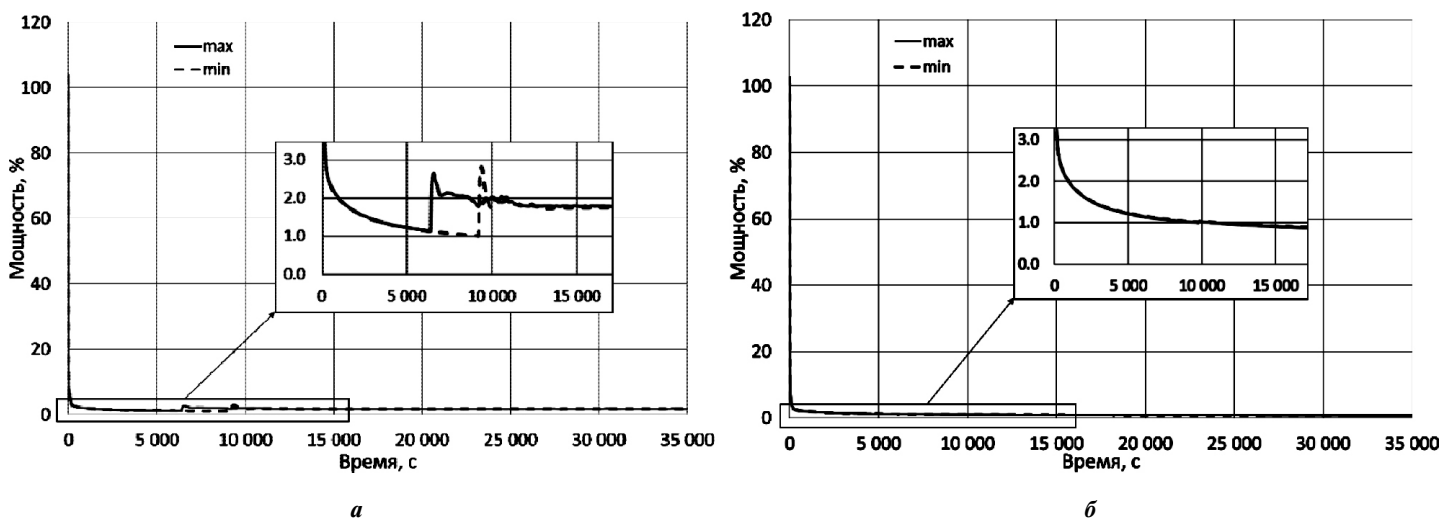


Рис. 8. Мощность реактора

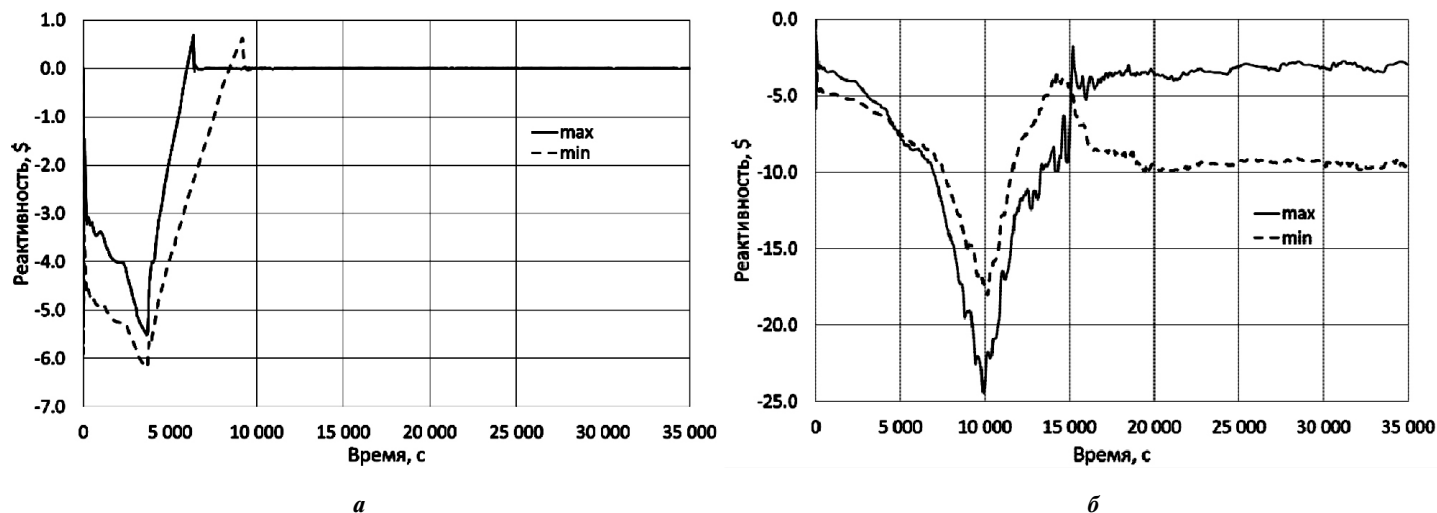


Рис. 9. Реактивность АкЗ

контуре до значения, обеспечивающего слив гидроемкостей (ГЕ) системы аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ), заполнение реактора и перевод РУ в подкритическое состояние;

использование МНУ для расхолаживания РУ через второй контур приводит к существенному снижению температуры теплоносителя в холодной нитке главного циркуляционного трубопровода (ГЦТ) с подпитываемым ПГ. При выполнении ОП противоаварийных действий на поздней стадии аварии в период времени с 10 000-й секунды по 17 000-ю секунду скорость снижения температуры в холодной нитке ГЦТ с подпитываемым ПГ превышает аварийную ($60\text{ }^{\circ}\text{C}/\text{ч}$) в два раза, а в момент первого отключения МНУ по факту восстановления уровня в ПГ (приблизительно на 20 000-й секунде) температура на входе в реактор снижается до $125\text{ }^{\circ}\text{C}$. Согласно данным, приведенным в симптомно-ориентированной аварийной инструкции и ее техническом обосновании [16, 17], такое состояние РУ свидетельствует о достижении условий «оранжевого» приоритета критической функции безопасности «Целостность» и является признаком теплового удара корпуса реактора.

Выводы

В статье представлены краткие результаты анализа подпитки ПГ от мобильной насосной установки МНУ-500 при возникновении полного обесточивания энергоблока. Для выполнения анализа использована теплогидравлическая модель энергоблока АЭС с РУ ВВЭР-1000/В-320 для кода RELAP5/MOD3.2. Оценка гидравлических потерь напора мобильной насосной установки выполнена на основании исходных данных энергоблока № 1 Запорожской АЭС.

Результаты расчетов показали, что использование МНУ для подпитки ПГ в условиях полного обесточивания энергоблока с потерей теплоотвода к конечному поглотителю, с одной стороны, позволяет предотвратить тяжелое повреждение АкЗ реактора, а с другой стороны — может привести к формированию условий теплового удара корпуса реактора. Установлено, что важным аспектом при использовании МНУ является обеспечение подкритичности РУ. В случае выполнения противоаварийных

действий на ранней стадии аварии требуется обеспечить борирование первого контура перед подпиткой ПГ либо ограничить расход подпитки, поддерживая температуру теплоносителя на выходе из АкЗ выше температуры повторной критичности. В случае выполнения противоаварийных действий на поздней стадии аварии подпитка ПГ от МНУ приводит к конденсации пара и снижению давления в первом контуре до значения, обеспечивающего слив ГЕ САОЗ, заполнение реактора и перевод РУ в подкритическое состояние без задействования дополнительного оборудования.

Список использованной литературы

1. Diverse and Flexible Coping Strategies (FLEX) Implementation Guide, Rev. 1, Nuclear Energy Institute, 2012, 104 p., (NEI 12-06), available at: <http://pbdupws.nrc.gov/docs/ML1214/ML12143A232.pdf>
2. Дополнительная целевая переоценка безопасности энергоблоков ОП ЗАЭС с учетом уроков, извлеченных из аварии на АЭС Фукусима-1. — Гл. 3 : Анализ развития аварий, связанных с потерей электропитания или/и конечного поглотителя тепла : ОЦПБ-0.41.001.03 / М-во топлива и энергетики Украины; ГП «НАЭК «Энергоатом». — К., 2011. — 238 с.
3. Дополнительная целевая переоценка безопасности энергоблоков ОП РАЭС с учетом уроков, извлеченных из аварии на АЭС Фукусима-1. — Гл. 3 : Потеря электропитания и/или конечного поглотителя тепла : ОЦПБ-0.41.002.03 / М-во топлива и энергетики Украины; ГП «НАЭК «Энергоатом». — 2011. — 432 с.
4. Дополнительная целевая переоценка безопасности энергоблоков ОП ХАЭС с учетом уроков, извлеченных из аварии на АЭС Фукусима-1. — Гл. 3 : Потеря электропитания и/или конечного поглотителя тепла : ОЦПБ-0.41.004.03 / М-во топлива и энергетики Украины; ГП «НАЭК «Энергоатом». — К., 2011. — 260 с.
5. Дополнительная целевая переоценка безопасности энергоблоков ОП ЮУАЭС с учетом уроков, извлеченных из аварии на АЭС Фукусима-1. — Гл. 3 : Потеря электропитания и/или конечного поглотителя тепла : ОЦПБ-0.41.003.03 2011 / М-во топлива и энергетики Украины; ГП «НАЭК «Энергоатом». — К., 2011. — 288 с.
6. Комплексная (сводная) программа повышения безопасности энергоблоков АЭС Украины / М-во топлива и энергетики Украины; ГП «НАЭК «Энергоатом». — К., 2010.
7. ТУ У 29.1-24571799-131:2015. Автомобілі-установки мобільні насосні МНУ-500 : Технічні умови / ТОВ «Компанія «Титал». — К., 2015. — 36 с.

8. Розробка багатотопливої теплогідрравлічної чотирьохпетлевої моделі ЯПВУ АЕС із ВВЕР-1000/320. Деталізація основних компонентів моделі : Звіт про науково-дослідну роботу (заклучний) / ДНТЦ ЯРБ; керівник О. Р. Кочар'янець; викон. С. В. Чернобай, Ю. Ю. Воробйов. — К., 2010. — 788 с. — № держреєстрації 0109U008229.

9. Запорожская АЭС. Энергоблок № 5 : Отчет по анализу безопасности : Анализ запроектных аварий. База данных по ЯППУ для целей АЗПА : ER37-2006.310.ОД(3) / ООО «Энергориск». — К., 2008 — 569 с.

10. Запорожская АЭС. Энергоблок № 1. Мероприятие К(с) ПБ 13307 : Обеспечение подпитки парогенераторов в условиях длительного полного обесточивания АЭС : Расчетно-аналитическое обоснование проекта модификации : Отчет технический : 181402.203.011.ОТ00 / ПАО КИЭП. — К., 2016. — 50 с.

11. Запорожская АЭС. Энергоблок № 1 : Предварительный отчет по анализу безопасности : Мероприятие К(с)ПБ 13307 : Обеспечение подпитки парогенераторов в условиях длительного полного обесточивания АЭС : 181402.203.003.ОБ00 / ПАО КИЭП. — К., 2016. — 22 с.

12. Шелегов А. С. Насосное оборудование АЭС : Учеб. пособие / А. С. Шелегов, С. Т. Лескин, В. И. Слободчук. — М. : НИЯУ МИФИ, 2011. — 348 с.

13. Идельчик И. Е. Справочник по гидравлическим сопротивлениям / И. Е. Идельчик; под ред. М. О. Штейнберга. — 3-е изд., перераб. и доп. — М. : Машиностроение, 1992. — 566 с.

14. СОУ НАЕК 064:2013. Поводження з ядерним паливом : Перевантаження палива в реакторі ВВЕР-1000. Номенклатура експлуатаційних нейтронно-фізичних розрахунків та експериментів. — К. : ДП НАЕК «Енергоатом», 2013. — 36 с. — (Стандарт Національної атомної енергогенеруючої компанії «Енергоатом»).

15. Perkins J. F. (1979), "American National Standard for Decay Heat Power in Light Water Reactors. ANSI/ANS-5.1-1979. American Nuclear Society Standards Committee. Working Group ANS-5.1. 1979", available at: <http://cdn.ans.org/standards/errata/docs/5.1-1979.pdf>

16. Запорожская АЭС. Энергоблок № 2. Процедура СОАИ ВФЦ-1.1 «Тепловой удар» / ГП НАЭК «Енергоатом». — К., 2015. — 10 с.

17. Запорожская АЭС. Энергоблок № 2. Техническое обоснование процедуры СОАИ. 2.ВФЦ-1.1. Тепловой удар / ГП НАЭК «Енергоатом». — К., 2015. — 44 с.

References

1. "Diverse and Flexible Coping Strategies (FLEX) Implementation Guide", Rev. 1, Nuclear Energy Institute, 2012, 104 p., (NEI 12-06), available at: <http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1214/ML12143A232.pdf>

2. "Additional Targeted Safety Review of ZNPP Units Taking into Account Lessons Learnt from Fukushima-1 NPP Accident" [Dopolnitelnaia tselevaia pereotsenka bezopasnosti energoblokov OP ZAES s uchiotom urokov, izvlechiennykh iz avarii na AES Fukushima-1], Chapter 3, Analysis of Accidents Related to Loss of Power and/or Ultimate Heat Sink, OTsPB-0.41.001.03, Ministry of Fuel and Energy of Ukraine, Energoatom Company, Kyiv, 2011, 238 p. (Rus)

3. "Additional Targeted Safety Review of RNPP Units Taking into Account Lessons Learnt from Fukushima-1 NPP Accident" [Dopolnitelnaia tselevaia pereotsenka bezopasnosti energoblokov OP RAES s uchiotom urokov, izvlechiennykh iz avarii na AES Fukushima-1], Chapter 3, Loss of Power and/or Ultimate Heat Sink, OTsPB-0.41.002.03, Ministry of Fuel and Energy of Ukraine, Energoatom Company, 2011, 432 p. (Rus)

4. "Additional Targeted Safety Review of KhNPP Units Taking into Account Lessons Learnt from Fukushima-1 NPP Accident" [Dopolnitelnaia tselevaia pereotsenka bezopasnosti energoblokov OP KhAES s uchiotom urokov, izvlechiennykh iz avarii na AES Fukushima-1], Chapter 3, Loss of Power and/or Ultimate Heat Sink, OTsPB-0.41.004.03, Ministry of Fuel and Energy of Ukraine, Energoatom Company, 2011, 260 p. (Rus)

5. "Additional Targeted Safety Review of SUNPP Units Taking into Account Lessons Learnt from Fukushima-1 NPP Accident" [Dopolnitelnaia tselevaia pereotsenka bezopasnosti energoblokov

OP YuAES s uchiotom urokov, izvlechiennykh iz avarii na AES Fukushima-1], Chapter 3, Loss of Power and/or Ultimate Heat Sink, OTsPB-0.41.003.03, Ministry of Fuel and Energy of Ukraine, Energoatom Company, 2011, 288 p. (Rus)

6. "Comprehensive (Integrated) Safety Improvement Program for Ukrainian NPPs" [Kompleksnaia (svodnaia) programma povysheniia bezopasnosti energoblokov AES Ukrainy], Ministry of Fuel and Energy of Ukraine, Energoatom Company, Kyiv, 2010. (Rus)

7. TU U 29.1-24571799-131:2015. Mobile Pumping Unit on a Vehicle MNU-500: Technical Specifications [TU U 29.1-24571799-131:2015. Avtomobili-ustanovky mobilni nasosni MNU-500: Tekhnichni umovy], Tital Ltd., Kyiv, 2015, 36 p. (Ukr)

8. Kochariants, O.R., Chornobai, S.V., Vorbyov, Yu.Yu., (2010), "Development of Multipurpose Thermohydraulic Four-Loop Model of NSSS of NPP with VVER-1000/320. Specification of Model Main Components, Research and Development Report (Final)" [Rozrobka bahatotsilivoi teplohidravlichnoi chotyriokhpetlevoi modeli YaPVU AES iz VVER-1000/320. Detalizatsiia osnovnykh komponentiv modeli: Zvit pro naukovo-doslidnu robotu], SSTC NRS, Kyiv, 2010, 788 p., State Registration No. 0109U008229. (Ukr)

9. "Zaporizhzhya NPP. Unit 5. Safety Analysis Report: Beyond Design-Basis Accident Analysis. Database on NSSS for BDBAA Purposes: ER37-2006.310.ОД(3)" [Zaporozhskaia AES. Energoblok No. 5: Otchiot po analizu bezopasnosti: Analiz zaproektnykh avarii. Baza dannykh po YaPPU dlia tselei AZPA: ER37-2006.310.ОД(3)], LLC Energorisk, Kyiv, 2008, 569 p. (Rus)

10. "Zaporizhzhya NPP. Unit 1. C(I)SIP Measure 13307: Steam Generator Feeding under Conditions of Long-Term Total Blackout: Feasibility Study of Modification Project: Technical Report: 181402.203.011.ОТ00" [Zaporozhskaia AES. Energoblok No. 1. Meropriiatie K(s)PB 1337: Obespechaniie podpitki parogeneratorov v usloviiakh dlitelnoho polnoho obestochivaniia AES: Raschiotno-analiticheskoie obosnovaniie proekta modifikatsii: Otchiot tekhnicheskii: 181402.203.011.ОТ00], PJSC KIEP, Kyiv, 2016, 50 p. (Rus)

11. "Zaporizhzhya NPP. Unit 1. Preliminary Safety Analysis Report: C(I)SIP Measure 13307: Steam Generator Feeding under Conditions of Long-Term Total Blackout: 181402.203.003.ОБ00" [Zaporizhzhya AES. Energoblok No. 1: Predvaritelnyi otchiot po analizu bezopasnosti: Meropriiatie K(s)PB 13307: Obespechaniie podpitki perogeneratorov v usloviiakh dlitelnoho polnoho obestochivaniia AES: 181402.203.003.ОБ00], PJSC KIEP, Kyiv, 2016, 22 p. (Rus)

12. Shelegov, A.S., Leskin, S.T., Slobodchuk, V.I. (2011), "NPP Pumping Unit: Manual" [Nasosnoie oborudovaniie AES: Uchebnoie posobiie], National Research Nuclear University MEPhI, 2011, 348 p. (Rus)

13. Idelchik, I.E., Shteinberg, M.O. (1992), "Reference Book on Hydraulic Resistance" [Spravochnik po gidravlicheskim soprotivleniiam], Third Edition, Revised, Moscow, Machine Building, 566 p. (Rus)

14. СОУ НАЕК 064:2013. "Nuclear Fuel Management: Refueling in VVER-1000. Listing of Operational Neutronic Calculations and Tests" [SOU NAEK 064:2013. Povodzhannia z yadernym palyvom: Pervantazhennia palyva v reaktori VVER-1000. Nomenklatura ekspluatatsiinykh neitronno-fizychnykh rozrakhunkiv ta eksperimentiv], Kyiv, Energoatom Company, 2013, 36 p. (Ukr)

15. Perkins J. F. (1979), "American National Standard for Decay Heat Power in Light Water Reactors. ANSI/ANS-5.1-1979. American Nuclear Society Standards Committee. Working Group ANS-5.1. 1979", available at: <http://cdn.ans.org/standards/errata/docs/5.1-1979.pdf>

16. "Zaporizhzhya NPP. Unit 2. Procedure SOEP VFTs-1.1 Thermal Shock" [Zaporozhskaia AES. Energoblok No. 2. Protsedura SOAI VFTs-1.1 Teplovoi udar], Energoatom Company, Kyiv, 2015, 10 p. (Rus)

17. "Zaporizhzhya NPP. Unit 2. Technical Justification of SOEP. 2 VFTs-1.1. Thermal Shock" [Zaporozhskaia AES. Energoblok No. 2. Tekhnicheskoe obosnovaniie protsedury SOAI, 2. VFTs-1.1. Teplovoi udar], Energoatom Company, Kyiv, 2015, 44 p. (Rus).

Получено 05.10.2016.