

Ю. В. Губеня¹, А. С. Мазурок², Р. А. Лищук³,
Н. А. Дивисенко¹

¹ОП «Ривненская АЭС», г. Кузнецовск, Украина

²ООО «Атомэнергосервис», г. Киев, Украина

³ООО «Энергориск», г. Киев, Украина

Расчетное обоснование запаса времени для приведения бассейнов выдержки Ривненской АЭС в безопасное состояние на случай полного обесточивания станции

С использованием теплогидравлического кода MELCOR рассмотрено событие, аналогичное произошедшему 11 марта 2011 г. на атомной электростанции (АЭС) Фукусима Дайичи по отношению к бассейнам выдержки (БВ) энергоблоков Ривненской АЭС (РАЭС). Выполнен спектр расчетов с различным энерговыделением отработавшего топлива для случая полного обесточивания станции. По результатам расчетного анализа определены запасы времени до начала кипения теплоносителя в БВ, что позволит оперативному персоналу принимать конкретные действия по управлению аварией с учетом данного времени.

Ключевые слова: бассейн выдержки, обесточивание, энергоблок, стеллаж, тепловыделяющая сборка, ячейка, теплоноситель, кипение, энерговыделение, оперативный персонал.

Ю. В. Губеня, О. С. Мазурок, Р. А. Лищук, М. О. Дивисенко

Розрахункове обґрунтування запасу часу для приведення басейнів витримки Рівненської АЕС у безпечний стан на випадок повного знеструмлення станції

З використанням теплогідравлічного коду MELCOR розглянуто подію, аналогічну тій, що відбулась 11 березня 2011 г. на АЕС Фукусима Дайічі по відношенню до басейнів витримки енергоблоків РАЕС. Виконано спектр розрахунків з різним енерговиділенням відпрацьованого палива для випадку повного знеструмлення станції. За результатами розрахункового аналізу визначено запаси часу до початку кипіння теплоносія в басейнах витримки, що дозволить оперативному персоналові приймати конкретні дії з управління аварією з урахуванням цього часу.

Ключові слова: басейн витримки, знеструмлення, энергоблок, стелаж, тепловидільна збірка, чарунка, теплоносії, кипіння, енерговиділення, оперативний персонал.

© Ю. В. Губеня, А. С. Мазурок, Р. А. Лищук, Н. А. Дивисенко, 2012

Землетрясение и последовавшее цунами 11 марта 2011 г. стали причиной беспрецедентного события в мире — повреждения и плавления топлива в реакторах энергоблоков №№ 1–3, а также, в БВ энергоблока № 4 АЭС Фукусима Дайичи. При этом энергоблок № 4 находился на планово-предупредительном ремонте, поэтому, кроме отработавших тепловыделяющихборок (ТВС) прошлых лет выгрузки, в БВ также находилась выгруженная около 100 суток назад активная зона [1, 2].

До этого события в отчетах по анализу безопасности украинских АЭС были рассмотрены только наиболее консервативные сценарии поведения БВ при возможных аварийных ситуациях. В связи с этим, а также основываясь на рекомендациях ВАО АЭС WANO SOER 2011–3 «Потеря охлаждения и подпитки БВ ОТВС на АЭС Фукусима Дайичи» [3], выполнены расчеты по определению времени достижения температуры кипения в БВ энергоблоков РАЭС в случае полного обесточивания станции для различных значений энерговыделения отработавшего топлива. Для выполнения расчетного анализа были разработаны модели БВ энергоблоков РАЭС для компьютерного кода MELCOR 1.8.5 [4].

Следует отметить, что актуальность статьи наряду с аварией на АЭС Фукусима Дайичи заключается также в возможности потери внешнего электроснабжения на отечественных АЭС (хоть и с малой вероятностью). Примером этому является обесточивание энергоблоков №№ 1, 2 РАЭС из-за урагана, повалившего линии электропередач в 1983 г. Тогда аварийная ситуация не получила развития благодаря запуску дизель-генераторов. Несмотря на это, оперативный персонал должен быть готов к любому ходу событий, и в случае полного обесточивания АЭС — иметь возможность оценить время до вскипания теплоносителя в БВ энергоблоков.

Конструкция БВ РАЭС. Особенностью РАЭС по сравнению с другими АЭС Украины является использование на площадке установок с реакторами двух типов: ВВЭР-440 и ВВЭР-1000. При этом конструктивно отличаются не только сами реакторные установки (РУ), но и системы хранения отработавшего ядерного топлива на данных энергоблоках, которые предназначены для временного хранения выгруженных из активной зоны реактора ОТВС с целью снятия остаточных тепловыделений и снижения активности до допустимых значений.

БВ энергоблоков №№ 1,2 (далее — РАЭС-1, 2) имеют одинаковую геометрию (рис. 1) и оборудованы двумя стеллажами хранения топлива каждый [5, 6, 7]: стационарным стеллажом уплотненного хранения топлива (СУХТ) производства «Шкода-ЯМ» и съемным неуплотненным стеллажом производства «Ижорские заводы». В нижнем стеллаже предусмотрено 682 ячейки под установку ТВС (тепловыделяющихборок) и 17 ячеек под герметичные пеналы (ГП), в верхнем — 296 и 54 ячейки соответственно.

БВ энергоблоков РАЭС-3,4 разделены на три отсека, оборудованных СУХТ [8, 9].

Общее количество ячеек в отсеках РАЭС-3 (рис. 2) равно 687, в том числе в 3ТГ21В01 содержится 312 ячеек для ТВС («Шкода-ЯМ»); в 3ТГ21В02 — 110 ячеек для ТВС («Ижорские заводы»); в 3ТГ21В03 — 240 ячеек для ТВС, 25 ячеек для ГП («Шкода-ЯМ»).

Общее количество ячеек в отсеках РАЭС-4 равно 630, в том числе в 4ТГ21В01 содержится 225 ячеек для ТВС, 29 ячеек для ГП («Ижорские заводы»); в 4ТГ21В02 — 127 ячеек для ТВС («Шкода-ЯМ»); в 4ТГ21В03 — 228 ячеек для ТВС, 21 ячейка для ГП («Ижорские заводы»).

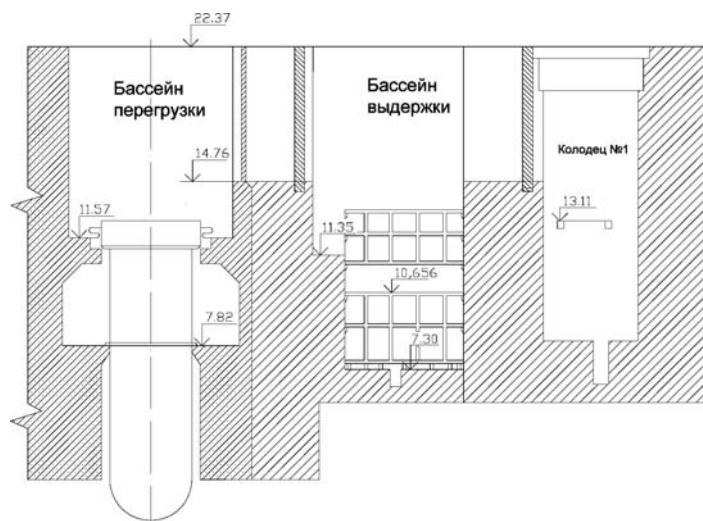


Рис. 1. Бассейн выдержки энергоблоков РЭС-1,2

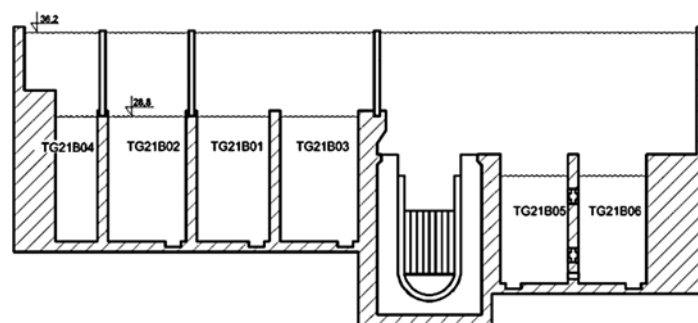


Рис. 2. Бассейн выдержки энергоблоков РЭС-3,4

Расчетные модели БВ. Для выполнения расчетов была разработана обобщенная модель БВ энергоблоков РЭС-1,2 (ввиду аналогичности) и две отдельные модели БВ энергоблоков РЭС-3,4 вследствие отличия в конструкции размещенных в отсеках стеллажей.

Разработанные расчетные модели БВ энергоблоков РЭС состоят из контрольных объемов, моделирующих БВ и помещения над ними; путей течения, соединяющих контрольные объемы; тепловых структур, моделирующих ТВС и стеллажи хранения топлива.

Для разработки расчетной модели БВ РЭС-1,2 использовались данные [5, 6, 7]. Модель представляет собой блок-

схему, в которой БВ и центральный зал представлены семью контрольными объемами, соединенными девятью путями течения (рис. 3).

При разработке моделей БВ РЭС-3, 4 использовались данные [8, 9]. Модели представлены 17 контрольными объемами, соединенными 27 путями течения (рис. 4).

Валидация расчетных моделей БВ. В соответствии с требованиями нормативной документации Украины, в частности общих правил безопасности атомных станций (ОПБ-2008) [10], используемые для обоснования безопасности АЭС аналитические модели должны пройти валидацию для подтверждения их способности отражать

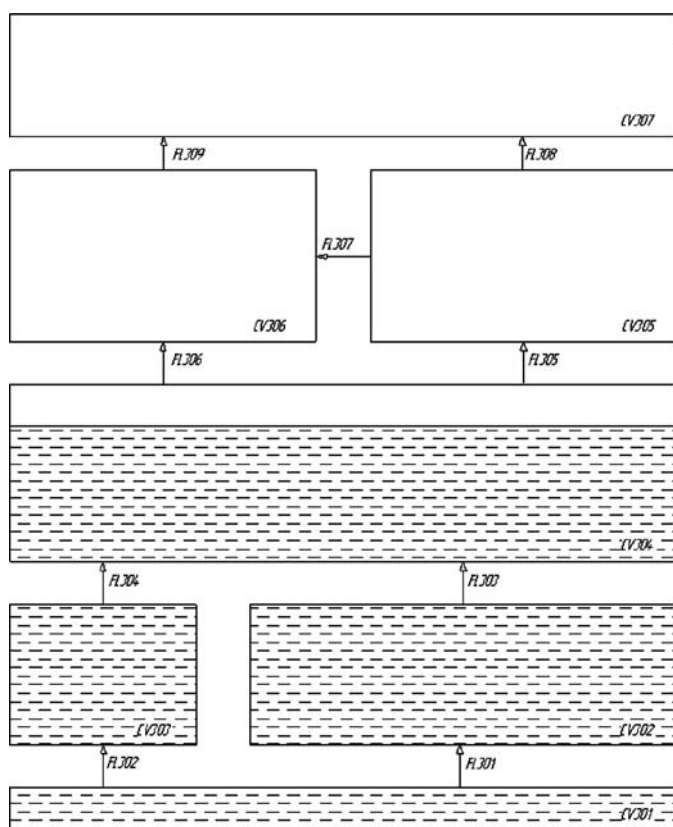


Рис. 3. Модель БВ энергоблоков РЭС-1, 2

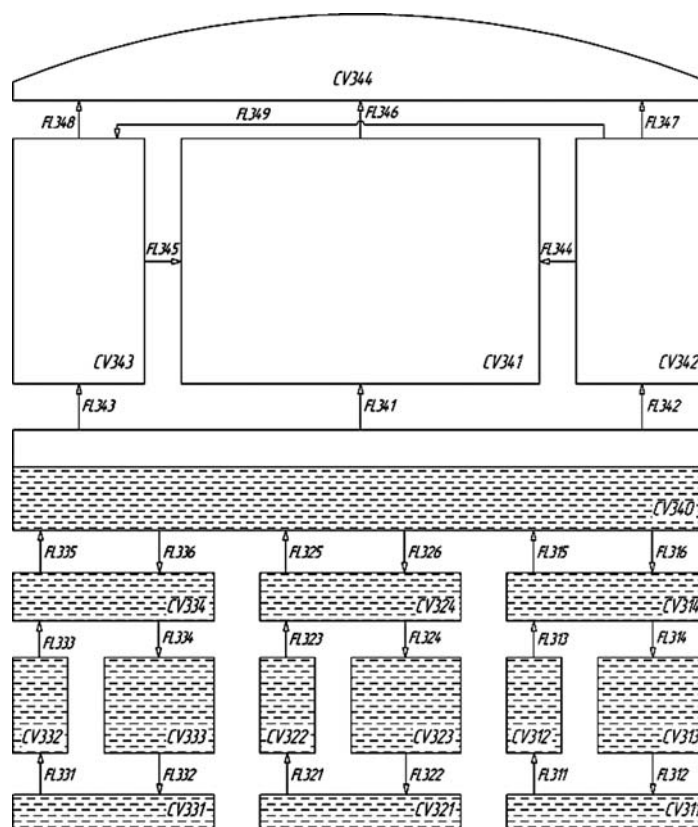


Рис. 4. Модель БВ энергоблоков РЭС-3,4

Таблица 1. Начальные условия в БВ РАЭС для валидационного расчета

Параметр	РАЭС-1,2	РАЭС-3	РАЭС-4
Температура воды, °С	35		
Температура воздуха в помещениях, °С	40		
Давление в помещениях, кПа	101,0	115,0	
Уровень теплоносителя, м	10,26	8,1	
Остаточное энерговыделение ТВС, МВт	2,8	4,97	5,73

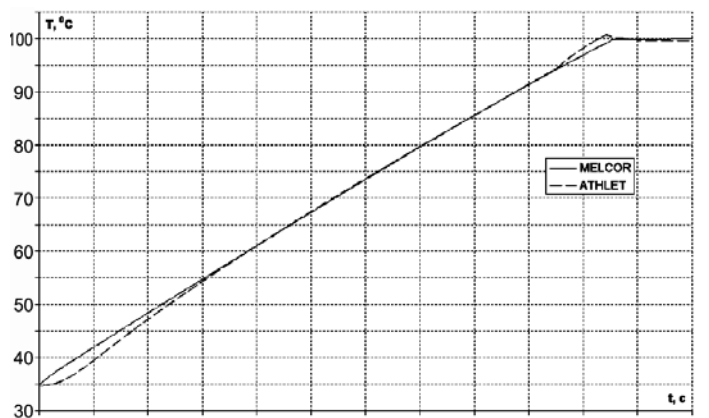


Рис. 5. Температура теплоносителя в БВ РАЭС-1, 2

реалистичное поведение энергоблока (в данном случае — поведение БВ в аварийных режимах). Однако ввиду отсутствия инцидентов, реально произошедших в БВ на АЭС, валидация разработанных моделей для кода MELCOR выполнялась путем сравнения результатов расчетов с аналогичными результатами, полученными с использованием альтернативного кода ATHLET. Для сравнительного анализа выбраны сценарии с различными начальными условиями (табл. 1), т. е. для каждой модели рассмотрен частный случай с определенным уровнем теплоносителя и остаточным энерговыделением в БВ. В качестве исходного события рассматривается полное обесточивание АЭС.

Результаты сравнительного анализа представлены на рис. 5—7.

По результатам валидации можно сделать вывод о хорошей сходимости полученных результатов и применимости разработанных моделей для анализов поведения БВ в аварийных режимах.

Расчетный анализ ИС «Полное обесточивание РАЭС». Расчетный анализ представляет собой серию расчетов с пошаговым изменением энерговыделения от ТВС энергоблоков РАЭС в диапазоне (0,1÷4,0) МВт для РАЭС-1, 2; (0,1÷8,0) МВт для РАЭС-3, 4.

В качестве критериев приемлемости для окончания расчета выбраны: 1) достижение температуры кипения теплоносителя в БВ; 2) временной критерий приемлемости, равный 72 ч (в случае отсутствия кипения за указанный промежуток времени).

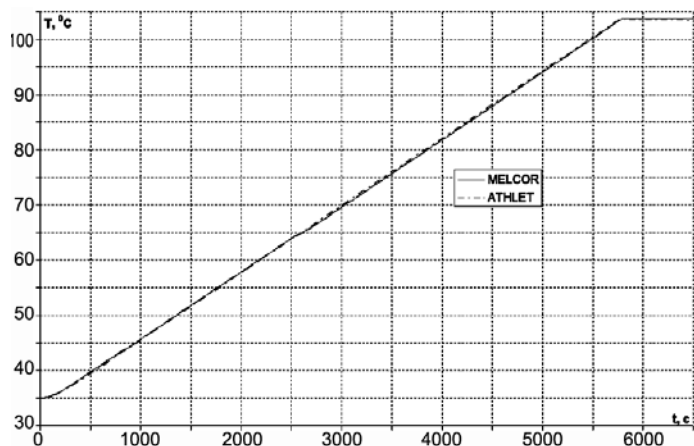


Рис. 6. Температура теплоносителя в БВ РАЭС-3

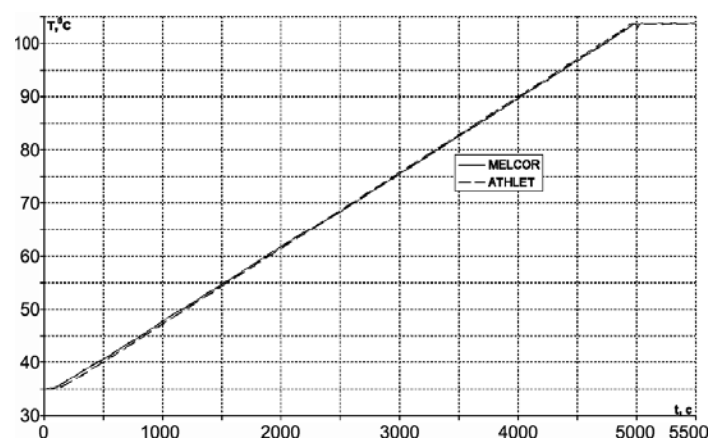


Рис. 7. Температура теплоносителя в БВ РАЭС-4

В качестве начальных условий для расчета выбраны реальные значения параметров в БВ:

Температура воды в БВ, °С:	
РАЭС-1, 2	30
РАЭС-3, 4	25
Температура воздуха в помещениях БВ, °С	40
Давление в помещении, Па	101321
Уровень теплоносителя в БВ РАЭС-1, 2, м:	
при хранении в нижнем стеллаже	7,4
при хранении в верхнем и нижнем стеллажах	10,2
при перегрузке	14,0
Уровень теплоносителя в БВ РАЭС-3, 4, м:	
при хранении	8,1
при перегрузке	15,5

При выполнении численных анализов не учитывались действия оперативного персонала; мощность остаточного энерговыделения ТВС не изменялась во времени; рассматривалась полная загрузка БВ ТВС.

Для РАЭС-1, 2 рассмотрены случаи хранения ТВС как в верхнем, так и в нижнем стеллажах в зависимости от уровня теплоносителя в БВ.

Для РАЭС-3,4 моделировалась полная загрузка каждого из отсеков по отдельности для случая хранения топлива (8,1 м) и равномерное распределение ТВС по отсекам пропорционально количеству ячеек в каждом отсеке для случая перегрузки топлива (15,5 м).

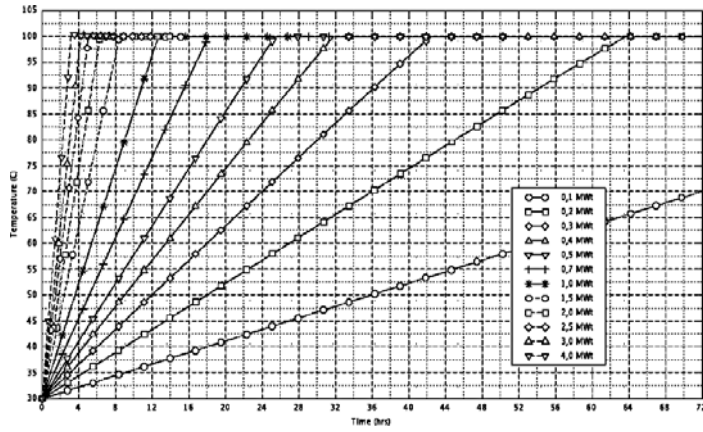


Рис. 8. Изменение скорости нагрева теплоносителя в БВ РАЭС-1, 2 при различном энерговыделении ($L_{БВ} = 7,4$ м)

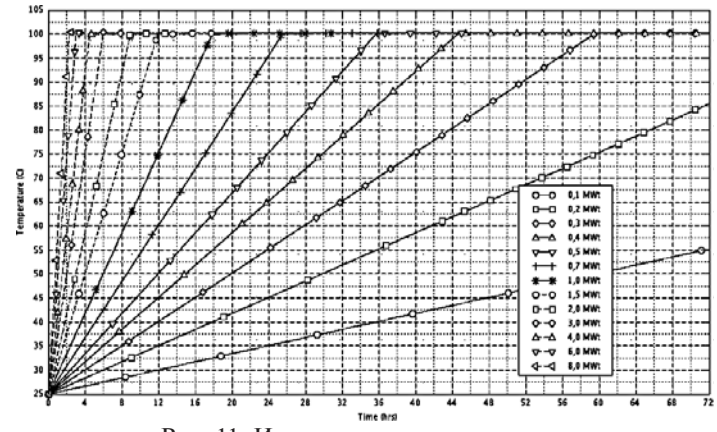


Рис. 11. Изменение скорости нагрева теплоносителя в отсеке TG21B01 РАЭС-3 при различном энерговыделении ($L_{БВ} = 8,1$ м)

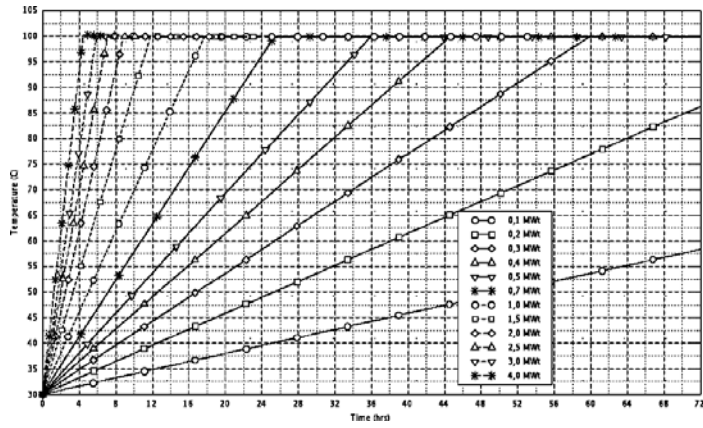


Рис. 9. Изменение скорости нагрева теплоносителя в БВ РАЭС-1, 2 при различном энерговыделении ($L_{БВ} = 10,2$ м)

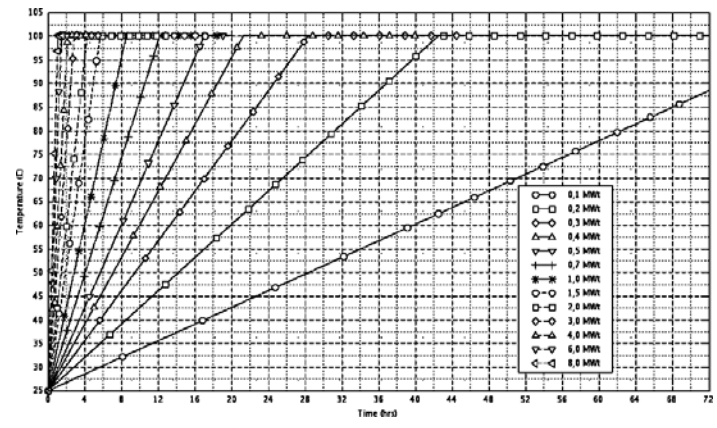


Рис. 12. Изменение скорости нагрева теплоносителя в отсеке TG21B02 РАЭС-3 при различном энерговыделении ($L_{БВ} = 8,1$ м)

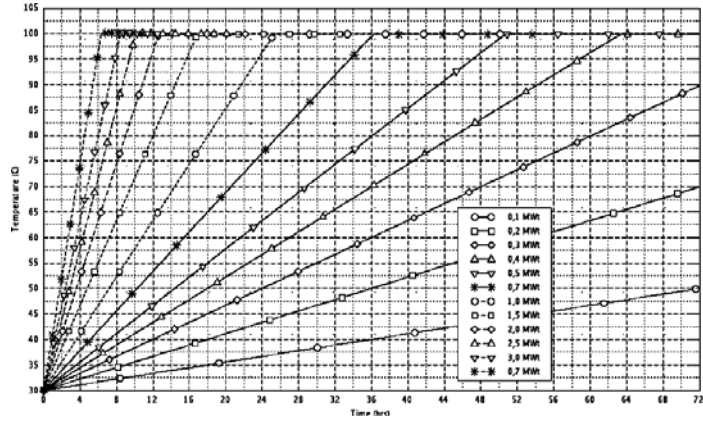


Рис. 10. Изменение скорости нагрева теплоносителя в БВ РАЭС-1, 2 при различном энерговыделении ($L_{БВ} = 14,0$ м)

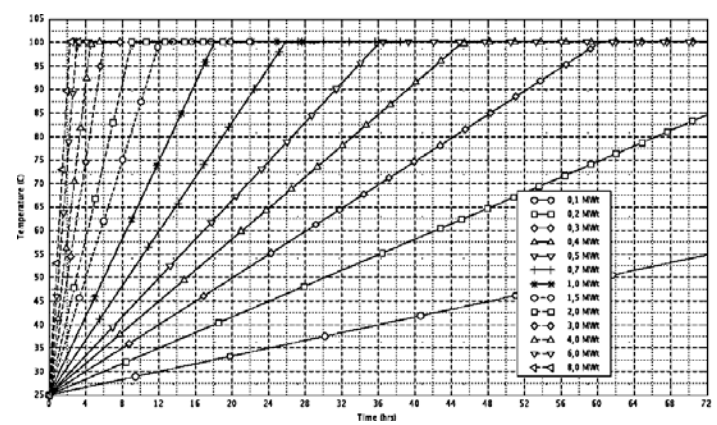


Рис. 13. Изменение скорости нагрева теплоносителя в отсеке TG21B03 РАЭС-3 при различном энерговыделении ($L_{БВ} = 8,1$ м)

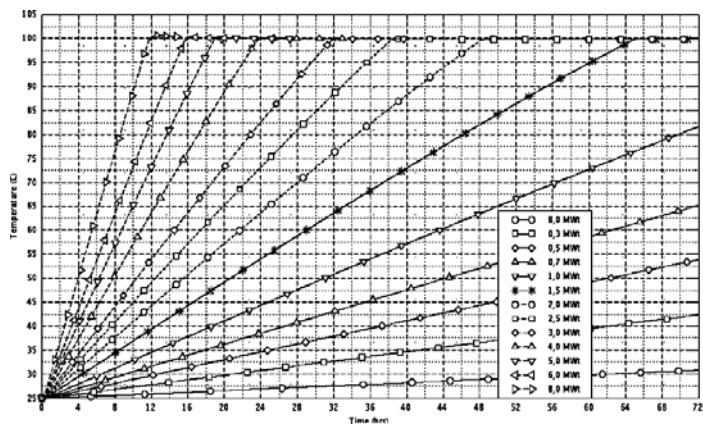


Рис. 14. Изменение скорости нагрева теплоносителя в БВ РАЭС-3 при различном энерговыделении ($L_{БВ} = 15,5$ м)

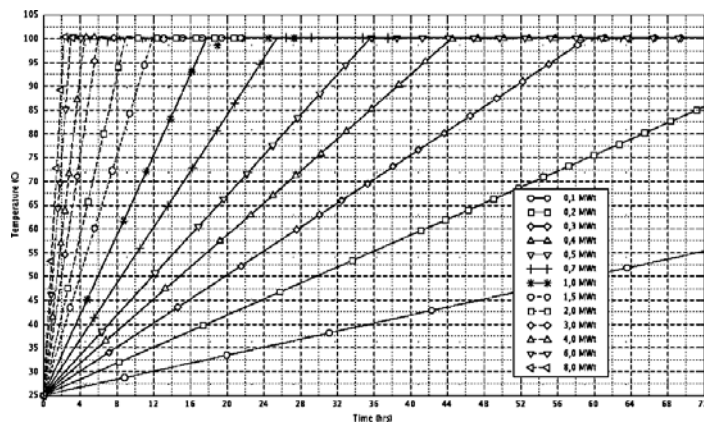


Рис. 17. Изменение скорости нагрева теплоносителя в отсеке TG21B03 РАЭС-4 при различном энерговыделении ($L_{БВ} = 8,1$ м)

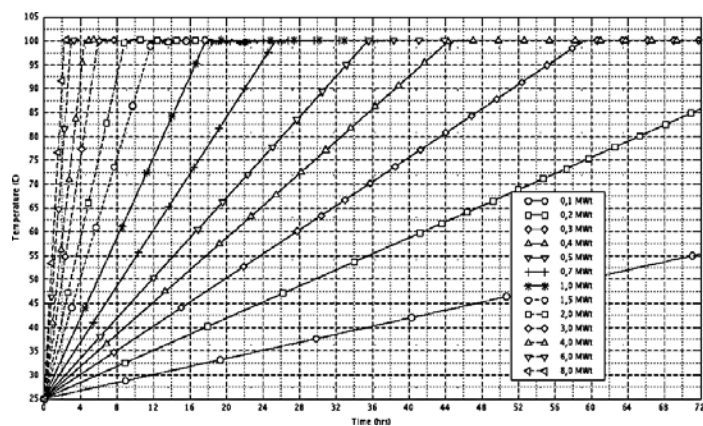


Рис. 15. Изменение скорости нагрева теплоносителя в отсеке TG21B01 РАЭС-4 при различном энерговыделении ($L_{БВ} = 8,1$ м)

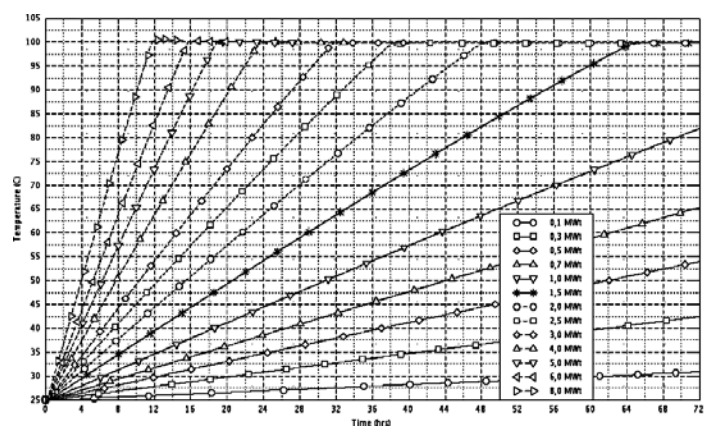


Рис. 18. Изменение скорости нагрева теплоносителя в БВ РАЭС-4 при различном энерговыделении ($L_{БВ} = 15,5$ м)

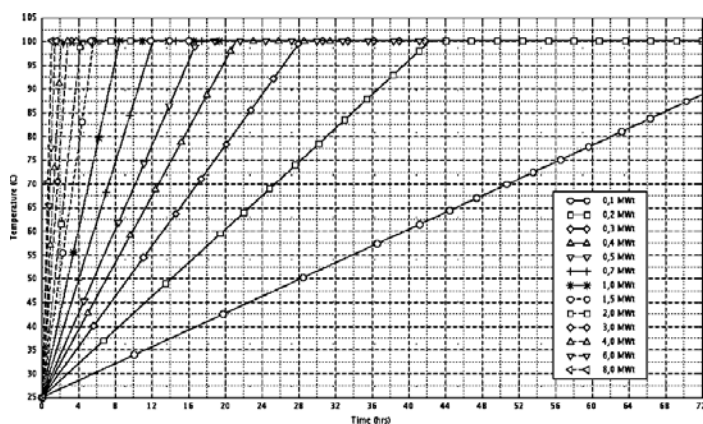


Рис. 16. Изменение скорости нагрева теплоносителя в отсеке TG21B02 РАЭС-4 при различном энерговыделении ($L_{БВ} = 8,1$ м)

По результатам выполненных расчетов построены графики нагрева теплоносителя в БВ энергоблоков РАЭС в зависимости от мощности остаточных энерговыделений (рис. 8—18). Более детально результаты изложены в [11].

Выводы

По результатам расчетного анализа определено время до вскипания теплоносителя в БВ РАЭС при различном энерговыделении для различных состояний и уровней в БВ [11].

Рассмотрение целого спектра значений энерговыделения охватывает как выгрузки прошлых лет, так и возможности аварийной выгрузки зоны или же двух зон для РАЭС-1,2.

Полученные распределения скорости нагрева теплоносителя в БВ энергоблоков РАЭС внесены:

в инструкции по ликвидации нарушений нормальной эксплуатации на РУ (1-ИЛН-РАЭС, 2-ИЛН-РАЭС, 3-ИЛН-РАЭС, 4-ИЛН-РАЭС);

в инструкции по обеспечению ядерной безопасности при обращении со свежим и отработавшим ядерным топливом (131-2-Э-ОЯБ (энергоблоки №№ 1, 2), 131-9-Э-ОЯБ (энергоблоки №№ 3, 4));

в программно-аппаратный комплекс «СПРУТ», позволяющий в режиме реального времени отслеживать и приводить к единому стандарту свыше 100 тысяч технологических параметров РАЭС.

Результаты работ также планируется внести в автоматизированные системы управления технологическими процессами на РУ, доступные оперативному персоналу для непрерывного контроля за технологическими параметрами энергоблоков РАЭС.

Таким образом, выполненная работа позволила значительно повысить безопасность энергоблоков РАЭС в части безопасной эксплуатации БВ в случае возможных аварийных ситуаций.

На данный момент у оперативно-технического персонала появилась возможность в реальном времени оценивать время до вскипания теплоносителя в БВ энергоблоков и, в случае аварийной ситуации, предпринимать конкретные действия, направленные на подпитку и восстановление циркуляции теплоносителя через системы расхолаживания БВ энергоблоков РАЭС с учетом данного времени.

Список использованной литературы

1. Report of Japanese Government to the IAEA Ministerial Conference on Nuclear Safety. The Accident at TEPCO's Fukushima Nuclear Power Stations. June 7, 2011.
2. Roadmap towards Restoration from the Accident at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, TEPCO. Nuclear Emergence Response Headquarters Government-TEPCO Integrated Response Office. October 17, 2011.

3. WANO SOER 2011-3. Потеря охлаждения и подпитки БВ ОТВС на АЭС Фукусима Дайичи. Август 2011.

4. MELCOR Computer Code Manuals. Primer and User's Guides. Version 1.8.5, NUREG/CR-6119, Vol. 1, Rev. 2 SAND2000-2417/1. December 2000.

5. Ривненская АЭС. Энергоблок № 1. Главный корпус. Реакторное отделение. Техническое переоснащение БВ с заменой существующих нижних стеллажей на СУХТ. Предварительный отчет по анализу безопасности. 38-5Г4.203.001.0Б.00. Ред.2. 2010.

6. Ровенская АЭС. Энергоблок № 2. Реконструкция. Реакторное отделение. Замена облицовки и нижних стеллажей бассейна выдержки. Предварительный отчет по анализу безопасности. 39-5Г4.203.001.0Б.00.Ред.2. 2007.

7. Стеллажи уплотненного хранения топлива Ровенской АЭС. Термогидравлический расчет. Ae 11919/Doc R. Rev. 0. — Пльзень, SKODA JS a.s. (Инжиниринг и сервис АЭС), 2006.

8. ОП РАЭС. Техническое описание и инструкция по эксплуатации. Система нормальной эксплуатации, важная для безопасности. Система расхолаживания бассейна выдержки. Блок № 3. 121-3-09-Э-РЦ2. 2012.

9. Ривненская АЭС. Энергоблок № 4. Отчет по анализу безопасности. Глава 15. Анализ проектных аварий. Дополнительные материалы. Исходные события при обращении со свежим и отработавшим ядерным топливом. База данных. 38-690.203.004.БД.00. 2008.

10. Загальні положення безпеки атомних станцій (НП 306.2.141-2008), затвержені наказом Держатомрегулювання від 19.11.2007 № 162, зареєстровані в Мін'юсті 25.01.2008 за № 56/14747. 2008.

11. ОП Ривненская АЭС. Служба анализа безопасности. Расчет времени до достижения температуры насыщения теплоносителя в бассейнах выдержки на энергоблоках Ривненской АЭС. 2012.

Получено 16.10.2012.