

РАДИОЛИЗ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В РЕАКТОРЕ ЭГП-6 БИЛИБИНСКОЙ АЭС

А.А. Казанцев, О.В. Супотницкая, Е.А. Иванова, И.В. Московченко,

Р.И. Мухаммадеев, В.Ф. Тимофеев, Н.Э. Астахова

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»

249033, Калужская обл., г. Обнинск, пл. Бондаренко, 1



Представлены результаты расчетных оценок генерации водорода в результате радиолитических процессов при кипении теплоносителя в трубчатых твэлах тепловыделяющих сборок реактора ЭГП-6 Билибинской АЭС в условиях естественной циркуляции. Экспериментальное обследование водородной взрывобезопасности выполнено ранее на исследовательском реакторе ВК-50 как в режимах нормальной эксплуатации, так и в аварийных режимах. Радиолитические процессы для кипящих реакторов имеют три качественно отличающихся режима, согласно опытным данным, полученным на действующем кипящем реакторе ВК-50. В работе использована теория подобия для переноса опытных данных по радиолизу с реакторной установки ВК-50 на условия работы Билибинской АЭС с одноконтурным реактором ЭГП-6. Показано, что генерация водорода при радиоллизе определяется средней величиной массового паросодержания на выходе из реактора. Продемонстрировано обеспечение водородной взрывобезопасности для всех режимов работы РУ ЭГП-6. При номинальном давлении в конденсаторе ниже 16 кПа парогазовая смесь абсолютно взрывобезопасна и не воспламеняется даже при пропускании электрического разряда. Поэтому взрывобезопасность водорода в самом конденсаторе определяется не столько объемной концентрацией водорода, сколько абсолютным давлением в конденсаторе.

Ключевые слова: корпусной кипящий реактор, продукты радиолиза, теория подобия, ВК-50, Билибинская АЭС, ЭГП-6, водородная взрывобезопасность.

ВВЕДЕНИЕ

Использование воды в ЯЭУ в качестве теплоносителя, подвергаемого действию ионизирующего излучения, приводит к ее радиолизу и, потенциально, к образованию гремучей смеси, взрыв которой может привести к разрушению оборудования и стен реакторного зала, с выбросом паро-газово-водяной смеси с радиоактивными продуктами деления (РПД) в окружающую среду, поэтому вопросы обоснования водородной взрывобезопасности являются обязательными при проектировании и обосновании безопасной эксплуатации АЭС. В рамках работ по продлению эксплуатации блока реакторной установки (РУ) БиАЭС для обоснования регламентируемой НП-040-02 [1] водородной взрывобезопасности выполнялись описанные в работе исследования.

© *А.А. Казанцев, О.В. Супотницкая, Е.А. Иванова, И.В. Московченко,
Р.И. Мухаммадеев, В.Ф. Тимофеев, Н.Э. Астахова, 2022*

Радиационно-химические превращения в воде, инициированные ионизирующими излучениями, в настоящее время хорошо описываются системами обыкновенных дифференциальных уравнений [2]. Для реакторов ВВЭР математическая модель радиолиза воды реализована в виде программ, таких как код KINETIC, разработанный в ИТЭФ [3]. Методика описывает опытные данные для изменения во времени концентрации радиолитических газов (H_2+O_2) для реакторов с водой под давлением.

В отличие от реакторов с водой под давлением реакторная установка ЭГП-6 Билибинской АЭС является реактором с кипением теплоносителя в активной зоне при естественной циркуляции теплоносителя. В открытых литературных источниках не удалось найти обоснованной расчетной методики радиолиза воды для кипящих реакторов с естественной циркуляцией теплоносителя. Существующая практика обоснования водородной взрывобезопасности основана на использовании внутриреакторных экспериментов. Поиск в открытых литературных источниках позволил найти необходимые опытные данные, полученные на исследовательском корпусном кипящем реакторе ВК-50 в г. Димитровграде в цикле работ 2006 – 2014 гг., выполненных для продления сроков эксплуатации реакторной установки. Зависимость скорости выхода радиолитических газов от тепловой мощности реактора для ВК-50 была опубликована в работе [4]. В работах [5 – 7] был представлен критерий подобия, позволяющий переносить экспериментальные данные для приведенных к нормальным условиям концентрациям радиолитических газов в паре и для скорости выхода радиолитических газов при изменении тепловой мощности РУ.

ВЛИЯНИЕ МОЩНОСТИ РУ НА РАДИОЛИЗ КИПЯЩЕГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

В работах [5 – 7] отмечается, что радиолиз теплоносителя в кипящем реакторе в связи с кипением воды, разделением её на фазы и выносом радиолитических газов с паром протекает более интенсивно, чем в водо-водяных реакторах под давлением. На Билибинской АЭС с реактором ЭГП-6 с естественной циркуляцией теплоносителя применяется бескоррекционный режим, в качестве теплоносителя используется чистая дистиллированная вода без химических добавок. Вследствие воздействия ионизирующего излучения создаются условия генерации радиолитического водорода и его транспорта в циркуляционном контуре с последующим накоплением в зонах конденсации пара.

В работе [7] для исследовательской установки ВК-50 отмечается, что генерируемые в реакторе радиолитические газы с паром проходят через турбину, откуда поступают в конденсатор и далее непрерывно удаляются через эжектор в атмосферу. Причем из конденсатора через эжектор удаляется почти 98% генерируемых в РУ радиолитических газов [7].

Характеристики реакторных установок ЭГП-6 и ВК-50, необходимые для использования теории подобия, представлены в табл. 1.

Таблица 1

**Теплофизические характеристики блоков реакторных установок
ЭГП-6 и ВК-50**

Характеристика	ЭГП-6	ВК-50
Тепловая мощность реактора, МВт	65	200
Электрическая мощность, МВт	12	50
Давление в контуре РУ, МПа	6,37	5,5
Массовое паросодержание x на выходе из ТВС (среднее), %	16	16

Применение опытных данных для номинальных условий работы [4, 5] позволяет оценить выход радиолитических газов для РУ ЭГП-6.

Скорость v выхода радиолитических газов с паром определяется безразмерным отношением мощности, приходящейся на кипение теплоносителя, к общей мощности реактора:

$$v \frac{N_{\text{кип}}}{N_{\text{кип}} + N_{\text{экон}}} = \frac{G_{\text{аз}} r x}{D_p (i' - i)}, \quad (1)$$

где $N_{\text{кип}}$ – мощность, приходящаяся на кипение (испарение) теплоносителя, МВт; $N_{\text{ном}} = N_{\text{кип}} + N_{\text{экон}}$ – тепловая мощность реактора в номинале; $N_{\text{экон}}$ – мощность, приходящаяся на подогрев теплоносителя до температуры насыщения, МВт; $G_{\text{аз}}$ – расход теплоносителя через основной контур реактора, кг/с; D_p – расход пара из корпуса реактора, кг/с; i' – энтальпия насыщенного пара; i – энтальпия воды на входе в активную зону реактора, кДж/кг; r – удельная теплота парообразования, кДж/кг; x – массовое расходное паросодержание на выходе.

Соотношение (1) обосновано серией реакторных экспериментов, выполненных на ВК-50 [4, 5].

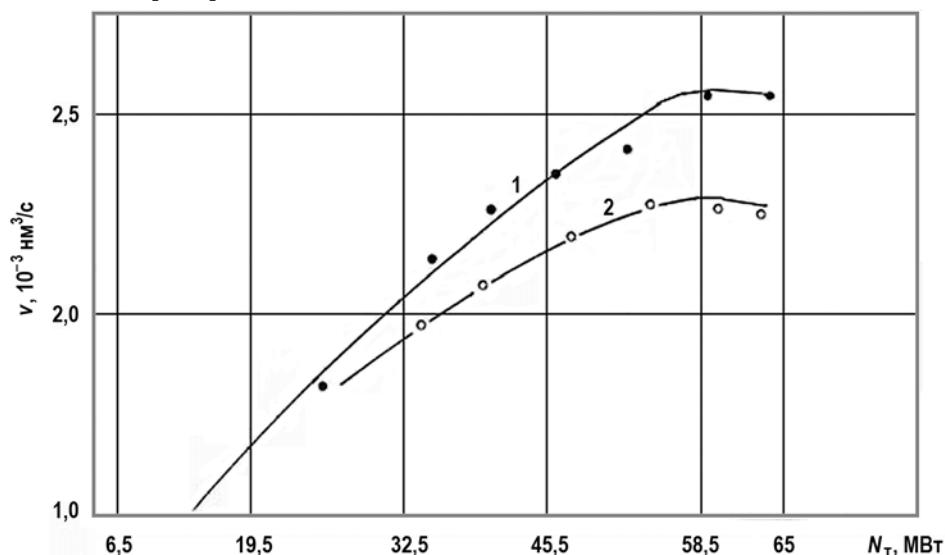


Рис. 1. Зависимость скорости выхода радиолитических газов с паром от мощности реактора: 1 – давление в контуре реактора 4 МПа, 2 – давление в контуре реактора 5,5 МПа

На рисунке 1 показано изменение скорости выхода радиолитических газов с паром при росте тепловой мощности реактора ЭГП-6. Возможность использования метода подобия следует из соотношения (1). Представленные в [4 – 7] исследования радиолитических процессов говорят о том, что взрывозащищенность кипящих реакторов обеспечивается при различных режимах эксплуатации РУ, включая аварийные. Следовательно, для двух рассматриваемых кипящих реакторов удельный выход радиолитических газов на единицу тепловой мощности реактора совпадает, если одинаково безразмерное отношение мощности, приходящейся на кипение теплоносителя, к тепловой мощности реактора. Скорость выхода радиолитических газов и концентрация радиолитических газов для ЭГП-6, полученная как отношение тепловой мощности ЭГП-6 к тепловой мощности ВК-50 и равная примерно трём, представлены на рис. 1, 2.

В работе [5] отмечается, что «скорость выхода радиолитических газов, которая, согласно (1), пропорциональна росту массового паросодержания, достигает максималь-

ного значения при массовом паросодержании около 15% и незначительно уменьшается при дальнейшем росте паросодержания».

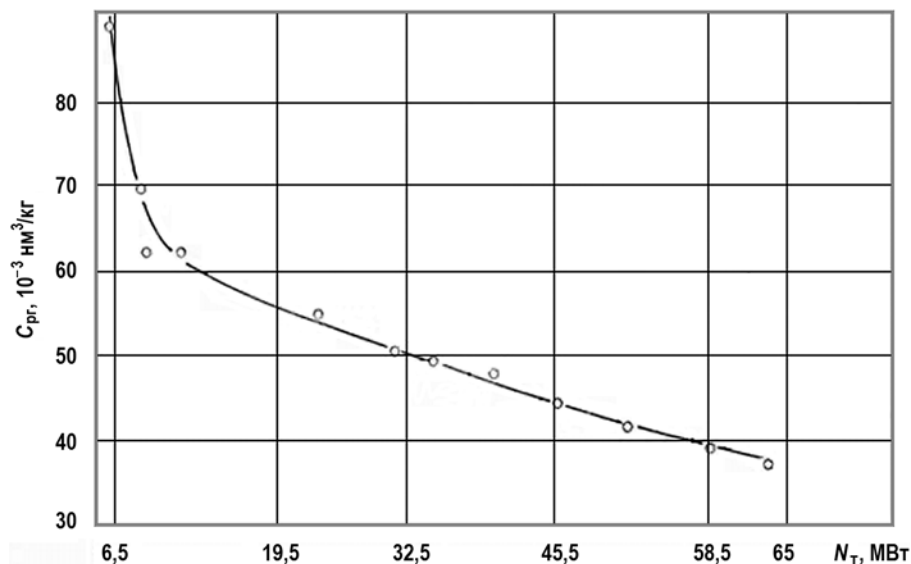


Рис. 2. Зависимость концентрации радиолитических газов в паре от мощности реактора ЭГП-6

Для каждой из зависимостей выхода радиолитических газов, представленных на рис. 1, видно, что при 0,9 тепловой мощности реактора (58,5 МВт) наблюдается смена режима радиолитического процесса, при котором прекращается рост скорости выхода радиолитических газов и даже наблюдается незначительное уменьшение скорости выхода на участке более 0,9 N_T . Это соответствует увеличению среднего на выходе паросодержания от 15 до 16%. По мере увеличения паросодержания уменьшается плотность пароводяной смеси и, следовательно, радиолитический процесс снижается при снижении общего количества воды в зоне облучения – исходной среды для радиолитических процессов.

На рисунке 2 показана зависимость $C_{пр}$ – концентрации радиолитических газов в паре реактора ЭГП-6 от тепловой мощности реактора N_T . Концентрация радиолитических газов в паре самого реактора непрерывно уменьшается. Особенно интенсивно концентрация радиолитических газов снижается при небольших уровнях мощности до 20% от N_T . Перенос кривой выполнен по теории подобия с ВК-50 [4 – 7] на ЭГП-6. Увеличение экономайзерного участка вдоль твэлов активной зоны ЭГП-6, где, в основном, и происходит радиолитический процесс, приводит к увеличению концентрации водорода в паре. Из представленных данных видно, что «с ростом мощности уменьшается доля экономайзерного участка, снижается выход радиолитических газов, и одноконтурный кипящий реактор с естественной циркуляцией теплоносителя становится все более взрывобезопасным» [5 – 7].

С точки зрения водородной взрывобезопасности при эксплуатации РУ наиболее опасным является тракт основного эжектора конденсатора, через который удаляются неконденсирующиеся газы. Наибольшее концентрирование газов, в том числе водорода, происходит в конденсаторе. Эксперименты, описанные в [8], показали, что попытка воспламенить электрическим разрядом гремучую смесь при давлениях ниже 16 кПа (120 мм рт. ст.) оказалась невозможной. Взрывобезопасность водорода в конденсаторе определяется не столько объемной концентрацией водорода, сколько абсолютным давлением в конденсаторе. Поэтому при номинальном давлении в конденсаторе ~ 5 кПа парогазовая смесь абсолютно взрывобезопасна.

Для номинального режима работы реакторной установки с ЭГП-6 суммарный выход водорода из эжектора конденсатора турбины будет в три раза ниже выхода водорода

в ВК-50 в соответствии с отношением их тепловых мощностей. При этом удельный выход водорода $\sim 0,05 \text{ нм}^3/(\text{МВт}\cdot\text{ч})$ будет одинаковым для используемого бескорректированного режима теплоносителя.

Для Билибинской АЭС, согласно теории подобия, сохраняется удельная величина измерений объёмной концентрации водорода в диапазоне 0,00085 – 0,0011% об. [5, 6], полученная на ВК-50, что на три порядка ниже взрывоопасных значений. Столь низкие значения объёмной концентрации водорода в паре реактора свидетельствуют о высокой надежности с точки зрения взрывозащищенности при работе турбинной части установки.

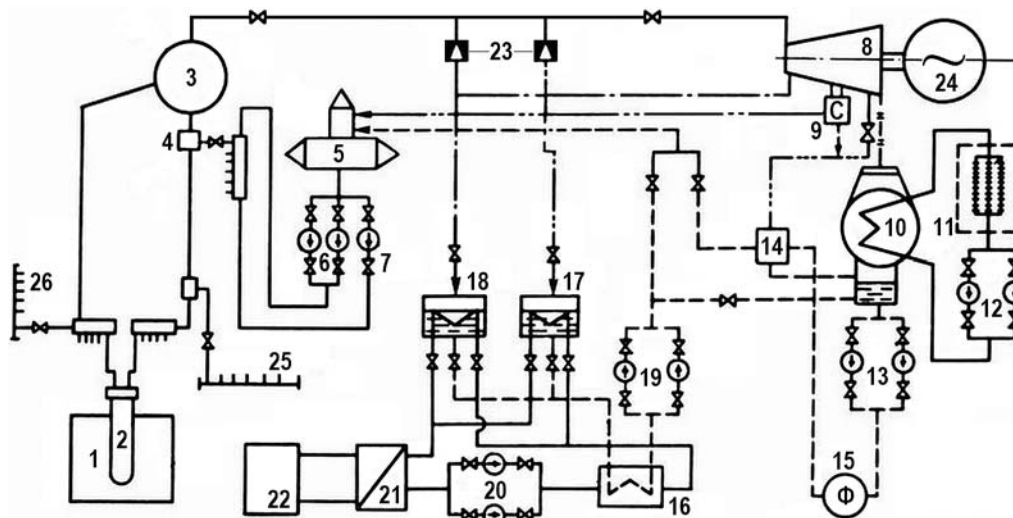


Рис. 3. Принципиальная технологическая схема Билибинской АЭС с РУ ЭГП-6 [10]: 1 – реактор; 2 – технологический канал; 3 – барабан-сепаратор; 4 – смеситель полезного напора; 5 – деаэратор; 6 – питательные насосы; 7 – аварийный питательный насос; 8 – турбина; 9 – промежуточный сепаратор; 10 – конденсатор турбины; 11 – воздушно-радиаторные охладители; 12 – циркуляционные насосы; 13 – конденсатные насосы; 14 – регенеративный подогреватель низкого давления; 15 – фильтр смешанного действия; 16 – доохладитель конденсата подогревателя; 17 – основной бойлер; 18 – пиковый бойлер; 19 – конденсатные насосы подогревателей; 20 – насосы промежуточного контура (теплосети); 21 – водо-водяной теплообменник; 22 – потребители тепла; 23 – редукционная установка БРУ 60/7 и стереющий регулятор на основной бойлер; 24 – электрогенератор; 25 – коллектор САОР; 26 – перепускной коллектор

Принципиальная технологическая схема РУ ЭГП-6 изменялась по мере модернизации установки. В работе [9] приведена схема, соответствующая моменту начала эксплуатации РУ ЭГП-6. На рисунке 3 показана принципиальная технологическая схема Билибинской АЭС с РУ ЭГП-6 [10] на момент после 30-ти лет эксплуатации.

Водород, образующийся при радиолизе воды в реакторе, через барабан-сепаратор и проточную часть турбины поступает в конденсатор, откуда через эжектор и далее через систему вентиляции удаляется в атмосферу. Часть радиолитических газов с паром поступает из отборов турбины в сетевые подогреватели (пиковый и основной бойлеры) и подогреватели низкого давления конденсата (ПНД), где пар конденсируется, а неконденсируемые газы, включая радиолитические газы, удаляются в конденсатор турбины. Наличие у выхлопа эжектора конденсатора турбины датчика контроля концентрации водорода позволяет контролировать концентрацию водорода и принимать меры по её снижению.

Таким образом, предотвращение взрывов водорода в конденсаторе и в эжекторах турбины для реактора типа ЭГП-6 обеспечивается очень низким давлением в конденсаторе (ниже 16 кПа) и на входе в эжектор турбины, постоянным разбавлением газовой среды в эжекторе турбины паром либо воздухом. Это обеспечивает снижение концентрации водорода до безопасных величин, не превышающих 4% об. [6] на выхлопе эжектора.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

На основании опытных данных и с использованием теории подобия показано, что для атомной станции с естественной циркуляцией теплоносителя в ЭГП-6 существуют три режима радиолитического теплоносителя в зависимости от тепловой мощности реактора или, что эквивалентно, от средней величины массового паросодержания на выходе из реактора согласно формуле (1).

В диапазоне тепловой мощности РУ от 0 до 0,15 наблюдается первый режим радиолитического теплоносителя преимущественно однофазному теплоносителю.

В диапазоне тепловой мощности РУ от 0,15 до 0,9 наблюдается второй режим радиолитического теплоносителя. В этом режиме выход радиолитических газов растёт примерно линейно с ростом среднего паросодержания на выходе из реактора, при этом удельная концентрация водорода падает с ростом мощности.

В диапазоне тепловой мощности РУ от 0,9 до 1,0 наблюдается третий режим радиолитического теплоносителя, при котором скорость выхода прекращает расти и даже незначительно уменьшается. Это соответствует диапазону изменения среднего на выходе из активной зоны массового паросодержания от 15 до 16%.

Литература

1. НП-040-02. Правила обеспечения водородной взрывозащиты на атомной станции. – М.: Госатомнадзор России, 2002. – 10 с. Электронный ресурс: <https://docs.cntd.ru/document/1200034921?ysclid=15hteiyuyk105526523> (дата доступа 20.03.2022).
2. Бяков В.М., Степанов С.В., Магомедбеков Э.П. Начала радиационной химии II. Радиолитический жидкой воды: Учеб. пособие. – М.: РХТУ им. Д.И. Менделеева, 2017. – 128 с. ISBN: 978-5-7237-1566-0
3. Гордеев А.В., Ершов Б.Г., Кабакчи С.А., Гришкин В.Л., Бугаенко В.Л. Расчет накопления молекулярных продуктов при радиолитическом разложении воды в сосудах со свободным объёмом. // Атомная энергия. – 1989. – Т. 67. – Вып. 6. с 393-396. Электронный ресурс: http://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya_t67-6_1989/go,26/ (дата доступа 20.03.2022).
4. Забелин А.И., Шмелев В.Е. Радиолитический теплоноситель кипящего реактора ВК-50. // Атомная энергия. – 1986. – Т. 60. – Вып. 4. – С. 248-251. Электронный ресурс: http://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya_t60-4_1986/go,8/ (дата доступа 20.03.2022).
5. Курский А.С. Радиолитический теплоноситель и методы обеспечения взрывозащиты корпусного кипящего реактора. // Вестник НИЯУ МИФИ. – 2014. – Т. 3. – № 1. – С. 85-90. DOI: <https://doi.org/10.1134/S2304487X14010131>. eLIBRARY ID: 21136676, EDN: RUNWST.
6. Курский А.С. Методы комплексного решения проблем радиационной безопасности и водородной взрывозащиты корпусных кипящих реакторов с естественной циркуляцией теплоносителя. Дисс. д.т.н.. – М.: НИЦ «КИ», 2014. – 185 с. Электронный ресурс: <https://www.dissercat.com/content/metody-kompleksnogo-resheniya-problemy-radiatsionnoy-bezopasnosti-i-vodorodnoy-vzryvozashchity>?ysclid=15hsi6xqtm132417463 (дата доступа 20.03.2022).
7. Курский А.С. Радиолитический теплоноситель и методы обеспечения водородной взрывозащиты корпусного кипящего реактора ВК-50. // Атомная энергия. – 2013. – Т. 115. – Вып. 5. – С. 250-255. eLIBRARY ID: 21003099, EDN: RRPWSZ.
8. Иванов В.С., Серебрянский Ф.З. Газомастное хозяйство генераторов с водородным охлаждением / Под ред. П.И. Устинова. Изд. 2-е, доп. и перераб. – М.: Энергия, 1970. – 320 с.
9. Воронин Л.М., Проценко А.Н., Столяревский А.Я. и др. Атомная наука и техника СССР / Под общ. ред. А.М. Петросьянца. – М.: Энергоатомиздат, 1987. – 312 с. (Гл. 1.9 Опыт эксплуатации Билибинской АТЭЦ, с 66-75) Электронный ресурс: http://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-nauka-i-tehnika-sssr_1987/go,66/ (дата доступа 20.03.2022).
10. Долгов В.В. Билибинская АЭС – тридцать лет работы в экстремальных условиях

крайнего северо-востока России // История атомной энергетики Советского Союза и России. – 2004. – Вып. 5. История малой атомной энергетики. Электронный ресурс. http://elib.biblioatom.ru/text/istoriya-atomnoy-energetiki_v5_2004/go,118/ (дата доступа 20.03.2022).

Поступила в редакцию 24.03.2022 г.

Авторы

Казанцев Анатолий Александрович, доцент, в.н.с., канд. техн. наук
E-mail: akazancev@ippe.ru

Супотницкая Ольга Владимировна, начальник лаборатории
E-mail: sov@ippe.ru

Иванова Евгения Александровна, инженер-исследователь 2-й категории
E-mail: eivanova@ippe.ru

Московченко Ирина Владимировна, начальник лаборатории
E-mail: idemeneva@ippe.ru

Мухамадеев Рубен Ильдарович, с.н.с., канд. техн. наук
E-mail: ben@ippe.ru

Тимофеев Владимир Федорович, ведущий инженер
E-mail: vtimofeev@ippe.ru

Астахова Наталья Эдуардовна, инженер-теплофизик 1-й категории
E-mail: astakhova@ippe.ru

UDC 621.039.534:541.15

RADIOLYSIS OF THE COOLANT IN THE EGP-6 REACTOR OF THE BILIBINO NPP

Kazantsev A.A., Supotnitskaya O.V., Ivanova E.A., Moskovchenko I.V., Mukhamadeev R.I., Timofeev V.F., Astakhova N.E.

IPPE JSC

1 Bondarenko Sq., 249033 Obninsk, Kaluga Reg., Russia

ABSTRACT

The paper presents the results of estimations for hydrogen generation as a result of radiolytic processes during coolant boiling in the fuel tubes of the Bilibino NPP EGP-6 reactor's fuel assemblies in conditions of the coolant natural circulation. The experimental justification for the hydrogen explosion safety was carried out earlier at the VK-50 research reactor both during normal operation and in accident conditions. According to the experimental data obtained at the operating VK-50 boiling water reactor, radiolytic processes for boiling water reactors have three qualitatively different modes. This study uses similarity theory to transfer the experimental radiolysis data from the VK-50 reactor facility to the operating conditions of the Bilibino NPP with the EGP-6 single-circuit reactor. It has been demonstrated that generation of hydrogen in the process of radiolysis is defined by the average value of the reactor outlet steam quality. Hydrogen explosion safety has been shown to be ensured for all operating modes of the EGP-6 reactor facility. With the condenser nominal pressure of below 16 kPa, the steam-gas mixture is absolutely explosion-proof and does not ignite even in the event an electric discharge. Therefore, the explosion safety of hydrogen in the condenser itself is defined not so much by the bulk concentration of hydrogen as by the absolute pressure in the condenser.

Key words: tank-type boiling water reactor, radiolysis products, similarity theory, VK-50, Bilibino NPP, EGP-6, hydrogen explosion safety.

REFERENCES

1. NP-040-02. *Rules for Ensuring Hydrogen Explosion Protection at a Nuclear Power Plant*. Moscow. Gosatomnadzor Rossii Publ., 2002, 10 p. Available at: <https://docs.cntd.ru/document/1200034921?ysclid=l5hteiyuyk105526523> (accessed Mar. 20, 2022) (in Russian).
2. Byakov V.M., Stepanov S.V., Magomedbekov E.P. *Beginning of Radiation Chemistry II. Radiolysis of Liquid Water: Textbook*. Moscow. Mendeleev RKhTU Publ., 2017, 128 p. ISBN: 978-5-7237-1566-0 (in Russian).
3. Gordeev A.V., Ershov B.G., Kabakchi S.A., Grishkin V.L., Bugaenko V.L. Calculation of the Accumulation of Molecular Products during the Radiolysis of Water in Vessels of Free Surface above Volume. *Atomnaya Energiya*. 1989, v. 67, iss. 6, pp. 393-396. Available at: http://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya_t67-6_1989/go,26/ (accessed Mar. 20, 2022); DOI: <https://doi.org/10.1007/BF01124962> (in Russian).
4. Zabelin A.I., Shmelev V.E. Radiolysis of the Coolant in the VK-50 Boiling Water Reactor. *Atomic Energy*. 1986, v. 60, iss. 4, pp. 290-294. DOI: <https://doi.org/10.1007/BF01123898>.
5. Kurskij A.S. Radiolysis of Coolant and Methods for Ensuring Explosion-Proof of the Vessel Boiling Reactor. *Vestnik NIYaU MEPHI*. 2014, v. 3, no. 1, pp. 85-90; DOI: <https://doi.org/10.1134/S2304487X14010131>. eLIBRARY ID: 21136676, EDN: RUNWST (in Russian).
6. Kurskij A.S. *Methods of Complex Solution of Radiation Safety Problems and Hydrogen Explosion Protection of Vessel Boiling Reactors with Natural Circulation of Coolant*. Diss. Dr. Sci. (Engineering). Moscow. NITs «Kurchatov Institute» Publ., 2014, 185 p. Available at: <https://www.dissercat.com/content/metody-kompleksnogo-resheniya-problem-radiatsionnoi-bezopasnosti-i-vodorodnoi-vzyvozashchit?ysclid=l5hsi6xqtm132417463> (accessed Mar. 20, 2022) (in Russian).
7. Kurskij A.S. Radiolysis of Coolant and Methods for Ensuring Explosion-Proof of the Vessel Boiling Reactor VK-50. *Atomnaya Energiya*. 2013, v. 115, iss. 5, pp. 250-255; DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-014-9787-2>. eLIBRARY ID: 21003099, EDN: RRPWSZ (in Russian).
8. Ivanov V.S., Serebryansky F.Z. *Gas-Oil System of Hydrogen-Cooled Generators*. Ed. P.I. Ustinov. Moscow. Energiya Publ., 1970, 320 p. (in Russian).
9. Voronin L.M., Protsenko A.N., Stolyarevsky A.Ya. et al. *Nuclear Science and Technology of the USSR*. Ed. A.M. Petrosyants. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1987, 312 p. (Chapter 1.9. Operation Experience of Bilibino ATETs, pp. 66-75). Available at: http://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-nauka-i-tehnika-sssr_1987/go,66/ (accessed Mar. 20, 2022) (in Russian).
10. Dolgov V.V. Bilibino NPP – Thirty Years of Operation in Extreme Conditions of the Extreme North-East of Russia. *Istoriya Atomnoy Energetiki Sovetskogo Souyuza i Rossii*. 2004, iss. 5. *Istoriya Maloy Atomnoy Energetiki*. Available at: http://elib.biblioatom.ru/text/istoriya-atomnoy-energetiki_v5_2004/go,118/ (accessed Mar. 20, 2022) (in Russian).

Authors

Kazantsev Anatoly Aleksandrovich, Associate Professor, Leading Researcher, Cand. Sci. (Engineering), E-mail: akazancev@ippe.ru

Supotnitskaya Ol'ga Vladimirovna, Head of Laboratory
E-mail: sov@ippe.ru

Ivanova Evgeniya Aleksandrovna, Engineer Researcher
E-mail: eivanova@ippe.ru

Moskovchenko Irina Vladimirovna, Head of Laboratory
E-mail: idemeneva@ippe.ru

Mukhamadeev Ruben Il'darovich, Senior Researcher, Cand. Sci. (Engineering)
E-mail: ben@ippe.ru

Timofeev Vladimir Fyodorovich, Leading Engineer
E-mail: vtimofeev@ippe.ru

Astakhova Nataliya Eduardovna, Thermophysics Engineer
E-mail: astakhova@ippe.ru