НАЦИОНАЛЬНАЯ АКАДЕМИЯ НАУК БЕЛАРУСИ ГОСУДАРСТВЕННОЕ НАУЧНОЕ УЧРЕЖДЕНИЕ «ОБЪЕДИНЕННЫЙ ИНСТИТУТ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ И ЯДЕРНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ – СОСНЫ»

МЕЖДУНАРОДНЫЙ СОЮЗ ВЕТЕРАНОВ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ И ПРОМЫШЛЕННОСТИ

VIII Международная конференция «Атомная энергетика, ядерные и радиационные технологии XXI века»

ДОКЛАДЫ

г. Минск 23 – 26 июня 2020 г.

> Минск Право и экономика 2020

VIII Международная конференция «Атомная энергетика, ядерные и радиационные технологии XXI века»: доклады, Минск, 23–26 июня 2020 г. / Государственное научное учреждение «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны» Национальной академии наук Беларуси. – Минск : Право и экономика, 2020. – 237 с. ISBN 978-985-552-190-8

Сборник содержит доклады, посвященые перспективам развития атомной энергетики, вопросам строительства и эксплуатации Белорусской АЭС, безопасности ядерных установок, хранения и захоронения радиоактивных отходов, поиску новых технологий, различным экологическим, радиологическим и технико-экономическим аспектам, а также проблемам мониторинга окружающей среды, повышения культуры безопасности, обеспечения национальной атомной энергетики кадровыми ресурсами.

Доклады представлены в авторском изложении с некоторыми корректорскими правками.

Редакционная коллегия: канд. физ.-мат. наук А.В. Кузьмин, докт. физ.-мат. наук В.И. Кувшинов, канд. техн. наук Т.Н. Корбут, докт. техн. наук А.Г. Трифонов, ученый секретарь А.В. Радкевич





© Государственное научное учреждение «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны» НАН Беларуси, 2020 ©Оформление ИООО «Право и экономика», 2020

Г.З. Серебряный, М.Л. Жемжуров

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси, Минск, Республика Беларусь E-mail:Silver@sosny.bas-net.by

РАДИОТОКСИЧНОСТЬ ОБЛУЧЕННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА РЕАКТОРА ВВЭР-1200 В ЗАВИСИМОСТИ ОТ ВЫГОРАНИЯ И ВРЕМЕНИ ВЫДЕРЖКИ

В мире существуют три концепции, касающиеся управления отработавшим топливом: (1) переработка материала на радиохимических заводах для повторного использования урана и плутония в топливном цикле; (2) непосредственное его захоронение; и (3) долгосрочное хранение с решением об окончательной утилизации, оставленным на более поздний срок.

Различные концепции, связанные с обращением с отработавшим ядерным топливом, зависят от стратегий, принятых каждой страной в отношении развития атомной энергетики, роли этой отрасли в будущем.

Утилизация растущих количеств высокорадиоактивных минорных актиноидов, которые являются нежелательными побочными продуктами в ядерном топливном цикле, является главной проблемой, которую необходимо решить, чтобы гарантировать будущее для атомной промышленности, энергоснабжения страны и возможностей ее базы природных ресурсов.

К минорным актиноидам относятся долгоживущие и относительно долгоживущие изотопы нептуния, америция и кюрия, нарабатываемые в ядерных реакторах.

Когда топливо извлекается из реактора, активность плутония и минорных актиноидов незначительна по сравнению с активностью продуктов деления. Актиноиды имеют гораздо более длительный период полураспада, чем большинство продуктов деления, что создает проблему для длительного хранения радиоактивных отходов. Тяжелые ядра испускают альфа-излучение, которое, будучи поглощенным в организм, более опасно, чем бета-излучение, испускаемое продуктами деления. Эта потенциальная радиотоксичность и является прямой опасностью. Примерно через 200 лет активность и потенциальная токсичность минорных актиноидов в радиоактивных отходах будут выше, чем у быстро распадающихся (для сравнения) продуктов деления. Вот почему очистка радиоактивных отходов включает обращение с плутонием и минорными актиноидами, чтобы оставить более чистую окружающую среду для будущих поколений. При переработке отработавшего топлива отделившийся плутоний можно сжигать в будущих быстрых реакторах. Минорные актиноиды эффективно нейтрализуются в течение тысячелетий при заключении в стекло или керамику перед тем, как хоронить их в геологических формациях.

Из этого следует важность оценки радиологических характеристик изотопов плутония и минорных актиноидов для реакторов нового поколения ВВЭР-1200.

Анализ радиологичных характеристик минорных актиноидов и изотопов плутония

Для анализа наработки и радиологичных характеристик минорных актиноидов и изотопов плутония в рамках данной работы были выбраны штатные тепловыделяющие сборки TBC-2M реактора BBЭP-1200.

На первом этапе с использованием программного комплекса MCU-PD [1] были выполнены расчеты активности (Бк/т U) изотопов плутония (²³⁸Pu, ²³⁹Pu, ²⁴⁰Pu, ²⁴¹Pu, ²⁴²Pu) и минорных актиноидов (²³⁷Np, ²³⁹Np, ²⁴¹Am, ²⁴²Am, ²⁴²Am Am, ²⁴³Am, ²⁴²Cm, ²⁴³Cm, ²⁴⁴Cm, ²⁴⁵Cm) для значений глубины выгорания отработавшего ядерного топлива (OЯT) от 50 до 75 ГВт·сут/т U на момент остановки реактора. Расчетные величины активности изотопов плутония и минорных актиноидов представлены в табл. 1.

	Выгорание ОЯТ, ГВт сут/т U							
Нуклид	50	55	60	65	70	75		
²³⁷ Np	1.93E+10	2.16E+10	2.38E+10	2.57E+10	2.75E+10	2.91E+10		
²³⁹ Np	8.49E+17	8.82E+17	9.12E+17	9.39E+17	9.70E+17	9.94E+17		
²³⁸ Pu	1.81E+14	2.27E+14	2.75E+14	3.26E+14	3.78E+14	4.30E+14		
²³⁹ Pu	1.55E+13	1.55E+13	1.55E+13	1.54E+13	1.53E+13	1.52E+13		
²⁴⁰ Pu	1.43E+13	1.49E+13	1.53E+13	1.57E+13	1.60E+13	1.62E+13		
²⁴¹ Pu	8.05E+15	8.49E+15	8.80E+15	9.00E+15	9.12E+15	9.18E+15		
²⁴² Pu	1.21E+11	1.47E+11	1.73E+11	1.98E+11	2.23E+11	2.46E+11		
²⁴¹ Am	8.49E+12	9.29E+12	9.86E+12	1.02E+13	1.03E+13	1.03E+13		
²⁴² Am	5.48E+15	6.26E+15	6.91E+15	7.44E+15	7.83E+15	8.10E+15		
^{242m} Am	4.07E+11	4.48E+11	4.75E+11	4.91E+11	4.96E+11	4.94E+11		
²⁴³ Am	1.50E+12	2.03E+12	2.65E+12	3.33E+12	4.08E+12	4.87E+12		
²⁴² Cm	3.15E+15	3.80E+15	4.41E+15	4.96E+15	5.43E+15	5.81E+15		
²⁴³ Cm	1.28E+12	1.71E+12	2.18E+12	2.66E+12	3.13E+12	3.56E+12		
²⁴⁴ Cm	1.79E+14	2.76E+14	4.04E+14	5.69E+14	7.73E+14	1.02E+15		
²⁴⁵ Cm	2.18E+10	3.60E+10	5.61E+10	8.31E+10	1.18E+11	1.61E+11		

Таблица 1. Активности (Бк/т U) изотопов плутония и минорных актиноидов в зависимости от выгорания для реактора ВВЭР-1200

Из данных, представленных в табл. 1, следует, что активности минорных актиноидов на два порядка превышают активности изотопов плутония. Так как все представленные нуклиды в основном являются альфа-излучателями, то уровни их проникающих излучений таковы, что они не создают существенных радиационных барьеров безопасности при обращении с минорными актиноидами и изотопами плутония.

С другой стороны, уровень токсичности изотопов плутония и минорных актиноидов связан, прежде всего, с внутренним облучением, создаваемым при ингаляции воздуха или при потреблении воды и пищи намного выше уровня внешнего облучения, определяемого гамма- и нейтронным излучением.

Таким образом, используя данные табл. 1, на втором этапе рассчитывается радиотоксичность изотопов плутония и минорных актиноидов для выгораний ОЯТ от 50 до 75 ГВт·сут/т U и времени выдержки от 0 до 100000 лет. Концепция радиотоксичности позволяет количественно оценить экологическую опасность при долговременном хранении ОЯТ.

Для оценки радиотоксичности ОЯТ используется поглощенная доза D(3в), равная D = d.A,

где d – дозовый коэффициент, Зв/Бк; А – активность радионуклидов, Бк.

Основным видом радиационного воздействия минорных актиноидов и изотопов плутония является ингаляционное воздействие [2], и поэтому в расчетах будут использоваться дозовые коэффициенты для ингаляционного поступления для населения согласно HPБ-2012 [3].

По рекомендациям НРБ-2012 были вычислены с использованием дозовых коэффициентов для минорных актиноидов и изотопов плутония пределы годового поступления (Бк/год) и допустимой среднегодово объемной активности в воздухе (Бк/м³). Результаты представлены в табл. 2.

Таблица 2. Периоды полураспада, дозовые коэффициенты, пределы годового поступления и допустимая среднегодовая объемная активность в воздухе для представленных радионуклидов

Радионуклид	Период полурас- пада, лет	Дозовый коэф- фициент, Зв/Бк	Предел годового поступления, Бк/год	Допустимая среднегодовая объемная актив- ность в воздухе, Бк/м ³
²³⁷ Np	2.140E+06	2.300E-05	4.348E+00	5.368E-04
²³⁸ Pu	8.770E+01	4.600E-05	2.174E+00	2.684E-04
²³⁹ Pu	2.410E+04	5.000E-05	2.000E+00	2.469E-04
²⁴⁰ Pu	6.540E+03	5.000E-05	2.000E+00	2.469E-04
²⁴¹ Pu	1.440E+01	9.000E-07	1.111E+02	1.372E-02
²⁴² Pu	3.760E+05	4.800E-05	2.083E+00	2.572E-04
²⁴¹ Am	4.320E+02	4.200E-05	2.381E+00	2.939E-04
²⁴² Am	16.0 ч	1.700E-08	5.882E+03	7.262E-01
^{242m} Am	1.520E+02	3.700E-05	2.703E+00	3.337E-04
²⁴³ Am	7.380E+03	4.100E-05	2.439E+00	3.011E-04
²⁴² Cm	163 сут	5.200E-06	1.923E+01	2.374E-03
²⁴³ Cm	2.850E+01	3.100E-05	3.226E+00	3.982E-04
²⁴⁴ Cm	1.810E+01	2.700E-05	3.704E+00	4.572E-04
²⁴⁵ Cm	8.500E+03	4.200E-05	2.381E+00	2.939E-04

Используя рассчитанные активности (табл. 1) и дозовые коэффициенты (табл. 2), была вычислена радиотоксичность одной тонны загружаемого топлива реактора BBЭP-1200 для выгораний ОЯТ от 50 до 75 ГВт·сут/т U в зависимости от времени выдержки. Результаты расчетов представлены в табл. 3–8.

Таблица 3. Радиотоксичность	(Зв) одной тонны загружаемого топлива реактора
ВВЭР-1200 для выгораний ОЯТ	50 ГВт·сут/т U в зависимости от времени выдержки

Цинания		Время выдержки, лет										
пуклид	0	10	50	100	500	1000	10000	100000				
²³⁷ Np	4.45E+05	4.59E+05	5.17E+05	6.07E+05	1.14E+06	1.46E+06	1.72E+06	1.68E+06				
²³⁹ Np	7.89E+08	1.39E+03	1.39E+03	1.38E+03	1.33E+03	1.27E+03	5.44E+02	1.15E-01				
²³⁸ Pu	8.34E+09	8.45E+09	6.17E+09	4.16E+09	1.79E+08	3.67E+06	1.84E-14	0.00E+00				
²³⁹ Pu	7.75E+08	7.86E+08	7.85E+08	7.84E+08	7.76E+08	7.66E+08	6.02E+08	4.62E+07				
²⁴⁰ Pu	7.17E+08	7.24E+08	7.34E+08	7.33E+08	7.03E+08	6.67E+08	2.58E+08	1.92E+04				
²⁴¹ Pu	7.25E+09	4.46E+09	6.41E+08	5.67E+07	1.89E+04	1.81E+04	8.70E+03	5.65E+00				
²⁴² Pu	5.82E+06	5.82E+06	5.82E+06	5.82E+06	5.81E+06	5.81E+06	5.71E+06	4.84E+06				
²⁴¹ Am	3.57E+08	4.61E+09	9.97E+09	1.01E+10	5.35E+09	2.40E+09	4.29E+05	2.78E+02				
²⁴² Am	1.44E+05	1.87E+06	4.04E+06	4.07E+06	2.16E+06	9.71E+05	1.74E+02	1.12E-01				
^{242m} Am	1.51E+07	1.43E+07	1.18E+07	9.22E+06	1.29E+06	1.10E+05	6.74E-15	0.00E+00				
²⁴³ Am	6.14E+07	6.14E+07	6.12E+07	6.09E+07	5.86E+07	5.59E+07	2.40E+07	5.07E+03				
²⁴² Cm	1.64E+10	1.67E+06	1.37E+06	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
²⁴³ Cm	3.96E+07	3.12E+07	1.20E+07	3.66E+06	2.67E+02	1.79E-03	0.00E+00	0.00E+00				
²⁴⁴ Cm	4.84E+09	3.31E+09	7.15E+08	1.05E+08	2.34E+01	1.13E-07	0.00E+00	0.00E+00				
²⁴⁵ Cm	9.16E+05	9.15E+05	9.12E+05	9.08E+05	8.79E+05	8.44E+05	4.05E+05	2.63E+02				

	·					-	-	
T Te mente m]	Время выд	ержки, лет			
пуклид	0	10	50	100	500	1000	10000	100000
²³⁷ Np	4.97E+05	5.12E+05	5.73E+05	6.68E+05	1.23E+06	1.57E+06	1.85E+06	1.80E+06
²³⁹ Np	8.20E+08	1.89E+03	1.88E+03	1.87E+03	1.80E+03	1.72E+03	7.38E+02	1.56E-01
²³⁸ Pu	1.04E+10	1.05E+10	7.68E+09	5.18E+09	2.22E+08	4.53E+06	2.02E-14	0.00E+00
²³⁹ Pu	7.77E+08	7.89E+08	7.88E+08	7.87E+08	7.79E+08	7.69E+08	6.08E+08	4.70E+07
²⁴⁰ Pu	7.45E+08	7.56E+08	7.73E+08	7.74E+08	7.42E+08	7.04E+08	2.72E+08	2.02E+04
²⁴¹ Pu	7.64E+09	4.70E+09	6.76E+08	5.98E+07	3.12E+04	3.00E+04	1.44E+04	9.33E+00
²⁴² Pu	7.04E+06	7.04E+06	7.04E+06	7.04E+06	7.04E+06	7.03E+06	6.92E+06	5.86E+06
²⁴¹ Am	3.90E+08	4.87E+09	1.05E+10	1.06E+10	5.64E+09	2.53E+09	7.08E+05	4.59E+02
²⁴² Am	1.58E+05	1.97E+06	4.26E+06	4.30E+06	2.28E+06	1.03E+06	2.87E+02	1.86E-01
^{242m} Am	1.66E+07	1.58E+07	1.30E+07	1.01E+07	1.42E+06	1.21E+05	0.00E+00	0.00E+00
²⁴³ Am	8.32E+07	8.33E+07	8.29E+07	8.25E+07	7.95E+07	7.58E+07	3.25E+07	6.87E+03
²⁴² Cm	1.97E+10	1.83E+06	1.50E+06	1.18E+06	1.65E+05	1.41E+04	0.00E+00	0.00E+00
²⁴³ Cm	5.31E+07	4.18E+07	1.61E+07	4.90E+06	3.57E+02	2.40E-03	0.00E+00	0.00E+00
²⁴⁴ Cm	7.44E+09	5.09E+09	1.10E+09	1.62E+08	3.61E+01	1.74E-07	0.00E+00	0.00E+00
²⁴⁵ Cm	1.51E+06	1.51E+06	1.51E+06	1.50E+06	1.45E+06	1.40E+06	6.70E+05	4.35E+02

Таблица 4. Радиотоксичность (Зв) одной тонны загружаемого топлива реактора ВВЭР-1200 для выгораний ОЯТ 55 ГВт·сут/т U в зависимости от времени выдержки

Таблица 5. Радиотоксичность (Зв) одной тонны загружаемого топлива реактора ВВЭР-1200 для выгораний ОЯТ 60 ГВт·сут/т U в зависимости от времени выдержки

Цуления		Время выдержки, лет							
пуклид	0	10	50	100	500	1000	10000	100000	
²³⁷ Np	5.47E+05	5.62E+05	6.25E+05	7.24E+05	1.30E+06	1.66E+06	1.95E+06	1.89E+06	
²³⁹ Np	8.48E+08	2.46E+03	2.45E+03	2.44E+03	2.35E+03	2.24E+03	9.62E+02	2.03E-01	
²³⁸ Pu	1.27E+10	1.27E+10	9.29E+09	6.26E+09	2.68E+08	5.43E+06	2.15E-14	0.00E+00	
²³⁹ Pu	7.75E+08	7.88E+08	7.87E+08	7.86E+08	7.78E+08	7.69E+08	6.12E+08	4.77E+07	
²⁴⁰ Pu	7.67E+08	7.84E+08	8.11E+08	8.13E+08	7.81E+08	7.41E+08	2.86E+08	2.13E+04	
²⁴¹ Pu	7.92E+09	4.87E+09	7.00E+08	6.20E+07	4.86E+04	4.67E+04	2.24E+04	1.45E+01	
²⁴² Pu	8.28E+06	8.28E+06	8.28E+06	8.28E+06	8.28E+06	8.27E+06	8.14E+06	6.89E+06	
²⁴¹ Am	4.14E+08	5.06E+09	1.09E+10	1.10E+10	5.85E+09	2.63E+09	1.10E+06	7.14E+02	
²⁴² Am	1.68E+05	2.05E+06	4.42E+06	4.46E+06	2.37E+06	1.06E+06	4.46E+02	2.89E-01	
^{242m} Am	1.76E+07	1.67E+07	1.38E+07	1.08E+07	1.51E+06	1.29E+05	7.86E-15	0.00E+00	
²⁴³ Am	1.08E+08	1.08E+08	1.08E+08	1.08E+08	1.04E+08	9.88E+07	4.24E+07	8.95E+03	
²⁴² Cm	2.29E+10	1.95E+06	1.60E+06	1.25E+06	1.75E+05	1.50E+04	9.12E-16	0.00E+00	
²⁴³ Cm	6.76E+07	5.33E+07	2.05E+07	6.24E+06	4.55E+02	3.06E-03	0.00E+00	0.00E+00	
²⁴⁴ Cm	1.09E+10	7.46E+09	1.61E+09	2.38E+08	5.29E+01	2.56E-07	0.00E+00	0.00E+00	
²⁴⁵ Cm	2.36E+06	2.36E+06	2.35E+06	2.34E+06	2.26E+06	2.17E+06	1.04E+06	6.77E+02	

Таблица 6. Радиотоксичность (Зв) одной тонны загружаемого топлива реактора ВВЭР-1200 для выгораний ОЯТ 65 ГВт·сут/т U в зависимости от времени выдержки

	0	10	50	100	500	1000	10000	100000
²³⁷ Np	5.92E+05	6.08E+05	6.73E+05	7.74E+05	1.37E+06	1.73E+06	2.03E+06	1.97E+06
²³⁹ Np	8.73E+08	3.10E+03	3.09E+03	3.07E+03	2.96E+03	2.82E+03	1.21E+03	2.56E-01
²³⁸ Pu	1.50E+10	1.50E+10	1.10E+10	7.39E+09	3.16E+08	6.36E+06	2.22E-14	0.00E+00
²³⁹ Pu	7.71E+08	7.84E+08	7.83E+08	7.82E+08	7.75E+08	7.67E+08	6.15E+08	4.84E+07
²⁴⁰ Pu	7.85E+08	8.09E+08	8.48E+08	8.53E+08	8.20E+08	7.77E+08	3.00E+08	2.23E+04
²⁴¹ Pu	8.10E+09	4.99E+09	7.17E+08	6.34E+07	7.19E+04	6.90E+04	3.31E+04	2.15E+01

						П	родолжение	таблицы 6
²⁴² Pu	9.51E+06	9.51E+06	9.51E+06	9.51E+06	9.50E+06	9.49E+06	9.35E+06	7.92E+06
²⁴¹ Am	4.28E+08	5.18E+09	1.12E+10	1.13E+10	5.99E+09	2.69E+09	1.63E+06	1.06E+03
²⁴² Am	1.73E+05	2.10E+06	4.52E+06	4.56E+06	2.42E+06	1.09E+06	6.60E+02	4.28E-01
^{242m} Am	1.82E+07	1.73E+07	1.42E+07	1.11E+07	1.56E+06	1.33E+05	8.12E-15	0.00E+00
²⁴³ Am	1.37E+08	1.37E+08	1.36E+08	1.35E+08	1.30E+08	1.24E+08	5.34E+07	1.13E+04
²⁴² Cm	2.58E+10	2.01E+06	1.65E+06	1.29E+06	1.81E+05	1.55E+04	9.43E-16	0.00E+00
²⁴³ Cm	8.25E+07	6.50E+07	2.51E+07	7.62E+06	5.55E+02	3.73E-03	0.00E+00	0.00E+00
²⁴⁴ Cm	1.54E+10	1.05E+10	2.27E+09	3.34E+08	7.44E+01	3.60E-07	0.00E+00	0.00E+00
245Cm	3.49E+06	3.49E+06	3.48E+06	3.46E+06	3.35E+06	3.22E+06	1.54E+06	1.00E+03

Таблица 7. Радиотоксичность (Зв) одной тонны загружаемого топлива реактора ВВЭР-1200 для выгораний ОЯТ 70 ГВт·сут/т U в зависимости от времени выдержки

I I				Время выд	ержки, лет			
нуклид	0	10	50	100	500	1000	10000	100000
²³⁷ Np	6.34E+05	6.50E+05	7.16E+05	8.18E+05	1.42E+06	1.79E+06	2.09E+06	2.03E+06
²³⁹ Np	9.02E+08	3.79E+03	3.78E+03	3.76E+03	3.62E+03	3.45E+03	1.48E+03	3.13E-01
²³⁸ Pu	1.74E+10	1.74E+10	1.27E+10	8.53E+09	3.64E+08	7.29E+06	2.24E-14	0.00E+00
²³⁹ Pu	7.66E+08	7.79E+08	7.78E+08	7.78E+08	7.71E+08	7.63E+08	6.17E+08	4.90E+07
²⁴⁰ Pu	8.00E+08	8.33E+08	8.86E+08	8.95E+08	8.60E+08	8.16E+08	3.15E+08	2.35E+04
²⁴¹ Pu	8.20E+09	5.05E+09	7.26E+08	6.43E+07	1.02E+05	9.79E+04	4.70E+04	3.05E+01
²⁴² Pu	1.07E+07	1.07E+07	1.07E+07	1.07E+07	1.07E+07	1.07E+07	1.05E+07	8.91E+06
²⁴¹ Am	4.34E+08	5.25E+09	1.13E+10	1.14E+10	6.07E+09	2.73E+09	2.31E+06	1.50E+03
²⁴² Am	1.76E+05	2.12E+06	4.58E+06	4.62E+06	2.46E+06	1.10E+06	9.36E+02	6.07E-01
^{242m} Am	1.84E+07	1.75E+07	1.44E+07	1.12E+07	1.57E+06	1.35E+05	8.21E-15	0.00E+00
²⁴³ Am	1.67E+08	1.67E+08	1.66E+08	1.66E+08	1.60E+08	1.52E+08	6.53E+07	1.38E+04
²⁴² Cm	2.82E+10	2.03E+06	1.67E+06	1.30E+06	1.82E+05	1.56E+04	9.53E-16	0.00E+00
²⁴³ Cm	9.70E+07	7.64E+07	2.95E+07	8.95E+06	6.52E+02	4.38E-03	0.00E+00	0.00E+00
²⁴⁴ Cm	2.09E+10	1.42E+10	3.08E+09	4.54E+08	1.01E+02	4.88E-07	0.00E+00	0.00E+00
²⁴⁵ Cm	4.95E+06	4.95E+06	4.93E+06	4.91E+06	4.75E+06	4.56E+06	2.19E+06	1.42E+03

Таблица 8. Радиотоксичность (Зв) одной тонны загружаемого топлива реактора ВВЭР-1200 для выгораний ОЯТ 75 ГВт·сут/т U в зависимости от времени выдержки

II		Время выдержки, лет							
пуклид	0	10	50	100	500	1000	10000	100000	
²³⁷ Np	6.70E+05	6.86E+05	7.53E+05	8.56E+05	1.46E+06	1.83E+06	2.14E+06	2.08E+06	
²³⁹ Np	9.24E+08	4.53E+03	4.51E+03	4.49E+03	4.32E+03	4.13E+03	1.77E+03	3.74E-01	
²³⁸ Pu	1.98E+10	1.96E+10	1.43E+10	9.66E+09	4.12E+08	8.21E+06	2.23E-14	0.00E+00	
²³⁹ Pu	7.60E+08	7.73E+08	7.73E+08	7.72E+08	7.66E+08	7.58E+08	6.19E+08	4.97E+07	
²⁴⁰ Pu	8.11E+08	8.55E+08	9.26E+08	9.39E+08	9.03E+08	8.57E+08	3.31E+08	2.46E+04	
²⁴¹ Pu	8.26E+09	5.08E+09	7.30E+08	6.47E+07	1.39E+05	1.34E+05	6.42E+04	4.17E+01	
²⁴² Pu	1.18E+07	1.18E+07	1.18E+07	1.18E+07	1.18E+07	1.18E+07	1.16E+07	9.86E+06	
²⁴¹ Am	4.34E+08	5.28E+09	1.14E+10	1.15E+10	6.11E+09	2.74E+09	3.16E+06	2.05E+03	
²⁴² Am	1.76E+05	2.14E+06	4.61E+06	4.65E+06	2.47E+06	1.11E+06	1.28E+03	8.29E-01	
^{242m} Am	1.83E+07	1.74E+07	1.43E+07	1.12E+07	1.56E+06	1.34E+05	8.17E-15	0.00E+00	
²⁴³ Am	2.00E+08	2.00E+08	1.99E+08	1.98E+08	1.91E+08	1.82E+08	7.80E+07	1.65E+04	
²⁴² Cm	3.02E+10	2.02E+06	1.66E+06	1.30E+06	1.82E+05	1.55E+04	9.48E-16	0.00E+00	
²⁴³ Cm	1.10E+08	8.70E+07	3.35E+07	1.02E+07	7.42E+02	4.99E-03	0.00E+00	0.00E+00	
²⁴⁴ Cm	2.75E+10	1.88E+10	4.06E+09	5.98E+08	1.33E+02	6.43E-07	0.00E+00	0.00E+00	
²⁴⁵ Cm	6.76E+06	6.76E+06	6.73E+06	6.71E+06	6.49E+06	6.23E+06	2.99E+06	1.94E+03	

Как следует из результатов табл. 3–8, радиотоксичность одной тонны ОЯТ реактора ВВЭР-1200 для выгораний от 50 до 75 ГВт сут/т U определяется следующими нуклидами. При времени хранения 10 лет – 238 Pu, 244 Cm, 241 Am и 241 Pu, при хранении 100 лет – 241 Am и 238 Pu, при хранении 100 лет – 241 Am и 239 Pu и 240 Pu, при хранении 10000 лет – 239 Pu, 242 Am и при хранении 10000 лет – 239 Pu, 242 Pu и 237 Np.

Одной из важнейшей характеристик экологической опасности ОЯТ является его общая радиотоксичность. Общая радиотоксичность одной тонны ОЯТ реактора ВВЭР-1200 для выгораний от 50 до 75 ГВт сут/т U и времени выдержки от 0 до 100000 лет представлена в табл. 9.

Время		Выгорание ОЯТ, ГВт·сут/т U						
выдержки, лет	50	55	60	65	70	75		
0	3.95E+10	4.81E+10	5.74E+10	6.74E+10	7.79E+10	8.90E+10		
10	2.25E+10	2.69E+10	3.19E+10	3.75E+10	4.38E+10	5.07E+10		
50	1.91E+10	2.17E+10	2.43E+10	2.69E+10	2.97E+10	3.25E+10		
100	1.60E+10	1.77E+10	1.93E+10	2.09E+10	2.23E+10	2.38E+10		
500	7.07E+09	7.48E+09	7.80E+09	8.05E+09	8.25E+09	8.40E+09		
1000	3.90E+09	4.10E+09	4.26E+09	4.38E+09	4.48E+09	4.57E+09		
10000	8.92E+08	9.23E+08	9.53E+08	9.83E+08	1.01E+09	1.05E+09		
100000	5.27E+07	5.47E+07	5.66E+07	5.83E+07	6.00E+07	6.17E+07		

Таблица 9. Общая радиотоксичность (Зв) одной тонны ОЯТ реактора ВВЭР-1200 для выгораний от 50 до 75 ГВт·сут/т U и времени выдержки от 0 до 100000 лет

На основании анализа результатов общей радиотоксичности (Зв) одной тонны ОЯТ реактора ВВЭР-1200 для выгораний от 50 до 75 ГВт сут/т U и времени выдержки от 10 до 100000 лет получена аппроксимационная зависимость следующего вида:

$$Ln(Z) = (a+bx+cx2+dy+ey2+fy3)/(1+gx+hy+iy2+jy3),$$
(1)

где Z – общая радиотоксичность, Зв; х – выгорание, ГВт·сут/т U; у – время хранения, лет; а.. j – коэффициенты аппроксимационной зависимости.

а	2.251982E+01
b	-1.312812E-01
с	-1.6262E-04
d	1.574884E-02
e	-2.1555E-06
f	1.98884E-11
g	- 6.96315E-03
h	7.68228E-04
i	-1.0388E-07
j	9.5709E-13

В табл. 10 представлены отклонения в % расчетных данных по зависимости (1) от данных табл. 9.

Puropaulia	Prova		Ruponauuo	Prova	
Быгоранис,	время		Быгорание,	время	
	выдержки, лет	70		выдержки, лет	70
50	100000	-0.03	65	100000	0.02
50	10000	-0.05	65	10000	0.03
50	1000	-0.25	65	1000	0.04
50	500	0.09	65	500	0.09
50	100	-0.04	65	100	-0.31
50	50	0.02	65	50	-0.13
50	10	0.08	65	10	0.43
55	100000	0.01	70	100000	0.00
55	10000	0.01	70	10000	0.01
55	1000	-0.13	70	1000	0.12
55	500	0.13	70	500	0.06
55	100	-0.08	70	100	-0.47
55	50	0.02	70	50	-0.27
55	10	0.25	70	10	0.45
60	100000	0.03	75	100000	-0.03
60	10000	0.04	75	10000	-0.04
60	1000	-0.04	75	1000	0.21
60	500	0.12	75	500	0.04
60	100	-0.17	75	100	-0.66
60	50	-0.03	75	50	-0.43
60	10	0.36	75	10	0.41

Таблица 10. Отклонения в % расчетных данных по зависимости (1) от данных таблицы 9

Как следует из табл. 10, вычисленные по зависимости (1) значения радиотоксичности очень хорошо согласуются с табличными значениями.

С другой стороны, в зависимости от принятой стратегии ядерного топливного цикла необходимо знать, какую долю радиотоксичности ОЯТ определяют изотопы плутония и отдельно минорные актиноиды.

Эти данные представлены в табл. 11.

Таблица 11. Процентное соотношение от общей радиотоксичности изотопов плутония и минорных актиноидов

Выгора-				Время выд	цержки, ле	Г				
ние, ГВт·сут/т U	0	10	50	100	500	1000	10000	100000		
Изотопы плутония, %										
50	43.2	64.3	43.6	35.9	23.5	37.0	97.0	96.8		
55	40.7	62.4	45.8	38.5	23.4	36.2	96.1	96.7		
60	38.5	60.2	47.8	41.1	23.5	35.8	95.1	96.6		
65	36.6	57.6	49.4	43.6	23.9	35.6	94.0	96.6		
70	34.9	54.9	50.7	46.0	24.3	35.6	92.9	96.6		
75	33.3	52.0	51.6	48.2	24.9	35.8	91.8	96.6		
Минорные актиноиды, %										
50	56.8	35.7	56.4	64.1	76.5	63.0	3.0	3.2		
55	59.3	37.6	54.2	61.5	76.6	63.8	3.9	3.3		

	Продолжение таблицы11										
60	61.5	39.8	52.2	58.9	76.5	64.2	4.9	3.4			
65	63.4	42.4	50.6	56.4	76.1	64.4	6.0	3.4			
70	65.1	45.1	49.3	54.0	75.7	64.4	7.1	3.4			
75	66.7	48.0	48.4	51.8	75.1	64.2	8.2	3.4			

Для реактора ВВЭР-1200 ОЯТ извлекается из бассейна выдержки через 10 лет. К этому времени, как следует из табл. 11, доля радиотоксичности изотопов плутония намного превышает долю от минорных актиноидов. В период выдержки от 10 до 500 лет доля радиотоксичности изотопов плутония уменьшается до минимальных значений порядка 24 %. Доля от минорных актиноидов за то же время увеличивается до максимальных значний порядка 76 %. При времени выдержки от 500 до 100000 лет доля радиотоксичности изотопов плутония увеличивается до значений порядка 97 %. Доля от минорных актиноидов за то же время уменьшается до значений порядка 3 %.

Выводы

Представлены данные по радиотоксичности одной тонны ОЯТ реактора ВВЭР-1200 в диапазоне выгораний от 50 до 75 ГВт сут/т U и для времени выдержки от 0 до 100000 лет.

На основании этих данных предложена аппроксимационная зависимость, позволяющая определять радиотоксичность ОЯТ в диапазоне выгораний от 50 до 75 ГВт·сут/т U и для времени выдержки от 10 до 100000 лет. Эти данные могут быть использованы, если используется открытый ядерный топливный цикл и когда ОЯТ должно быть помещено в хранилище без разделения, потому что фракция плутония является основным источником радиотоксичности на очень длительный срок хранения.

Отдельно представлены данные для процентных соотношений от общей радиотоксичности изотопов плутония и минорных актиноидов. Эти данные могут быть использованы, если используется закрытый ядерный топливный цикл с повторным использованием плутония в качестве ядерного топлива и с применением методов радиохимической обработки, когда минорные актиноиды следует хранить отдельно.

Приведенные данные по радиотоксичности изотопов плутония и минорных актиноидов могут быть полезны, чтобы разрабатывать оптимальные стратегии снижения радиотоксичности, используя методологию трансмутации.

Список использованных источников

- 1. Разработка программы MCU-PD для расчета нейтронно-физических характеристик активных зон реактора BBЭP-1200 АЭС-2006, реализующей для решения уравнения переноса нейтронов метод Монте-Карло на основе информации, хранящейся в файлах оцененных ядерных данных: отчет / PHЦ МКурчатовский институт». М., 2009. Инв. № 36-03/18-08.
- Bergelson1 B. R., Gerasimov A. S. and Tikhomirov G. V. Radiotoxicity and decay heat power of spent nuclear fuel of VVER type reactors at Long-term storage//Radiation Protection Dosimetry. -2005. – Vol. 115, No. 1–4.– P. 445–447.
- 3. НРБ-2012. Санитарные нормы и правила «Требования к радиационной безопасности». Постановление Министерства здравоохранения Республики Беларусь от 28.12.2012 № 213.

М.Л. Жемжуров, Г.М. Жмура, Г.З. Серебряный, И.Е. Рубин, Н.М. Днепровская, Н.А. Тетерева, И.В. Руденков, Л.Ф. Бабичев, К.А. Грибанова, В.Г. Ковалевич

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси, Минск, Республика Беларусь E-mail:Silver@sosny.bas-net.by

ОЦЕНКА ОБЪЕМОВ ПОДЛЕЖАЩИХ ГЛУБИННОМУ ЗАХОРОНЕНИЮ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ, ОБРАЗУЮЩИХСЯ В РЕЗУЛЬТАТЕ АКТИВАЦИИ КОНСТРУКЦИОННЫХ И ЗАЩИТНЫХ МАТЕРИАЛОВ РЕАКТОРА ВВЭР-1200 БЕЛОРУССКОЙ АЭС

Радиационная опасность при выводе из эксплуатации ядерных установок, в которых генерируются интенсивные потоки нейтронного излучения за счет протекающей в них цепной реакции деления, определяется наведенной радиоактивностью за счет активации части оборудования, систем, конструкционных и защитных материалов, а также, отчасти, загрязнения их радионуклидами в процессе эксплуатации. Данные факторы в значительной степени определяют объемы радиоактивных отходов (РАО) на стадии вывода из эксплуатации.

Одной из основных проблем при выводе из эксплуатации блока АЭС является проблема переработки и удаления для последующего хранения или захоронения радиоактивных отходов, которые будут образовываться при демонтаже реактора и радиоактивных конструкций блока. В настоящее время в Беларуси отсутствуют хранилища и могильники РАО, требуемые при выводе из эксплуатации блока атомной электростанции.

Проработка вопроса о сооружении пункта захоронения высокоактивных РАО (ВАО), образуемых в результате эксплуатации Белорусской АЭС, в глубокой геологической формации является основной задачей Стратегии обращения с радиоактивными отходами Белорусской атомной электростанции, утвержденной постановлением Совета Министров Республики Беларусь от 02.06.2015 № 460. При этом необходимо учитывать, что долгоживущие средне-активные отходы (ДСАО) также включены во 2-й класс РАО и для них требуется создание пункта захоронения радиоактивных отходов (ПЗРО) глубокого заложения.

Категоризация среднеактивных, высокоактивных твердых РАО по удельной активности радионуклидов производится в соответствии с таблицей 1 Приложения 2 СПОРО-2015 [1]. Классификация РАО при захоронении производится в соответствии с Приложением «Классификация радиоактивных отходов для обеспечения долгосрочной безопасности при захоронении» к нормам и правилам по обеспечению ядерной и радиационной безопасности «Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения» [2].

В связи с этим как научный, так и практический интерес представляет изучение пространственного распределения продуктов активации материалов, оборудования и конструкций (выгородка, шахта реактора, внутрикорпусная наплавка, корпус реактора, блок защитных труб (БЗТ), пространство под активной зоной, опорная ферма, теплоизоляция, сухая защита, биологическая защита, строительный бетон, поглощающие элементы (ПЭЛ) с карбидом бора (B₄C) и титанатом диспрозия (Dy₂TiO₅) при облучении их нейтронами, генерируемыми в активной зоне реактора.

Оценка объемов ВАО и ДСАО активационного происхождения за 60 лет эксплуатации реактора ВВЭР-1200 выполнена на основании расчетных исследований наведенной активности конструкционных и защитных материалов с использованием реакторных и Монте-Карло программных кодов – SERPENT2 (трехмерный Монте-Карло код расчета реакторов, VTT Technical Research Centre of Finland, лицензия № L1K002/JIPNRMINSK) и TBC-M (аттестационный паспорт от 21.02.2002 №135), DYN3D (лицензионное соглашение № 0012011 между Helmholtz-

Zentrum Dresden-Rossendorf и научным учреждением «ОИЭЯИ – Сосны) и МСU-PD.

Ввиду сложной геометрии реакторного блока Белорусской АЭС, на первом этапе расчеты наведенной активности проводились с использованием упрощенной 3D геометрии реактора.

Данные по составам материалов в основном взяты из проектных документов блока № 1 Белорусской АЭС, а также из ссылочных и поддерживающих документов. Перечень наиболее облучаемых областей конструкционных материалов, участвующих в расчетах, приведен в табл. 1.

Сравнение результатов расчета активностей наработанных изотопов, полученных по коду SERPENT и MCU-PD, показало незначительное расхождение результатов расчетов, которое вызвано в первую очередь отличием в заданных объемах для моделирования, проблемами с достоверной оценкой нейтронного потока за корпусом реактора, а также в используемой методологии для оценки наработанных изотопов.

Оценки удельных активностей, объемов и масс ВАО и ДСАО в материалах конструкций реактора ВВЭР-1200 Белорусской АЭС представлены в табл. 2–9. В таблицах представлены общие удельные активности, общие и удельные активности без учета трития, общие и удельные активности ДСАО, массы и объемы активированных материалов. Вклады каждого радионуклида представлены по участкам.

Как видно из табл. 2, стальные конструкции выгородки, шахты и наплавки (участки 3, 15, 16) объемом 10 м³ и массой 85,5 т являются ВАО. Рассматриваемая часть корпуса реактора (144 т, объемом 18,2 м³) и теплоизоляция (10,4 т, объемом 9,55 м³) будут относиться к ДСАО.

Как видно из табл. 3, стальные конструкции участка 9 БЗТ относятся к ВАО, участка 10 к ДСАО и в целом металлоконструкции участков 9–14 БЗТ будут относиться к ДСАО. Общая масса металлоконструкций участков 9–14 БЗТ составит 22,2 т с объемом 2,81 м³.

Металлоконструкции пространства под активной зоной (участки 4–6) относятся к ВАО, участки 7–8 относятся к ДСАО. В целом металлоконструкции пространства под активной зоной (участки 4–8) будут относиться к ДСАО. Общая масса металлоконструкций участков 4–8 пространства под активной зоной составит 7,6 т с объемом 0,96 м³.

Из табл. 5 и табл. 6 видно, что материалы сухой защиты (участки 20–22), строительного бетона (участки 23–24), опорной фермы (участки 25–27) и биологической защиты (участок 28) по удельной активности радионуклидов ни к ВАО, ни к ДСАО относиться не будут.

Из табл. 7 следует, что материалы ПЭЛ (Dy₂TiO₅) со сроком службы 10 лет (участки 1, 2) над активной зоной на момент останова реактора (T=60 лет) будут относиться к ВАО, участок 9 к ДСАО и в среднем по участкам 1, 2 и 9 материалы ПЭЛ (Dy₂TiO₅) одной загрузки (10 лет) и всех загрузок за 60 лет будут относиться к ВАО. Общая масса этих материалов на момент останова реактора составит 2,12 т с объемом 0,38 м³.

Отметим, что в табл. 7 приведены активности и удельные активности без учета распада радионуклидов в отработавших ПЭЛ (Dy_2TiO_5) на момент останова реактора. Оценки учета распада радионуклидов в ПЭЛ (Dy_2TiO_5) на момент останова реактора дают незначительное снижение активности и удельной активности (около 4 %) от приведенной в табл. 7.

Из табл. 8 следует, что в целом материалы ПЭЛ (В4С) со сроком службы 10 лет (участки 10–14) над активной зоной на момент останова реактора (Т=60 лет) не будут относиться ни к ВАО, ни к ДСАО. Только участок 10 ПЭЛ (В4С) со сроком службы 10 лет относиться к ДСАО.

Из табл. 9 следует, что материалы ПЭЛ (Dy₂TiO₅) со сроком службы 3 года (участки 29–30) будут относиться к ВАО. Общая масса этих материалов на момент останова реактора составит 0,242 т с объемом 4,29×10⁻² м³.

Таблица 1. Характеристики конструкционных материалов ВВЭР-1200, принятые на данном этапе с учетом разбиения на участки

Элемент ко	онстр	рукции <i>ј</i>	Номер <i>участ-</i> ка	Материал	Плотность , т/м ³	Активиру- емая масса, т	Объём , м ³
Выгородка			3	08X18H10T-Y	7,9	41,5	5,26
Шахта			15	08X18H10T-Y	7.9	37.8	4.79
Плита ниж ПЭЛ	Плита нижняя БЗТ без ПЭЛ ПЭЛ в плите нижней 34,7 см		0	08Х18Н10Т-У	7,9	14,6	1,84
ПЭЛ в пл 34,7 см			9	42XHM + Dy ₂ TiO ₅	5,65	0,23	0,04
БЗТ без пли слой 20 см)	ит и	ПЭЛ (на	10-14	08X18H10T-У	7,9	1,51	0,19
ПЭЛ (В4С, см высоты)	на	слой 20	10-14	$42XHM + B_4C$	3,25	0,081	0,025
ПЭЛ (Dy2T) ПЭЛ (Dy2T)	iO5) iO5)	13,7 см 5 см	1 2	42XHM + Dy ₂ TiO ₅	5,65	0,09 0,034	0,016 0,006
Поглотитель ПЭЛ Dy2TiO5		29	29 Dy2TiO5 4,9		0,0079	0,0016	
Оболочка ПЭЛ		30	42XHM	7,9	0,0042	0,0005	
Простр. п зоной (20 ст	Простр. под активн. зоной (20 см)		4-8	08Х18Н10Т-У	7,9	1,52	0,19
Внутрикорг наплавка	тусн	ая	16	08X18H10T + Nb	7,9	6,24	0,79
Корпус (без	з наг	ілавки)	17	15XHMΦA	7,9	143,7	18,19
Теплоизоля	[-	Основ.	18	09F2C+08X18H10	1 000	9,60	8,82
ция	ľ	Bepx.	19	Т	1,089	1.44	1.32
Currag	C o	лева сн.	20	08X18H10T-Y +		43,4	17,7
защита	В	слева ерх.	21	серпентинитовый бетон	2,45	6,5	2,66
	C	права	22			74,2	30,3
	Вни	азу	25	Contraction		28,8	10,4
Опорная	Све	рху спр.	26	Серпентинитовыи	2.70	28,8	10,4
ферма	Све сле	ерху ва	27	08X18H10T-V	2,10	20,6	7,4
Биологичес	кая	защита	28	Серпентенитовый бетон + бор	2,78	19,6	7,05
Строитель-		Слева	23			41,4	18,8
ный бетон СЗ	за	Справа	24	Бетон	2,2	43,8	19,9

			Мате	риалы и уча	стки				
Нуклиды	Выгородка	Шахта	Наплавка	Корпус	Т	Теплоизоляция			
	3	15	16	17	18	19	Сумма		
¹⁴ C	7,43E+08	7,68E+07	1,98E+09	9,84E+05	1,99E+08	3,24E+07	2,32E+08		
⁵⁴ Mn	1,99E+16	1,87E+15	1,87E+12	2,36E+13	3,31E+11	4,73E+10	3,79E+11		
⁵⁵ Fe	1,81E+17	1,86E+16	6,65E+13	1,72E+14	6,84E+12	1,13E+12	7 ,96E+1 2		
⁶⁰ Co	2,82E+16	3,30E+15	1,44E+13	2,09E+13	7,61E+11	1,23E+11	8,83E+11		
⁵⁹ Ni	1,94E+14	3,07E+13	1,36E+11	2,57E+10	2,07E+09	3,43E+08	2,42E+09		
⁶³ Ni	3,13E+16	3,14E+15	1,35E+13	2,67E+12	2,00E+11	3,31E+10	2,33E+11		
^{93m} Nb	0,00E+00	0,00E+00	5,01E+12	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00		
⁹⁴ Nb	7,82E+08	7,36E+07	2,00E+10	1,34E+06	2,00E+03	2,85E+02	2,29E+03		
А∑, Бк	2,60E+17	2,69E+16	1,01E+14	2,20E+14	8,13E+12	1,33E+12	9,46E+12		
Масса, г	4,15E+07	3,78E+07	6,24E+06	1,44E+08	9,60E+06	1,44E+06	1,04E+07		
A_{Σ} , Бк/г	6,27E+09	7,12E+08	1,62E+07	1,53E+06	8,47E+05	9,24E+05	9,10E+05		
Адсао, Бк				2,70E+12	2,02E+11	3,35E+10	2,36E+11		
Адсао [,] Бк/г				1,88E+04	2,11E+04	2,32E+04	2,27E+04		
р, г/м3	7,90E+06	7,90E+06	7,90E+06	7,90E+06	1,09E+06	1,09E+06	1,09E+06		
V, м3	5,25E+00	4,78E+00	7,90E-01	1,82E+01	8,82E+00	1,32E+00	9,55E+00		

Таблица 2. Активности и удельные активности, массы и объемы активированных материалов в выгородке, шахте, наплавке, корпусе и теплоизоляции на момент останова реактора (T=60 лет)¹

¹В табл. 2–4, 7–9 жирным шрифтом выделены материалы и участки, удельные активности, объемы и массы, относящиеся к ВАО и ДСАО.

Таблица 3. Активности и удельные активности, массы и объемы активированных материалов в плите нижней БЗТ и БЗТ на момент останова реактора (T=60 лет)

	Материали	ы и участки							
Нуклиды	Плита ниж. Б3Т	БЗТ без пл	БЗТ без плит						
	9	10	11	12	13	14			
¹⁴ C	5,48E+05	2,83E+03	1,50E+02	2,15E+01	4,65E+00	1,37E+00	5,51E+05		
⁵⁴ Mn	1,81E+13	2,43E+10	2,53E+09	3,65E+08	9,53E+07	1,65E+07	1,81E+13		
⁵⁵ Fe	1,35E+14	6,96E+11	3,69E+10	5,30E+09	1,14E+09	3,39E+08	1,36E+14		
⁶⁰ Co	2,04E+13	7,94E+10	4,24E+09	5,89E+08	1,30E+08	3,69E+07	2,05E+13		
⁵⁹ Ni	2,38E+11	1,25E+09	6,61E+07	9,50E+06	2,05E+06	6,07E+05	2,39E+11		
⁶³ Ni	2,33E+13	1,24E+11	6,56E+09	9,45E+08	2,04E+08	6,04E+07	2,34E+13		
⁹⁴ Nb	7,03E+05	9,42E+02	9,82E+01	1,42E+01	3,69E+00	6,39E-01	7,04E+05		
А∑, Бк	1,97E+14	9,25E+11	5,03E+10	7,21E+09	1,57E+09	4,53E+08	1,98E+14		
Масса, г	1,46E+07	1,51E+06	1,51E+06	1,51E+06	1,51E+06	1,51E+06	2,22E+07		
А∑, Бк/г	1,35E+07	6,13E+05	3,33E+04	4,77E+03	1,04E+03	3,00E+02	8,92E+06		
Адсао, Бк	2,35E+13	1,25E+11	6,63E+09	9,55E+08	2,06E+08	6,10E+07	2,36E+13		
Адсао, Бк/г	1,61E+06	8,29E+04	4,39E+03	6,32E+02	1,36E+02	4,04E+01	1,06E+06		
р, г/м3	7,90E+06	7,90E+06	7,90E+06	7,90E+06	7,90E+06	7,90E+06	7,90E+06		
V, м3	1,85E+00	1,91E-01	1,91E-01	1,91E-01	1,91E-01	1,91E-01	2,81E+00		

Таблица 4. Активности и удельные активности, массы и объемы активированных материалов в пространстве под активной зоной на момент останова реактора (T=60 лет)

	Материалы	и и участки				
Нуклиды	Пространс	тво под акт	ивной зоной			
	4	5	6	7	8	Сумма
¹⁴ C	1,22E+07	7,59E+05	6,69E+04	7,80E+03	9,90E+02	1,31E+07
⁵⁴ Mn	4,87E+13	4,12E+12	4,68E+11	6,09E+10	8,28E+09	5,33E+13
⁵⁵ Fe	3,02E+15	1,87E+14	1,65E+13	1,92E+12	2,45E+11	3,22E+15
⁶⁰ Co	3,13E+14	1,93E+13	1,71E+12	1,99E+11	2,53E+10	3,35E+14
⁵⁹ Ni	4,52E+12	3,32E+11	2,96E+10	3,45E+09	4,38E+08	4,89E+12
⁶³ Ni	5,41E+14	3,36E+13	2,96E+12	3,44E+11	4,37E+10	5,78E+14
⁹⁴ Nb	1,88E+06	1,59E+05	1,81E+04	2,35E+03	3,20E+02	2,06E+06
А _∑ , Бк	3,92E+15	2,44E+14	2,17E+13	2,53E+12	3,22E+11	4,19E+15
Масса, г	1,52E+06	1,52E+06	1,52E+06	1,52E+06	1,52E+06	7,60E+06
А∑, Бк/г	2,58E+09	1,61E+08	1,43E+07	1,66E+06	2,12E+05	5,51E+08
Адсао, Бк				3,47E+11	4,41E+10	
Адсао, Бк/г				2,29E+05	2,90E+04	
ρ, r/m ³	7,90E+06	7,90E+06	7,90E+06	7,90E+06	7,90E+06	7,90E+06
V, м ³	1,92E-01	1,92E-01	1,92E-01	1,92E-01	1,92E-01	9,62E-01

Таблица 5. Активности и удельные активности, массы и объемы активированных материалов в сухой защите и строительном бетоне на момент останова реактора (T=60 лет)

		Материалы и участки								
Нуклиды		Сухая	защита		Стро	оительный (бетон			
	20	21	22	Сумма	23	24	Сумма			
³ H	3,40E+12	4,77E+11	1,25E+12	3,87E+12	1,59E+08	1,32E+07	1,72E+08			
¹⁴ C	9,06E+08	1,27E+08	3,03E+08	1,03E+09	1,41E+06	5,61E+05	1,97E+06			
⁴¹ Ca	2,44E+10	3,43E+09	8,91E+09	2,78E+10	1,28E+07	1,29E+06	1,41E+07			
⁵⁴ Mn	1,19E+11	1,70E+10	2,39E+10	1,36E+11	4,91E+07	2,53E+07	7,45E+07			
⁵⁵ Fe	1,67E+13	2,35E+12	6,10E+12	1,91E+13	2,35E+08	2,50E+07	2,60E+08			
⁶⁰ Co	8,72E+11	1,23E+11	2,89E+11	9,95E+11	5,84E+07	8,60E+06	6,70E+07			
⁵⁹ Ni	2,71E+09	3,80E+08	9,91E+08	3,09E+09	9,25E+03	8,45E+02	1,01E+04			
⁶³ Ni	2,68E+11	3,76E+10	9,86E+10	3,06E+11	8,52E+05	6,77E+04	9,20E+05			
^{93m} Nb	5,73E+08	8,20E+07	1,10E+08	6,55E+08	5,09E+06	2,62E+06	7,71E+06			
⁹⁴ Nb	1,09E+07	1,53E+06	2,85E+06	1,24E+07	1,28E+04	2,61E+03	1,54E+04			
¹³⁴ Cs	2,17E+10	3,05E+09	5,26E+09	2,47E+10	1,65E+07	3,05E+06	1,95E+07			
¹⁵¹ Sm	9,56E+02	1,37E+02	1,92E+02	1,09E+03	7,70E+00	3,97E+00	1,17E+01			
¹⁵² Eu	1,08E+12	1,52E+11	4,01E+11	1,23E+12	2,38E+08	1,39E+07	2,52E+08			
¹⁵⁴ Eu	6,03E+10	8,46E+09	1,74E+10	6,87E+10	4,94E+07	8,54E+06	5,79E+07			
А _Σ , Бк	2,26E+13	3,17E+12	8,20E+12	3,40E+13	8,26E+08	1,02E+08	9,28E+08			
А _{∑(без} ³ н)' Бк	1,92E+13	2,69E+12	6,95E+12	3,01E+13	6,67E+08	8,88E+07	7,56E+08			
Масса, г	4,34E+07	6,50E+06	7,42E+07	1,24E+08	4,14E+07	4,38E+07	8,52E+07			
А _{∑(без} ³ н) [,] Бк/г	4,42E+05	4,14E+05	9,37E+04	2,43E+05	1,61E+01	2,03E+00	8,87E+00			
А ³ н Бк/г	7,83E+04	7,34E+04	1,68E+04	3,12E+04	3,84E+00	3,01E-01	2,02E+00			
Адсао, Бк	2,96E+11	4,15E+10	1,09E+11	3,38E+11	1,51E+07	1,92E+06	1,70E+07			
Адсао [,] Бк/г	6,82E+03	6,39E+03	1,47E+03	2,72E+03	3,64E-01	4,39E-02	2,00E-01			
ρ, r/m ³	2,45E+06	2,45E+06	2,45E+06	2,45E+06	2,45E+06	2,45E+06	2,45E+06			
V, м ³	1,77E+01	2,65E+00	3,03E+01	5,07E+01	1,69E+01	1,79E+01	3,48E+01			

Таблица 6. Активности и удельные активности, массы и объемы активированных материалов в опорной ферме и биологической защите на момент останова реактора (T=60 лет)

Материалы и участки								
Нуклиды		Опорная	и ферма		Биологическая защита			
	25	26	27	Сумма	28			
³ H	1,18E+11	1,77E+10	3,22E+11	4,58E+11	2,31E+08			
¹⁴ C	4,63E+07	6,92E+06	1,33E+08	1,86E+08	2,08E+05			
⁴¹ Ca	8,42E+08	1,26E+08	2,30E+09	3,27E+09	1,79E+06			
⁵⁴ Mn	6,54E+09	9,71E+08	1,80E+10	2,56E+10	3,96E+08			
⁵⁵ Fe	1,11E+12	1,66E+11	3,04E+12	4,32E+12	6,48E+09			
⁶⁰ Co	3,96E+10	5,94E+09	1,21E+11	1,67E+11	1,28E+08			
⁵⁹ Ni	1,82E+08	2,71E+07	4,95E+08	7,04E+08	3,20E+04			
⁶³ Ni	1,80E+10	2,69E+09	4,89E+10	6,96E+10	2,87E+06			
^{93m} Nb	1,57E+07	2,33E+06	4,67E+07	6,47E+07	4,06E+05			
⁹⁴ Nb	3,04E+05	4,61E+04	1,17E+06	1,52E+06	4,70E+03			
¹³⁴ Cs	5,81E+08	8,86E+07	2,41E+09	3,08E+09	1,05E+07			
¹⁵¹ Sm	2,74E+01	4,07E+00	7,69E+01	1,08E+02	6,46E-01			
¹⁵² Eu	3,79E+10	5,66E+09	1,01E+11	1,45E+11	5,41E+07			
¹⁵⁴ Eu	1,80E+09	2,72E+08	6,33E+09	8,41E+09	1,97E+07			
А _Σ , Бк	1,33E+12	2,00E+11	3,66E+12	5,19E+12	7,32E+09			
А∑ (без трития)' Бк	1,21E+12	1,82E+11	3,34E+12	4,73E+12	7,09E+09			
Масса, г	2,88E+07	2,88E+07	2,06E+07	7,82E+07	1,96E+07			
А _{∑(без} ³ н) [,] Бк/г	4,21E+04	6,33E+03	1,62E+05	6,05E+04	3,62E+02			
А ³ н, Бк/г	4,10E+03	6,15E+02	1,56E+04	5,86E+03	1,18E+01			
Адсао, Бк	1,91E+10	2,85E+09	5,18E+10	7,38E+10	4,90E+06			
Адсао Бк/г	6,62E+02	9,90E+01	2,52E+03	9,43E+02	2,50E-01			
ρ, r/m ³	2,78E+06	2,78E+06	2,78E+06	2,78E+06	2,78E+06			
V, м ³	1,04E+01	1,04E+01	7,41E+00	2,81E+01	7,05E+00			

Таблица 7. Активность и удельная активность, массы и объемы активированных материалов в ПЭЛ (Dy₂TiO₅) (участки 1, 2, 9) над активной зоной (срок службы 10 лет) на момент останова реактора (T=60 лет)

		Материалы и участки						
Нуклилы	ПЭЛ (Dy ₂)	ГіО5) над акти 10	івной зоной,	срок службы				
	1	2	9	Сумма за 10 лет	За 60 лет			
¹⁴ C	1,07E+09	3,72E+06	2,39E+06	1,08E+09	6,48E+09			
⁵⁴ Mn	7,04E+10	7,35E+08	8,22E+08	7,19E+10	4,31E+11			
⁵⁵ Fe	6,36E+12	1,65E+10	5,54E+09	6,38E+12	3,83E+13			
⁶⁰ Co	4,59E+11	4,79E+09	5,36E+09	4,69E+11	2,81E+12			
⁵⁹ Ni	1,23E+12	3,24E+09	1,03E+09	1,23E+12	7,38E+12			
⁶³ Ni	1,51E+14	3,84E+11	1,20E+11	1,51E+14	9,06E+14			
⁹⁴ Nb	1,99E+05	2,08E+03	2,32E+03	2,03E+05	1,22E+06			
А _Σ , Бк	1,59E+14	4,09E+11	1,32E+11	1,60E+14	9,60E+14			
Масса, г	9,00E+04	3,40E+04	2,30E+05	3,54E+05	2,12E+06			
А, Бк/г	1,77E+09	1,20E+07	5,74E+05	4,52E+08	4,52E+08			
Адсао, Бк			1,21E+11					
Адсао, Бк/г			5,26E+05					
ρ, г/м ³	5,65E+06	5,65E+06	5,65E+06	5,65E+06	5,65E+06			
V, м ³	1.59E-02	6.02E-03	4.07E-02	6.27E-02	3.76E-01			

Таблица 8. Активность и удельная активность, массы и объемы активированных материалов в ПЭЛ (Dy₂TiO₅) (участки 10–14) над активной зоной (срок службы 10 лет) на момент останова реактора (T=60 лет)

	Материал	ы и участки				
Нуклилы	ПЭЛ (В4С) над активн	ой зоной, сј	рок службы	10 лет	
	10	11	12	13	14	Сумма
¹⁴ C	7,99E+02	4,28E+01	5,98E+00	1,32E+00	3,72E-01	8,49E+02
⁵⁴ Mn	7,55E+06	7,88E+05	1,14E+05	2,96E+04	5,13E+03	8,49E+06
⁵⁵ Fe	5,74E+07	3,21E+06	4,50E+05	1,01E+05	2,74E+04	6,12E+07
⁶⁰ Co	4,92E+07	5,14E+06	7,41E+05	1,93E+05	3,35E+04	5,53E+07
⁵⁹ Ni	1,08E+07	5,76E+05	8,05E+04	1,77E+04	5,05E+03	1,15E+07
⁶³ Ni	1,25E+09	6,63E+07	9,31E+06	2,04E+06	5,87E+05	1,33E+09
⁹⁴ Nb	2,13E+01	2,23E+00	3,21E-01	8,37E-02	1,45E-02	2,40E+01
А _Σ , Бк	1,37E+09	7,60E+07	1,07E+07	2,38E+06	6,58E+05	1,46E+09
Масса, г	8,10E+04	8,10E+04	8,10E+04	8,10E+04	8,10E+04	4,05E+05
А∑, Бк/г	1,69E+04	9,38E+02	1,32E+02	2,94E+01	8,12E+00	3,60E+03
Адсао, Бк	1,26E+09	6,69E+07	9,39E+06	2,06E+06	5,92E+05	1,34E+09
Адсао [,] Бк/г	1,56E+04	8,26E+02	1,16E+02	2,54E+01	7,31E+00	3,31E+03
р, г/м3	3,25E+06	3,25E+06	3,25E+06	3,25E+06	3,25E+06	3,25E+06
V, м3	2,49E-02	2,49E-02	2,49E-02	2,49E-02	2,49E-02	1,25E-01

Таблица 9. Активность и удельная активность, массы и объемы активированных материалов в ПЭЛ (Dy₂TiO₅) (участки 29–30) со сроком службы 3 года на момент останова реактора (T=60 лет)

		Мате	риалы и участки	
Нуклиды	Поглотитель (Dy ₂ TiO ₅)	Оболочка 42ХНМ	Сумма (олна загрузка)	Сумма за 60 лет
	29	30	(0,,, 0, F , 0)	(20 загрузок)
¹⁴ C	2,18E+11	2,40E+07	2,18E+11	4,36E+12
⁵⁴ Mn	0,00E+00	1,05E+12	1,05E+12	2,10E+13
⁵⁵ Fe	0,00E+00	9,89E+14	9,89E+14	1,98E+16
⁶⁰ Co	0,00E+00	7,25E+12	7,25E+12	1,45E+14
⁵⁹ Ni	0,00E+00	1,26E+11	1,26E+11	2,52E+12
⁶³ Ni	0,00E+00	1,87E+16	1,87E+16	3,74E+17
⁹⁴ Nb	0,00E+00	3,86E+07	3,86E+07	7,72E+08
А∑, Бк	2,18E+11	1,97E+16	1,97E+16	3,94E+17
Масса, г	7,90E+03	4,20E+03	1,21E+04	2,42E+05
А∑, Бк/г	2,76E+07	4,69E+12	1,63E+12	1,63E+12
р, г/м3	4,90E+06	7,90E+06	5,64E+06	5,64E+06
V, м3	1,61E-03	5,32E-04	2,14E-03	4,29E-02

Заключение

В результате исследований установлено, что при активации нейтронами образуются ВАО и ДСАО в материалах участков конструкций реактора ВВЭР-1200 Белорусской АЭС близлежащих к активной зоне: в стальных конструкциях выгородки, шахты и наплавки объемом 10 м³ и массой 85,5 т (ВАО), в части корпуса реактора массой 144 т и объемом 18,2 м³ (ДСАО), в теплоизоляции массой 10,4 т и объемом 9,55 м³ (ДСАО), в стальных конструкциях БЗТ общей массой 22,2 т и объемом 2,81 м³ (ДСАО), в металлоконструкциях пространства под активной зоной общей массой 7,6 т и объемом 0,96 м³ (ДСАО), в материалах ПЭЛ (Dy₂TiO₅) со сроком службы 10 лет общей массой 2,12 т и объемом 0,38 м³ (ВАО), в материалах ПЭЛ (Dy₂TiO₅) со сроком службы 3 года общей массой 0,242 т с объемом 4,29×10⁻² м³ (ВАО). Итого за счет активации материалов конструкций реактора ВВЭР 1200 Белорусской АЭС образуются ВАО и ДСАО общим весом 272 т и объемом 48 м³.

Список использованных источников

- 1. Санитарные нормы и правила «Требования радиационной безопасности при обращении с радиоактивными отходами», утвержденные постановлением Министерства здравоохранения Республики Беларусь от 31.12.2015 № 142.
- 2. Нормы и правила по обеспечению ядерной и радиационной безопасности «Безопасность при и обращении с радиоактивными отходами. Общие положения», утвержденные постановлением МЧС РБ от 28.09.2010 № 47 (в ред. постановления МЧС РБ от 24.07.2017 № 33).

Г.В. Макаревич, И.А. Сальникова, В.В. Сасковец

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси, Минск, Республика Беларусь e-mail: makarevich.g@gmail.com

ИЗУЧЕНИЕ ПРОЦЕССА ВАКУУМНОЙ ДЕГАЗАЦИИ ЛИТЕЙНОГО АЛЮМИНИЕВОГО СПЛАВА АК12

Введение

Пиролитическое хромирование позволяет получать качественные карбидохромовые покрытия на деформируемых алюминиевых сплавах. Однако на литейных алюминиевых сплавах это не всегда удается сделать. Причиной тому повышенное содержание газа, в основном водорода, в литейных сплавах, который диффундирует в вакуум при высокой температуре и препятствует химическому осаждению покрытий из паровой фазы металлорганических соединений. Для успешного осаждения карбидохромовых покрытий необходимо проводить предварительную дегазацию изделий. В данной работе изучались закономерности вакуумной экстракции водорода из приповерхностных слоев образцов сплава АК12. Водород является основной газовой примесью в силуминовых сплавах (более 90 %), и его содержание в АК12, согласно ГОСТ, не должно превышать 0,4 см³ на 100 г металла. Авторы работы [1] считают, что данные, полученные при экстракции водорода из твердого металла, содержащего замкнутые поры, характеризуют только содержание водорода в растворе. Основанием для такого утверждения может служить приведенный ниже анализ явлений, протекающих при экстракции водорода из цилиндрического образца алюминия, имеющего пору, заполненную водородом до атмосферного давления при нормальной температуре. При нагреве образца в процессе экстракции до температуры 630 °С, давление водорода в поре возрастает примерно в 3 раза и становится близким к 3 атм. Равновесное давление водорода в растворе, при концентрации растворенного в металле водорода 0,3 см³/100 г, намного выше и достигает 70 атм. Поэтому на начальных этапах экстракции должна происходить диффузия водорода из раствора в пору, сопровождающаяся повышением в ней давления водорода. В процессе дальнейшей экстракции, вследствие частичной диффузии растворенного водорода в пору и удаления части водорода из образца, должно наступить равновесие между давлением водорода в поре и концентрацией растворенного водорода в окружающих ее объемах металла. С этого момента, наряду с диффузией водорода из раствора, начинается диффузия водорода из поры, основанная на стремлении к равновесию между давлением молекулярного водорода в поре и концентрацией водорода, растворенного в металле. Расчет показывает, что за 2,5 ч экстракции можно забрать не более 1/10 части объема водорода, заключенного в порах, находящихся на глубине 1мм от поверхности.

Эксперимент

Для изучения процессов вакуумной экстракции водорода была создана экспериментальная установка на базе универсального вакуумного поста ВУП-5 (рис. 1).

Образцы из сплава AK12 в виде шайб с центральным отверстием надевались на термопарный канал и нагревались в трубчатой вакуумной печи. Температура нагрева и давление в вакуумном объеме фиксировались онлайн и отображались на мониторе компьютера.

На рис. 2 показаны результаты эксперимента без образца, для определения аппаратурных параметров дегазации. Типичные результаты эксперимента с образцом показаны на рис. 3. На рис. 4 показан случай с разрушением образца в температурной области предплавления. Физические параметры процесса для данного случая представлены на рис. 5.

Проводимое исследование имело своей целью, кроме прочего, обеспечить высокое качество поверхности под пиролитическое хромирование. Учитывая высокие давление и температуру возможно вскрытие или вспучивание приповерхностных пор. Также возможна высокотемпературная эрозия поверхности. Для изучения состояния поверхности образцов

после вакуумного отжига и протоколирования результатов исследования был создан оптикокомпьютерный комплекс на базе микроскопа МБС-1 и ВЭБ-камеры (рис. 6).



Рис. 1. Установка для вакуумной экстракции водорода



Рис. 2. Параметры процесса дегазации без образца: 1 – температура; 2 – глубина вакуума



Рис. 3. Параметры процесса дегазации с образцом: 1 – температура; 2 – глубина вакуума



Рис. 4. Исходный и расплавленный образцы сплава АК12



Рис. 5. Скачок парметров при плавлении образца: 1 – температура; 2 – глубина вакуума



Рис. 6. Оптико-компьютерный комплекс

Образцы изготавливались в виде дисков толщиной 4 мм и диаметром 40 мм с проточкой в центральной части диаметром 30 мм и глубиной 1 мм. Это делалось для облегчения процесса шлифовки, с применением имеющегося в распоряжении стандартного оборудования. Фиксированные участки полированной кольцевой дорожки изучались до и после вакуумного отжига. Вскрытия и вспучивания пор обнаружено не было. Высокотемпературная эрозия поверхности показана на рис. 7.



Рис. 7. Поверхность образца: а – до; б – после вакуумного отжига (30 мин) при температуре до 590 °С

Обсуждение

Большой вакуумный объем установки обуславливает слабый, хотя и заметный, отклик термопарных датчиков (ПМТ-4М) на дополнительное натекание газа при динамическом вакууме. Залповый выброс газа зафиксированный на рис. 5, можно объяснить только вскрытием пор при расплавлении образца, показанном на рис. 4. Просто увеличением площади газоотдачи такую динамику процесса объяснить нельзя. Это подтверждает механизм дегазации предложенный в работе [1], где поток газа из пор считается незначительным. Авторы придерживаются еще более радикальных взглядов, полагая, что поры являются ловушками для газ и поток из пор отсутствует вообще. Алюминий окисляется при минимальных парциальных давлениях кислорода. Окисная пленка на алюминии является изолятором и устойчива до температур, значительно превышающих температуру плавления алюминия. Атомарный водород диффундирует через окисел из решетки в пору, где образует молекулы и диффундировать без диссоциации обратно в решетку не может. Электронному обмену для диссоциации мешает окисная пленка. Такой механизм предложен для гидрирования титана в работе[2] и вполне подходит для разбираемого случая. Тем паче, ширина запрещенной зоны оксида алюминия в 2 раза превышает таковую у оксида титана. Значительный выброс газа говорит о наличии пор. Отсутствие пор на шлифах (рис. 7) говорит об их размерах. Поры очень мелкие и замазываются мягким сплавом при шлифовке. Именно изза малых размеров поры не вспучиваются даже при давлении до 70 атм или более находящегося в них газа.

Заключение

Проведенные исследования позволяют сделать выводы, имеющие как теоретическое, так и практическое значение:

1. Значительный скачок температуры и давления, при расплавлении образца, говорит о том, что в сплаве присутствует значительное количество газа, причем скорость выхода газа не согласуется со скоростью диффузии. То есть большая часть инклюдированного газа находится именно в порах. Таким образом, косвенно получены аргументы в пользу сторонников той теории, что водород, запертый в порах, не выходит в вакуум при нагреве образца. Диффундирует через поверхность только газ из твердого раствора приповерхностных участков. Выход же газа из глубины твердого раствора не столь значителен, чтобы повредить осаждаемому пиролитическому покрытию.

2. Проведенные исследования дают практическую основу для пиролитического хромирования литых силуминовых деталей. В случае несовершенного газоотведения при литье

и наличия участков с повышенным газосодержанием, можно применить предварительную вакуумную дегазацию, чтобы избежать брака при осаждении пиролитических карбидохромовых покрытий. Рекомендуемые параметры режима дегазации: давление – не выше 2 Па; температура – 540 – 550 °C; время процесса – 30 мин при указанной температуре.

Список использованных источников

- 1. Никифоров, Г.Д. Металлургия сварки плавлением алюминиевых сплавов / Г.Д. Никифоров. М.: Машиностроение, 1972. 264 с.
- 2. Воробьев, С.П. Взаимодействие водорода с металлом / С.П. Воробьев, Е.В. Маркин / Всерос. науч.-исслед. ин-т автоматики [Электронный ресурс]. М., 2008. Режим доступа: library. mephi.ru/data/scientific-sessions / 2008 / t2 / 3-2.

М.Л. Жемжуров, Н.Д. Кузьмина, К.А. Грибанова

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси, Минск, Республика Беларусь Email: Jema@sosny.bas-net.by Email: ndkuzmina@sosny.bas-net.by Email: subprogr 3@sosny.bas-net.by

РАЗРАБОТКА КОНЦЕПЦИИ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ СПЕЦПРЕДПРИЯТИЯ ПО ОБРАЩЕНИЮ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ УП «ЭКОРЕС»

Введение

Подготовка к выводу из эксплуатации и вывод из эксплуатации хранилищ радиоактивных отходов (далее – PAO) представляют собой длительный по времени процесс с большим объемом работ по выполнению комплекса организационных, технических и гигиенических мероприятий, направленных на последовательное обеспечение радиационной безопасности персонала и населения и охрану окружающей среды. Радиационный контроль при выводе из эксплуатации характеризуется наличием большого количества источников ионизирующего излучения, а также значительным объемом проводимых радиационно-опасных работ [1].

Планирование вывода из эксплуатации путем разработки и последующей актуализации концепции вывода из эксплуатации в соответствии с требованиями документа [2] должно осуществляться на всех стадиях жизненного цикла пункта хранения радиоактивных отходов (далее – ПХРО), предшествующих его выводу из эксплуатации. В настоящее время концепция вывода из эксплуатации спецпредприятия по обращению с радиоактивными отходами УП «Экорес (далее – Спецпредприятие) отсутствует, что является нарушением требований документа [2] и влечет за собой соответствующие предписания регулирующего органа в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности.

Целью данной работы является разработка концептуальных решений по технологиям вывода из эксплуатации Спецпредприятия.

Краткая информация о Спецпредприятии

Спецпредприятие, на базе которого будет осуществляться внедрение разрабатываемой концепции вывода из эксплуатации, создано в 1963 году для обеспечения эксплуатации исследовательского реактора ИРТ-2000 бывшего Института ядерной энергетики Академии наук БССР. В дальнейшем, являясь единственным предприятием такого рода, объект обеспечил централизованный сбор широкой номенклатуры РАО, образующихся при использовании радиоактивных изотопов на территории республики. Ежегодно Спецпредприятие принимает до 3 т твердых РАО и до 3 тыс. отработавших свой ресурс закрытых радионуклидных источников (далее – ЗРнИ).

Существующие мощности Спецпредприятия обеспечат хранение РАО, образующихся в организациях Республики Беларусь, примерно до 2030 г. Однако дальнейшее хранение РАО в приповерхностных хранилищах «первого» и «второго» поколения Спецпредприятия может являться причиной ухудшения радиоэкологической обстановки в регионе. В результате выполненных специалистами научного учреждения «ОИЭЯИ – Сосны» прогнозных оценок потенциальной опасности Спецпредприятия показано, что при гипотетически вероятных неблагоприятных условиях возможно превышение референтных уровней для питьевой воды в подземных водах для ряда радионуклидов, что может привести к недопустимому загрязнению водоносных горизонтов в местах как санкционированного, так и несанкционированного водопользования. Возможное периодическое превышение референтных уровней для питьевой воды и дозовых ограничений для всех групп населения подтверждает, что существующее состояние твердых РАО в хранилищах «первого» и «второго» поколения не обеспечивает их долговременной радиационной безопасности для окружающей среды, противоречит основным международным принципам безопасного хранения РАО и требует принятия и реализации решений по извлечению и кондиционированию отходов для локализации распространения радионуклидов [3].

В связи с этим, требуется разработать концептуальные решения по технологиям извлечения и кондиционирования РАО из существующих хранилищ Спецпредприятия и на основе их концепции вывода из эксплуатации Спецпредприятия. В последующий период необходимо поэтапно выполнить работы по извлечению отходов из «исторических» хранилищ РАО, их кондиционированию, размещению в созданном новом наземном хранилище и выводу из эксплуатации старых объектов хранения РАО. Эти мероприятия позволят осуществить передислокацию РАО со Спецпредприятия в новое место их хранения или захоронения после завершения срока его использования в качестве республиканского хранилища РАО.

Указанные задачи должны решаться дифференцированно в разрезе входящих в состав Спецпредприятия следующих хранилищ РАО, ЗРнИ и объектов технологического назначения:

двух законсервированных и обвалованных приповерхностных хранилищ твердых РАО заглубленного типа «первого поколения» внутренним объемом 200 м³;

двух приповерхностных хранилищ твердых РАО заглубленного типа «второго поколения» внутренним объемом 200 м³ (подземные монолитные блоки из 8 емкостей каждый);

четырех законсервированных хранилищ отработавших ЗРнИ колодезного типа внутренним объемом 0,2 м³;

эксплуатируемого хранилища кондиционированных твердых РАО наземного типа;

эксплуатируемого хранилища для отработавших ЗРнИ с 11 емкостями колодезного типа; корпуса переработки РАО с лабораториями (эксплуатируется с 2013 г.).

При этом необходимо решить технически сложную задачу создания и реализации технологий извлечения и кондиционирования РАО из существующих хранилищ.

Основные подходы и технологические решения применительно к разработке технологии извлечения РАО из хранилищ Спецпредпрития

Обеспечение современных требований радиационной безопасности при обращении с РАО, хранящимися в «исторических» хранилищах РАО, может быть достигнуто двумя способами: немедленной ликвидацией хранилища РАО или его отложенной ликвидацией.

В мировой практике к настоящему времени имеется лишь несколько аналогов проведения работ, связанных с перезахоронением РАО. В 1979–1980 гг. в Венгрии было осуществлено перемещение с площадки в пос. Солимар вблизи Будапешта ~900 м³ твердых РАО активностью ~400 ТБк [3]. Около 80 % РАО имели низкую или среднюю активность. Хранилища РАО представляли собой бетонные колодцы диаметром 0,8–1,0 м и глубиной от 3 до 5 м. Значения мощности эквивалентной дозы гамма-излучения (далее – МЭД) на поверхности упаковок РАО составляли 0,1–5 мЗв/ч, максимальное измеренное значение 100 мЗв/ч. При извлечения РАО в колодцы для координации работы опускали человека в защитном пневмокостюме, после чего упаковки доставались краном. Непревышение пределов доз облучения персонала, занятого работами по извлечению, упаковке и погрузке РАО, достигалось частой проверкой показаний индивидуальных дозиметров и сменой персонала.

В 1997–1998 гг. в Эстонии с помощью специалистов Швеции и США были осуществлены работы по извлечению и кондиционированию твердых РАО из 3 ячеек хранилища ядерной установки в г. Палдиски [3,4]. Из одной ячейки, где МЭД не превышала 20 мкЗв/ч, низкоактивные РАО удалялись вручную. В остальных 2 ячейках, в которых фиксировались МЭД в диапазоне от 200 до 10 Зв/ч и от 5 до 9 мЗв/ч, использовалась технология дистанционного манипулирования для нахождения, расчленения, извлечения и упаковки высокоактивных объектов (реакторных управляющих стержней и неэкранированных источников ионизирующего излучения (далее – ИИИ). После их удаления появилась возможность извлечь вручную остатки радиоактивного мусора; средний уровень мощности доз при этих работах составлял 300–400 мкЗв/ч. Всего было извлечено ~100 м³ отходов, большая часть которых цементировалась в бетонных контейнерах объемом 1 м³ и прессовалась в стандартных 200-литровых бочках. При выполнении работ коллективная эффективная доза

облучения 16 задействованных работников за ~23 месяца составила 40,6 чел.-мЗв (максимальная индивидуальная доза 7,6 мЗв, в основном – от 2 до 4 мЗв). В этом плане самой критической операцией оказалось удаление отходов «вручную», особенно обнаруженных неэкранированных ИИИ.

В РНЦ «Курчатовский институт» в 2002–2006 гг. были ликвидированы 10 старых хранилищ РАО, расположенных на спецплощадке института, очищены от отходов и реабилитированы приобъектовые хранилища исследовательского реактора Ф-1, комплексов «Р» и Газовый завод. В процессе работ были извлечены, отсортированы и упакованы в сертифицированные контейнеры твердые отходы общим объемом более 3400 м³ и суммарной активностью свыше 1,5·10¹³ Бк. Более 2900 м³ извлеченных РАО передано на полигон ФГУП «Радон» для длительного хранения, около 250 т низкоактивных радиоактивных отходов (далее – НАО) в виде металлолома отправлено на переплавку. Необходимо отметить, что ликвидация данных хранилищ проходила в условиях практически полного отсутствия архивных сведений об особенностях их конструкций и размещенных в них РАО. В связи с этим перед вскрытием каждого хранилища проводили разведочное бурение приконтурной зоны и массива РАО [3, 5].

Разработка технологий извлечения и переработки РАО из хранилищ Спецпредприятия усложняется необходимостью проведения работ в напряженных радиационных условиях при обращении с самой разнообразной номенклатурой радиоактивных веществ, представляющих собой конгломерат из различных материалов (пластмасса, стекло, металл, ветошь и т.д.), загрязненных как короткоживущими, так и долгоживущими радионуклидами, включая закрытые источники гамма- и нейтронного излучения, радиоизотопные извещатели дыма, содержащие ²³⁹Pu, соли ²²⁶Ra и т.д.

При этом необходимо решить следующий комплекс задач:

- максимально механизировать операции технологического процесса извлечения РАО для обеспечения приемлемых условий радиационной безопасности персонала, привлекаемого для этих работ;
- обеспечить работающему персоналу необходимые санитарно-гигиенические условия, предусмотренные санитарными правилами;
- минимизировать воздействие проводимых работ на окружающую среду, исключить радиоактивное загрязнение территории Спецпредприятия;
- произвести переработку извлеченных РАО, включая их компактирование и контейнеризацию и др.

Для разработки технологий извлечения РАО первостепенное значение имеет проработка комплекса вопросов, связанных с организацией радиационного мониторинга и дозиметрического контроля в ходе выполнения работ. Предполагается, что ожидаемые реальные уровни МЭД в ходе работ по извлечению РАО из хранилищ Спецпредприятия в основном будут лежать в диапазоне 1 мкЗв/ч – 1 мЗв/ч [6]. Значительные изменения радиационной обстановки будут вызваны «оголением» отдельных радиоактивных источников с высокой активностью в процессе выгрузки РАО. Так, в вероятном случае самопроизвольного выпадения гамма-источника активностью несколько кюри, МЭД вблизи его может достигать значений порядка 1 Зв/ч. При условии периодического «послойного» дистанционного обнаружения и удаления наиболее активных источников представляется возможным установить пороговый уровень МЭД на уровне 0,1 мЗв/ч и ниже и удалять основную массу РАО «вручную» при соблюдении установленных требованиями НРБ-2012 [7] пределов эффективной дозы облучения персонала.

Прогнозируемые исходя из номенклатуры и активности РАО уровни МЭД при извлечении РАО из хранилищ Спецпредприятия сопоставимы с таковыми для хранилища РАО в Эстонии, а учитывая отсутствие высокоактивных реакторных стержней и открытых ИИИ, могут быть существенно ниже. Поэтому при разработке концептуальных решений по технологиям извлечения РАО авторами была принята аналогичная использованной в Палдиски схема организации работ. Данный подход включает в себя проведение периодического дистанционного радиационного мониторинга «вскрытой» поверхности РАО в ячейке хранилища с целью определения радиационных полей и обнаружения высокоактивных ИИИ, их извлечение с использованием дистационно управляемых механизмов (например, небольшого крана-манипулятора «Palfinger», робототехнических средств «Brokk») и системы видеонаблюдения, и извлечение PAO «вручную» при достижении приемлемых (ниже установленных пороговых) уровней МЭД.

Основное оборудование для обеспечения извлечения РАО представляется следующим перечнем:

- аппаратурное оборудование для проведения радиационного мониторинга объектов работ и индивидуального контроля персонала;
- оборудование системы видеонаблюдения;
- грузоподъемное оборудование, включая манипулятор для работ по извлечению, радиационному обследованию и перемещению РАО;
- комплект сменного оборудования для обеспечения работы манипулятора (захваты клещевой, ковшовый, вилочный, специальные для радиометрической аппаратуры, для удержания грузов за рым-болт и др.);
- молот гидравлический;
- установка компактирования РАО;
- емкости для контейнеризации высокоактивных и низкоактивных РАО;
- миксер для приготовления бетонного раствора;
- установка с дисковой фрезой для резки асфальтового покрытия;
- транспорт и транспортное оборудование.

В перечень вспомогательного оборудования входит:

- оборудование саншлюза;
- компьютер персональный для учета РАО и формирования базы данных;
- оборудование для обеспечения холодного и горячего водоснабжения места проведения работ;
- фильтровентиляционная установка;
- воздуходувка для подачи воздуха к пневмомаскам.

Технологический процесс извлечения РАО из ячеек хранилищ Спецпредприятия включает в себя:

- извлечение цементной стяжки и песчаной засыпки законсервированных ячеек;
- радиационный мониторинг вскрытых ячеек с целью определения координат высокоактивных ИИИ в верхнем слое РАО;
- извлечение высокоактивных ИИИ из верхнего слоя РАО;
- извлечение основной массы верхнего слоя РАО;
- дальнейшее послойное извлечение РАО с последовательным проведением радиационного мониторинга извлечения высокоактивных и низкоактивных РАО;
- компактирование и контейнеризация извлеченных РАО;
- организация хранения контейнеризованных РАО.

Извлечение цементной стяжки и песчаной засыпки производится манипулятором, снабженным клещевым или ковшовым захватом. Радиационный мониторинг вскрытых ячеек производится для установления местонахождения высокоактивных ИИИ. Обследование производится коллимированным гамма-детектором на выдвижной штанге или закрепленным в специальном захвате манипулятора с использованием системы видеонаблюдения, который в случае попадания в поле детектора фрагментов отходов с повышенным уровнем мощности дозы γ^{γ} -излучения подает звуковой и световой сигналы. Применение таких детекторов позволяет контролировать радиационную обстановку и снижать дозовую нагрузку на персонал, а также является необходимым при предварительной сортировке извлекаемых отходов [8].

Извлечение РАО производится через верхнюю часть хранилищ при последовательном снятии плит перекрытия. В ходе работ последовательно осуществляется освобождение хранилища от твердых РАО под проемами. Для организации доступа персонала непосредственно к месту проведения работ устанавливается передвижной герметичный модуль, оборудованный саншлюзом, в котором устанавливается технологическое оборудование для извлечения твердых РАО из хранилищ [9]. На рис. 1 приведена компоновочная схема зоны работ по извлечению РАО из хранилищ Спецпредприятия.



Рис.1. Компоновочная схема зоны работ по извлечению РАО из хранилищ Спецпредприятия:

- 1- компактор; 2 виброплощадка на тележке; 3 контейнер для РАО;
- 4 стенд фрагментирования РАО; 5 саншлюз; 6 панели сьемные;
- 7 контейнер для цемента; 8 контейнер для песка; 9 миксер;
- 10 кран-манипулятор; 11 модуль защитный; 12 ограждение ячейки

Сортировка и размещение РАО в контейнерах

Сортировка РАО, как один из основных элементов организации системы обращения с РАО, имеет определяющее значение для выбора технологий обработки, кондиционирования, условий хранения. С точки зрения дальнейшего обращения с РАО (долговременное хранение в приповерхностных хранилищах до их окончательного захоронения в подземных хранилищах при условии сооружения последних) и обеспечения долгосрочной безопасности при захоронении, их необходимо разделить на классы 1–4 в соответствии с документом [10]:

Согласно документу [10] класс твердых РАО определяется их категорией, установленной в соответствии с документом [11] (очень низкоактивные – ОНАО, низкоактивные – НАО, среднеактивные – САО и высокоактивные – ВАО), и периодом полураспада содержащихся в РАО радионуклидов (долгоживущие РАО, короткоживущие РАО). В качестве временной границы между короткоживущими и долгоживущими РАО принимается срок в 30 лет, что соответствует международному опыту в данной области.

Упаковки с отходами класса 3–4 подлежат в дальнейшем транспортировке и окончательному захоронению в новом приповерхностном пункте хранения/захоронения, класса 1–2 – после хранения в новом ПЗРО подлежат подземному захоронению. Из-за необходимости длительного хранения отходов класса 1–2 до создания подземного (глубинного) пункта захоронения первичные упаковки (200-литровые бочки) должны быть помещены в долговременные бетонные контейнеры (объемом ~ 1 м³) с заполнением стабилизирующим материалом.

Общий объем отходов, размещенных в законсервированных и выводимых из эксплуатации хранилищах Спецпредприятия, включая как твердые РАО, так и отработавшие ИИИ, загруженные совместно в отсеки хранилищ, составляет около 2000 м³. Применительно к хранилищам «второго» поколения (хранилище № 1 и 2) необходимо также учесть буферные материалы (песчаная (грунтовая) засыпка, бетонная стяжка). Суммарный запас активности РАО, размещенных в

законсервированных и выводимых из эксплуатации хранилищах Спецпредприятия, составляет 1,27 ·10¹⁶ Бк, около 27 % из которого приходится на хранилища отработавших ЗРнИ колодезного типа (инв. № 369, 422–424) [9].

При извлечении РАО из ячеек хранилищ сортировку рекомендуется производить с учетом морфологических признаков по следующим основным потокам:

a) радиоизотопные приборы – подлежат цементированию в бочках при соблюдении предельных значений по активности на упаковку;

б) отработавшие ИИИ – подлежат идентификации и перегрузке в контейнеры с донной разгрузкой с последующим помещением в хранилища отработавших ЗРнИ колодезного типа, либо, при невозможности таковой, кондиционированию в бочках при соблюдении предельных значений по активности на упаковку;

в) металлические отходы – подлежат фрагментации и цементированию в бочках;

г) прессуемые отходы – подлежат прессованию и цементированию в бочках.

Первичная категоризация РАО и выявление точечных ИИИ, локальных участков с повышенным загрязнением радиоактивными веществами должны производиться локально в хранилище в зоне работы с ТРО с помощью дистанционно-управляемого инструмента, снабженного техническим зрением, коллимированными датчиками контроля радиационных параметров среды.

Прошедшие предварительную классификацию порции ТРО, а также выявленные ИИИ тельферным или иным захватным устройством должны помещаться в промежуточные оборотные накопительные емкости, обеспечивающие необходимый уровень защиты для соответствующей категории отходов.

По мере заполнения (или загрузки расчетной активности) емкости закрываются и извлекаются из хранилища на площадку, где в боксе производится их окончательная сортировка по морфологическим признакам, радионуклидному составу и удельной активности. Сортировка отходов и дальнейшее обращение с ними может быть организовано на месте или в хранилищах «второго» поколения.

По экспертной оценке при выводе из эксплуатации хранилищ Спецпредприятия будут образовываться все возможные типы отходов: нерадиоактивные, очень низкоактивные, низкоактивные и высокоактивные РАО [9].

Нерадиоактивные отходы и ОНАО могут размещаться и храниться в контейнерах типа КРАД без дополнительной биологической защиты до решения о способе окончательной утилизации.

При обращении с НАО используется их сортировка и в зависимости от морфологии – подпрессовка в бочках (ТУК-44), фрагментация, включение в цементную матрицу. Для долговременного/окончательного размещения данного типа отходов используют контейнеры типа КМЗ или НЗК-РАДОН.

Для кондиционирования САО рекомендуется использовать контейнеры типа H3K-150-1,5П различных модификаций, включая HK3-150-1,5П(В) со стальным вкладышем, с помощью которого возможно обеспечить дополнительную герметизацию эманирующих компонентов РАО (например, ²²²Rn, ³H).

Кондиционирование рекомендуется осуществлять путем заключения в связующие матрицы (цементный раствор, бентонит и т.п.). Конкретные требования к типам отходов и связующим должны быть установлены после разработки критериев приемлемости ПЗРО, куда будут окончательно удаляться РАО. Для приготовления цементной смеси целесообразно использовать вторичные жидкие отходы, образующиеся при дезактивации оборудования. Цементная смесь может заливаться в пространство между бочками, или крупногабаритными фрагментами РАО, размещенными в контейнерах типа H3K150-1,5П или H3K-РАДОН. Для реализации процесса цементирования рекомендуется использовать передвижную установку цементирования ФГУП «РАДОН», имеющую необходимую производительность и возможность быстрой адаптации к конкретным составам ЖРО и технологическим режимам.

Для кондиционирования извлеченных ИИИ целесообразно использовать установку кондиционирования отработавших источников ионизирующего излучения «Москит-Т», с

помощью которой производится иммобилизация ИИИ в металлическую матрицу в резервуаре контейнера КМЗ-РНИ-РАДОН (биологическая защита контейнера обеспечивает размещение до 105 Ки по ⁶⁰Со). Для извлечения высокоактивных ИИИ из блоков биологической защиты рекомендуется использовать радиационно-защитную камеру, оборудованную манипулятором («горячую» камеру), в комплекте с транспортными контейнерами с донной разгрузкой.

Отдельные проектные решения потребуются для дальнейшего обращения с корпусом ядерного реактора АЭС «Памир-630Д», гамма-установки «Ставрида» и других крупногабаритных РАО, для кондиционирования которых неприменимы унифицированные контейнеры типа КМЗ или НЗК. Согласно [11] при отсутствии возможности разборки или затаривания в транспортные упаковочные контейнеры крупногабаритных РАО допускается передача в специализированную организацию неразобранных крупногабаритных РАО без контейнеров, но при этом их перевозка должна выполняться специализированной организацией на специально оборудованных транспортных средствах и в соответствии с действующими правилами безопасной транспортировки радиоактивных веществ. Таким образом, возможно размещать перечисленные объекты в ПЗРО без их демонтажа/дефрагментации. В этом случае необходимо предусмотреть такое решение в проекте ПЗРО, на котором планируется их размещение.

Наиболее трудноразрешимой задачей являются технологии извлечения из хранилищ колодезного типа (инв. № 369, 422–424), размещенных в хранилищах «второго поколения» № 1 и 2 Спецпредприятия. При загрузке в хранилища колодезного типа инв. № 369, 422, 423 сортировка ИИИ по активности и периоду полураспада не выполнялась, поэтому в них размещено значительное количество долгоживущих источников ²²⁶Ra.

Иммобилизация ЗРнИ в металлическую матрицу является предпочтительным методом подготовки ЗРнИ, содержащих долгоживущие радионуклиды, для их дальнейшего безопасного хранения, извлечения, транспортировки и захоронения. Используемые в качестве металлического матричного материала свинец или его сплавы, обладают высокой радиационной стойкостью, способностью противостоять деформации без потери целостности, высокой коррозионной устойчивостью, высокой теплопроводностью, эффективным заполнением свободного пространства между источниками, совместимостью с другими строительными материалами, а также очень низкой скоростью коррозии в грунтовых водах, что обеспечивает надежную иммобилизацию радионуклидов на сроки свыше 500 лет без загрязнения окружающей среды токсическими соединениями свинца [12]. Даже в гипотетическом случае полного затопления хранилища колодезного типа с одновременным повреждением всех инженерных барьеров выброс радионуклидов приведет к суммарной дозовой нагрузке, не превышающей (5,5–7,5) 10⁻⁵ Зв/год [13].

Все технологические операции по удалению насыпного грунта, вскрытию, разрушению и удалению верхних перекрытий хранилищ в целях снижения концентрации аэрозолей в зоне проведения работ и предотвращения его выноса, обеспечения радиационной безопасности персонала, выполняющего данные работы, необходимо проводить с применением средств пылеподавления. Для этой цели можно рекомендовать полимерные составы марок AK-501 и CKC-501, обладающие способностью создавать защитные покрытия, обладающие способностью в течение длительного времени (до 18 месяцев) предотвращать распространение радиактивного загрязнения в виде аэрозолей в окружающее пространство [14,15].

В зоне проведения работ рекомендуется организовать постоянный контроль содержания ²²²Rn и ²¹⁰Po. В случае превышения референтных уровней, для обеспечения радиационной безопасности персонала, который будет принимать участие в работах по извлечению РАО, рекомендуется, при необходимости, использовать скафандры типа ЛГ-3 с внешней подачей кислорода или аналогичные [6].

Также перед началом проведения работ по выгрузке РАО рекомендуется проведение научно-исследовательских работ для обоснования проектных решений по обнаружению, безопасной локализации, извлечению и кондиционированию источников загрязнения ²²²Rn (барботеров с остатками радиевой соли, светосоставов и т.д.) и его дочерними продуктами (изотопами ²¹⁰Pb/²¹⁰Bi/²¹⁰Po), что позволит значительно снизить ингаляционные дозовые нагрузки на персонал.

Учитывая существенные технические сложности извлечения всех РАО и ИИИ из «исторических» хранилищ Спецпредприятия, возможные длительные сроки реализации и высокие экономические затраты, повышенный риск возникновения аварийных ситуаций и необходимость масштабных операций по защите персонала и окружающей среды, а также принимая во внимание результаты проведенных в 2019 году работ по комплексному инженерному и радиационному обследованию законсервированных и выводимых из эксплуатации хранилищ Спецпредприятия, как рекомендуемый вариант вывода из эксплуатации Спецпредприятия может рассматриваться вариант его отложенной ликвидации. Под отложенной ликвидацией хранилищ РАО понимается вариант вывода из эксплуатации, при котором работы по демонтажу и (или) дезактивации загрязненных радиоактивными веществами оборудования, систем, зданий и сооружений хранилища начинаются после этапа их сохранения под наблюдением в условиях, обеспечивающих их безопасное хранение и (или) поддержание в работоспособном состоянии [2]. Данный вариант вывода из эксплуатации хранилищ РАО предполагает, что имеются отклонения от проектных решений и требований нормативных правовых актов, при этом хранилища РАО находятся в удовлетворительном состоянии и обеспечат радиационную безопасность населения и окружающей среды в краткосрочной перспективе.

Строительные конструкции всех законсервированных хранилищ Спецпредприятия на момент проведения КИРО находились в удовлетворительном состоянии и имели остаточный ресурс эксплуатации порядка 18–27 лет. Вместе с тем, для обеспечения радиационной безопасности в среднесрочной перспективе рекомендуется выполнить ряд мероприятий, включающих [6]:

- техническое укрепление, ремонт и замена элементов строительных конструкций хранилищ;
- восстановление в соответствии с проектными решениями гидроизоляции и обваловки подземной части конструкций;
- реконструкцию систем вентиляции хранилищ «второго» поколения с увеличением производительности вытяжной вентиляционной системы для гарантированного обеспечения снижения концентрации радона и его дочерних продуктов до безопасных уровней;
- обустройство дополнительных, более информативных наблюдательных скважин до глубины залегания грунтовых вод в зонах, непосредственно примыкающих к хранилищам, а также сборников лизиметрических вод в грунтах, прилегающих к конструкциям для контроля потенциального выхода подвижных радионуклидов (³H, ¹⁴C, ³⁶Cl, ⁹⁰Sr) за пределы внешней границы ограждающих конструкций;
- дополнение системы радиационного контроля на площадке хранилищ регламентом регулярных наблюдений концентраций радона, как на территории, так и внутри хранилищ.

После проведения комплекса мероприятий по извлечению, сортировке, переупаковке, кондиционированию и классификации твердых РАО и отработавших ИИИ потенциально существует возможность использовать конструкции выводимых из эксплуатации хранилищ повторно в качестве ПХРО для упорядоченного хранения РАО и ИИИ в контейнерах до момента отправки для размещения на объект окончательного удаления РАО (ПЗРО). Для реализации варианта отложенной ликвидации хранилищ РАО необходима разработка проекта, включающего дооснащение и замену технологического оборудования, коммуникаций, инженерных сетей, установку дополнительных инженерных барьеров (внутренние – из нержавеющей стали, внешние – из слабопроницаемых грунтов с добавкой сорбентов).

Решение о концепции использования и окончательном выводе хранилищ Спецпредприятия из эксплуатации имеет комплексный характер и должно быть увязано с мероприятиями в рамках Стратегии по обращению с РАО в Республике Беларусь.

Однако при реализации отложенного решения путем консервации отдельных хранилищ без извлечения РАО значительно увеличивается риск проникновения радионуклидов в окружающую среду и последующего их влияния на состояние здоровья населения прилегающих территорий.

Варианты отложенного решения путем консервации хранилищ РАО должны быть рассмотрены в обосновании безопасности исходя из экономически обоснованных ожидаемых результатов по обеспечению радиационной безопасности населения. Вероятно, что в случае принятия решения о ликвидации объектов хранения РАО на Спецпредприятии целесообразно проводить эту операцию в более ранние сроки, пока радиоактивное загрязнение не распространилось по всей глубине зоны аэрации, и зона аэрации сама не стала источником радиоактивного загрязнения подземных вод.

Заключение

В данной работе предложена концептуальная технологическая схема организации работ по выводу из эксплуатации законсервированных хранилищ Спецпредприятия, приведены концептуальные проектные решения по извлечению РАО из ячеек хранилищ, даны рекомендации по сортировке, кондиционированию и упаковке извлеченных РАО, определены меры по обеспечению радиационной безопасности участвующего в работах персонала. Приведен комплекс рекомендуемых мероприятий по укреплению, замене и ремонту инженерных конструкций и оборудованию хранилищ Спецпредприятия, а также совершенствованию системы радиационного мониторинга, обеспечивающий радиационную безопасность населения и окружающей среды в среднесрочной перспективе.

Данные концептуальные решения послужат основой для разработки концепции вывода из эксплуатации спецпредприятия по обращению с радиоактивными отходами УП «Экорес».

Список использованных источников

- 1. Вывод из эксплуатации установок. Общие требования безопасности [Электронный ресурс]. – № GSR Part 6 – Вена: МАГАТЭ, 2015. – Режим доступа: https://www-pub.iaea.org/MTCD/ Publications/PDF/Pub1652r_web.pdf. – Дата доступа: 10.02.2020.
- 2. Требования к обеспечению безопасности при выводе из эксплуатации пунктов хранения радиоактивных отходов: утв. постановлением Министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь от 22.02.2019 № 25.
- 3. Retrieval and conditioning of solid radioactive waste from old facilities [Электронный ресурс]. № 456 Vienna: IAEA, 2007. Режим доступа: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications / PDF / TRS456_web.pdf. Дата доступа: 14.04.2020
- М.Л. Жемжуров, В.В. Скурат. Республиканский пункт захоронения радиоактивных отходов: состояние и перспективы // В сб.: Международная конференция, посвященная 100-летию со дня рождения Н.В. Тимофеева-Ресовского МЭУ им. А.Д. Сахарова, 2000 г. – Минск, 2000. – С. 18 – 20.
- 5. Реабилитация радиоактивно загрязненных объектов и территории РНЦ «Курчатовский институт»/ Е.П. Велихов [и др.] // Атомная энергия. –2007. Вып. 5, т. 102. С. 300–306.
- Жемжуров М.Л. Проблемы организации радиационного мониторинга и дозиметрического контроля в ходе планируемых работ по извлечению твердых РАО из республиканского ПЗРО. // В сб.: Материалы III международного симпозиума «Актуальные проблемы дозиметрии», 2001.– Минск, 2001.– С. 160–163.
- 7. Нормы радиационной безопасности (НРБ 2012). Минск: Министерство здравоохранения РБ, 2012. – 50 с.
- 8. Извлечение радиоактивных отходов и ликвидация старых хранилищ в РНЦ «Курчатовский институт» / Н.Н. Пономарев-Степной [и др.] // Атомная энергия. –2007. Вып. 2, т. 103. С. 129–133.
- Технический отчет по результатам комплексного инженерного и радиационного обследования законсервированных и выводимых из эксплуатации хранилищ радиоактивных отходов УП «Экорес» / Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом», АО «Логистический центр ЯТЦ». – Москва, 2019. – 469 с.
- 10. Нормы и правила по обеспечению ядерной и радиационной безопасности «Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения». Постановление Министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь от 28 сентября 2010 г.

№ 47 (в редакции постановления Министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь от 24.07.2017 № 33).

- 11. Требования к обеспечению радиационной безопасности персонала и населения при обращении с радиоактивными отходами. Постановление Министерства здравоохранения Республики Беларусь от 31.12.2015 № 142.
- 12. 1Metal matrix immobilization of sealed radioactive sources for safe storage, transportation and disposal / Ojovan M.I. [etc] // Proc. Int. Conf. WM 04, February 29-March 4, 2004, Tucson, Arozona, USA, CD-ROM (2004).
- 13. Management of spent radiation sources at regional facilities «RADON» in Russian Federation / Sobolev I.A. [etc] // Proc. Int. Conf. WM 01, February 25 March 1, 2001, Tucson, Arozona, USA, CD-ROM (2001).
- 14. Обследование и подготовка к ликвидации старых хранилих радиоактивных отходов в РНЦ «Курчатовский институт» / Н.Н. Пономарев-Степной [и др.] // Атомная энергия. –2007. Вып. 6, т. 102. С. 374–377.
- 15. Применение дистанционно управляемых механизмов в целях снижения радиационного воздействия на персонал / В.Г. Волков [и др.] // Атомная энергия. 2012. Вып. 5, т. 113. С. 285–289.
В.В. Торопова, А.В. Радкевич, В.П. Петрушкевич, В.В. Саплица

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси, Минск, Республика Беларусь e-mail: vtoropova@sosny.bas-net.by

ПЕРЕРАБОТКА ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ СЛОЖНОГО ХИМИЧЕСКОГО СОСТАВА

Аннотация

В докладе приведены данные работы по очистке ЖРО, образовавшихся в результате деятельности радиохимических лабораторий института на установке по переработке ЖРО.

Область применения работ – учреждения, работающие с источниками ионизирующих излучений, атомная энергетика и различные отрасли промышленности. Полученные результаты могут быть использованы при разработке технологий очистки и переработки ЖРО.

Цель работы – разработка эффективного способа очистки «исторических» жидких радиоактивных отходов, образовавшихся в результате деятельности радиохимических лабораторий научного учреждения «ОИЭЯИ – Сосны», и переработка накопленных ЖРО.

Для достижения поставленной цели были решены следующие задачи:

- создана установка по переработке ЖРО;
- разработаны технология и технологическая схема переработки ЖРО на созданной установке;
- переработано 250 м³ «исторических» жидких радиоактивных отходов.

Основные требования к технологии переработки ЖРО:

- очистка до требуемых уровней;
- минимизация объема отходов, направляемых на захоронение;
- использование энергосберегающих, в первую очередь сорбционно-мембранных, методов переработки.

Введение

Установка переработки жидких радиоактивных отходов (далее – УП ЖРО) была создана в рамках задания 27 Государственной научно-технической программы «Ядерно-физические технологии для народного хозяйства Беларуси» (подпрограмма «Разработка и использование изотопных технологий в народном хозяйстве»). УП ЖРО предназначена для переработки низкоактивных и среднеактивных жидких отходов сложного химического и радиохимического состава.

УП ЖРО состоит из блоков приемки и временного хранения ЖРО, очистки и концентрирования ЖРО, отверждения (цементирования) РАО. Основная часть УП ЖРО – блок очистки и концентрирования ЖРО – построена по модульному принципу. В составе блока находится 5 модулей, в каждом из которых реализуется определенный физико-химический метод переработки ЖРО. Модульный принцип построения позволяет производить выбор различных вариантов переработки ЖРО, а также замену модулей без нарушения целостности УП ЖРО. Блок отверждения (цементирования) РАО предназначен для перевода в твердое агрегатное состояние образующегося после очистки концентрата ЖРО и ТРО путем иммобилизации в цементную матрицу, либо другими методами, предусмотренными технологическими регламентами.

В результате научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ в 1980–1990 годы на установке переработано 250 м³ ЖРО, образовавшихся в радиохимических лабораториях научного учреждения «ОИЭЯИ – Сосны».

Ход и результаты эксперимента

Для разработки способа очистки ЖРО, образовавшихся в результате деятельности радиохимических лабораторий («исторических» ЖРО) был использован опыт, накопленный в лаборатории «Форм нахождения радионуклидов (металл-ионов)», по изучению особенностей

гидролитического поведения металл-ионов в водных растворах различного состава и разработке способов очистки ЖРО, образующихся на АЭС, при дезактивации объектов, пострадавших в результате аварии на Чернобыльской АЭС, или при производстве изотопной продукции [1].

Для проведения исследований использовали ряд физико-химических методов – диализ, ультрафильтрация, ионный обмен, сорбция, соосаждение, окисление. Содержание γ-излучающих радионуклидов в растворе определяли на γ-, β-спектрометре МКС-АТ 1315, содержание β- и α-излучающих радионуклидов определяли суммарной α-, β-активностью согласно методике [2–4].

Химический и радионуклидный состав жидких радиоактивных отходов, поступающих на переработку, приведен в табл. 1.

Так как содержание радионуклидов ¹³⁷Cs, ^{239,240}Pu, и ²³⁸Pu в «исторических» ЖРО не превышает референтные уровни вмешательства согласно гигиеническому нормативу [5], т.е. по этим радионуклидам растворы не являются ЖРО, эффективность очистки оценивалась по удалению радионуклидов ⁶⁰Co и ⁹⁰Sr из проб ЖРО. Для оценки удаления радионуклида ¹³⁷Cs использовали модельный раствор, а также вводили радиоактивную метку ¹³⁷Cs в реальную пробу ЖРО из резервной емкости.

	1	1			1	2			1	
	as o octb cot /cm /cm rtb, xa/J	ние лгсза, г/л	аток,	Содержание радионуклидов, Бк/дм ³						
pН	Удельн электр проводно У. МКСМ	Xectroo MMOJE-31	Содержа общего же Fe _{общ} , M	мг О ₂ /л	Сухой ост мг/л	⁶⁰ Co	¹³⁷ Cs	90Sr	²³⁸ Pu	^{239,240} Pu
	Емкость № 1									
4,00	1625	4,1	0,60	2,35	1100	< 3	8,35	225,76	< 0,05	< 0,05
Емкость № 2										
7,50	620	2,9	0,08	4,83	385	1200	< 3	58,97	< 0,05	< 0,05

Таблица 1. Характеристика химического и радионуклидного состава «исторических» ЖРО

Очистка проб ЖРО от радионуклидов ⁹⁰Sr методами ионного обмена и сорбции

Результаты по очистке проб ЖРО из емкости № 1 от радионуклидов стронция методом ионного обмена и сорбции на активированном угле приведены в табл. 2 и являются средним значением из 6–9 параллельных опытов.

Таблица 2. Очистка проб жидких радиоактивных отходов из емкости № 1 от ⁹⁰Sr методами ионного обмена и сорбции

р (ни		Активность	(иент Іения,	НЬ Я, %	циент , К _{оч}	
Номе операн	Условия очистки	исходная, А ₀	после очистки, А	Коэффип распредел К _n	Степе	Коэффиі очистки
1	Сорбция, активированный уголь V/m=100, t = 1 суд. pH 4	197±12	35±6	463	82	б
2	Сорбция, активированный уголь V/m=200, t = 1 суд. pH 4	197±12	48±7	620	76	4
3	Ионный обмен, КУ-2, pH 4; V/m=500, t = 1 сут	167±23	< 5	>104	>9 7	>35
4	Ионный обмен, КУ-2, pH 8; V/m=500, t = 1 сут	190±23	< 5	>104	>97	>35
5	Колонка уголь, динамический режим, V/m=100, 1 л/ч, бумажный фильтр «синяя лента»	122±12	11±2	-	91	11

Как показывают результаты эксперимента, для радионуклидов ⁹⁰Sr необходимая степень очистки достигается как с использованием метода ионного обмена, так метода сорбции на активированном угле. Это свидетельствует о том, что радионуклиды находятся в ЖРО в ионной форме и будут хорошо задерживаться также методом обратного осмоса.

Очистка жидких радиоактивных отходов от радионуклидов кобальта мембранными методами

Результаты по очистке проб жидких радиоактивных отходов из емкости № 2 мембранными методами приведены в табл. 3 и являются средним значением из 6–9 параллельных опытов.

р		Активность	раствора, Бк	C	Коэффициент очистки			
Номеј операц	Условия очистки	исходная, А ₀	после очистки, А	Степень удаления, %				
	 Ультрафильтрация, мембрана ПА-10 (диаметр пор 7,8 нм) 							
1.1	рН 8; 5 Па	964±100	918±110	4,8	1,0			
1.2	pH 10,5; 5 Па	1430±100	1416±99	1,0	1,0			
	2 – Ультрафильтрация, мембрана целлофан (диаметр пор 2 нм)							
2	pH 10,5; 7 Па	200±20%	193±19	3,5	1,0			
	3 – Диализ целлофан (диаметр пор 2 нм)							
3.1	pH 8,0; t – 3 сут.	52±13	20±7	61,5	2,6			
3.2	pH 10,5; t – 3 сут.	59±13	21±8	64,4	2,8			

Таблица 3. Очистка проб жидких радиоактивных отходов из емкости № 2 от радионуклидов ⁶⁰Со мембранными методами

Как показывают экспериментальные данные по очистке проб жидких радиоактивных отходов из емкости № 2 от радионуклидов ⁶⁰Со, мембранными методами не удается удалить ⁶⁰Со из раствора и достичь необходимой степени очистки.

Очистка жидких радиоактивных отходов от радионуклидов кобальта методами ионного обмена и сорбции

Результаты по очистке проб жидких радиоактивных отходов из емкости № 2 от радионуклидов ⁶⁰Со методами ионного обмена на катионите КУ-2 и сорбцией на активированном угле в статическом и динамическом режиме приведены в табл. 4 и 5 и являются средним значением из 6–9 параллельных опытов.

Таблица 4. Очистка проб жидких радиоактивных отходов из емкости № 2 от радионуклидов ⁶⁰Со методами ионного обмена на катионите КУ-2 и сорбции на активированном угле

		$\Delta v \tau u p u o c \tau t n'$	actrona Er						
Номер операц	Условия очистки	исходная, после А ₀ очистки, А		Коэффициент распределения К _р	Степень удаления, %	Коэффициент очистки			
1,2 -	1,2 – Ионный обмен в статических условиях								
1	pH 3; V/m=500; t – 1 сут	278±28	255±40	45	8,3	1,1			
1.1	Повторная сорбция, те же	255±41	247±25	16	3,1	1,0			
Сумм	арно				11,2	1,1			
2.1	рН 8; V/m=500; t – 1 сут	281±34	236±24	95	16,0	1,2			
2.2	pH 10; V/m=500; t – 1 сут	298±39	217±20	186	27,2	1,4			
3-И	онный обмен в динамических усло	виях (5 повторн	ых прохожде	ний)					
3.1	рН 8; V/m=500; w = 2 л/ч	700±91	598±60	_	14,6	1,2			
3.2	рН 3; V/m=500; w = 2 л/ч 558±56 547±55 -		_	2,0	1,0				
4 – Ионный обмен в статических условиях после окисления									
4.1	Кипячение, 3% H ₂ O ₂ ; pH 8	304+35	346+35	70	12,2	11			
	Сорбция: V/m=500; t – 1 сут	37 4 -33	540±35			1,1			

Продолжение таблицы 4

	<i>i i</i>								
4.2	HCl до pH 1,0; кипячение	314±66	281±67	59	10.5	1.1			
	Сорбция: V/m=500; t – 1 сут		201-07		10,5	-,-			
5 – Сорбция на активированном угле									
5.1	V/m=200, t - 1 cyr 391±43 173±36 252				55,8	2,3			
5.2	Повторная сорбция	172+26	51401	170	70.5	2.4			
5.2	V/m=200, t – 1 сут	1/5±30	51±21	4/0	70,5	5,4			
Сум	87,0	7,7							
6 – C	6 – Сорбция на активированном угле в присутствии ПАВ								
61	0,01% сульфонол	204+25	242110	42	177	1.2			
0.1	V/m=200, t – 1 сут	294±35 242±19		45	1/,/	1,2			
7 – C	7 – Сорбция на активированном угле в динамическом режиме								
7.1	V/m=100, w=1 л/ч	281±22	202±28	-	28,1	1,4			
7.2	V/m=100, w=1 л/ч	202±28	76±36	-	62,4	2,7			
	73,0	3,7							

Как показывают экспериментальные данные, радионуклиды ⁶⁰Со, практически не извлекаются ионообменным методом на катионите КУ-2, но достаточно хорошо сорбируются на активированном угле. Этот факт свидетельствует о том, что радионуклиды кобальта находятся в жидких радиоактивных отходах в связанной форме, возможно в виде аммиачного или органического комплекса. Проведя двухступенчатое извлечение ⁶⁰Со сорбцией на активированном угле можно очистить ЖРО до концентраций ⁶⁰Со в растворе, значительно ниже референтного уровня по данному радионуклиду [5].

В рамках выполнения работы Институтом общей и неорганической химии НАН Беларуси были синтезированы новые гранулированные сорбенты на основе доломита [6]. Сорбционные свойства синтезированных сорбентов оценивали с использованием растворов ⁶⁰Со (средняя исходная активность составляла 2,2·10⁵ Бк/л) в динамических условиях (линейная скорость пропускания раствора через сорбент – 20 м/ч, а масса сорбента – 4,5 г) [7].

Из экспериментальных данных по сорбции радионуклидов ⁶⁰Со следует, что термохимическая активация доломита приводит к существенному изменению сорбционных характеристик сорбента: коэффициента задержания (рис. 1) и суммарной поглощенной удельной активности (табл. 5).

05	Исходный	Темпера	ации, °C	
Образец сороента	доломит	700	800	900
Суммарная удельная активность, А×10 ⁻⁴ , Бк/г	0,017	0,72	1,5	7,7

Таблица 5. Суммарная поглощенная удельная активность сорбентов

Степень задержания ⁶⁰Со для образцов сорбентов, полученных при 700, 800 и 900 °С составляет 1,0–0,8; 0,8–0,6 и 0,6–0,4 соответственно. Об этом также свидетельствует увеличение максимальных коэффициентов распределения с 600 до 1700 при переходе от образца, полученного при 700 °С, к сорбенту, полученному при 900 °С (рис. 2). Кроме того, при увеличении температуры получения сорбентов в указанном выше температурном интервале наблюдается рост суммарной удельной активности сорбентов (табл. 5), которая для образца, полученного при 900 °С, превышает более чем в 400 раз ту же характеристику немодифицированного природного доломита.

Так при пропускании более 500 объемов загрязненного раствора со средней удельной активностью 2,2·10⁵ Бк/л через один объем сорбента, полученного при 900°С, его полная удельная активность составила 7,7·10⁴ Бк/г, а общее извлечение ⁶⁰Со порядка 65 %.



Рис. 1. Поглощение радионуклида ⁶⁰Со в динамическом режиме на гранулированных сорбентах на основе доломита:







1, 2, 3 – сорбенты, полученные термохимической активацией доломита при температуре 700, 800 и 900 °C соответственно; Кр – коэффициент распределения;

Vk – объем раствора, пропущенного через колонку

Разработанные гранулированные сорбенты на основе природного карбонатного сырья имеют высокие физико-химические и эксплуатационные свойства и могут быть рекомендованы для предварительной очистки ЖРО неизвестного химического состава перед обратноосмотическим и ионообменным модулями.

Очистка жидких радиоактивных отходов от радионуклидов кобальта комбинированными методами

Результаты по очистке проб жидких радиоактивных отходов из емкости № 2 комбинированными методами от радионуклидов кобальта представлены на рис. 3.



Рис. 3. Эффективность очистки «исторических» ЖРО различными методами: 1 – катионный обмен, статические условия, pH 3; 2 – катионный обмен, статические условия, pH 8; 3 – катионный обмен, статические условия, pH 10; 4 – катионный обмен, динамические условия, pH 8; 5 – катионный обмен, динамические условия, pH 3; 6 – ультрафильтрация, диаметр пор 7.8 нм, pH 8; 7 – ультрафильтрация, диаметр пор 7.8 нм, pH 10,5; 8 – ультрафильтрация, диаметр пор пор 2 нм, pH 10,5; 9 – окисление H₂O₂, кипячение, катионный обмен, статические условия, pH 8; 10 – кипячение с HCl, pH 1, катионный обмен, статические условия; 11 – коагуляция, флоккуляция, фильтрование* ч/з бумажный фильтр «синяя лента»; 12 – кипячение KMnO₄, кислая среда, фильтрование*, катионный+анионный обмен статические условия; 13 – KMnO₄, pH 8, фильтрование*; 14 – кипячение с Fe₃+, pH 1, катионный обмен, статические условия; 15 – сорбция углем, статические условия; 16 – сорбция углем в присутствии ПАВ, статические условия; 17 – сорбция углем, динамические условия

Полученные данные показали, что радионуклиды ⁶⁰Со не удаляются из ЖРО следующими методами:

- соосаждения с коагулянтом и флоккулянтом;
- предварительного окисления с последующим соосаждением с гидроксидом MnO₂ и фильтрованием ч/з бумажный фильтр «синяя лента»;
- предварительного окисления с последующим соосаждением с гидроксидом MnO₂, фильтрованием ч/з бумажный фильтр «синяя лента» и сорбцией на катионите КУ-2;
- предварительного окисления с последующим соосаждением с гидроксидом Fe(III), фильтрованием ч/з бумажный фильтр «синяя лента» и сорбцией на катионите КУ-2.

Радионуклиды ⁶⁰Со эффективно удаляются из ЖРО методом ступенчатой сорбции на активированном угле в статическом и (или) динамическом режиме, коэффициент очистки составляет ~10, удаление ~90 %, общее извлечение ⁶⁰Со гранулированными сорбентами на основе природного карбонатного сырья составляет порядка 65 %.

Очистка жидких радиоактивных отходов радиохимической лаборатории («исторических ЖРО»)

Проведенные испытания способа очистки жидких радиоактивных отходов в лабораторных условиях показали:

- радионуклиды ⁹⁰Sr находятся в жидких радиоактивных отходах в ионной форме и хорошо удаляются из раствора методом ионного обмена на катионите КУ-2 или сорбцией на активированном угле;
- радионуклиды ⁶⁰Со находятся в жидких радиоактивных отходах в связанном виде с комплексообразующими веществами (не задерживаются полупроницаемыми мембранами, не сорбируются на катионите КУ-2);
- методы химического окисления не разрушают полностью комплексы ⁶⁰Со;

- методом ступенчатой сорбции на активированном угле в статическом и (или) динамическом режиме радионуклиды ⁶⁰Со эффективно удаляются из ЖРО, коэффициент очистки составляет ~10, удаление ~90 %;
- гранулированные сорбенты на основе природного карбонатного сырья, имеют высокие физико-химические и эксплуатационные свойства (общее извлечение ⁶⁰Со составляет порядка 65 %) и могут быть рекомендованы для предварительной очистки ЖРО неизвестного химического состава перед обратноосмотическим и ионообменным модулями.

На основании выполненных исследований была предложена схема очистки жидких радиоактивных отходов комбинированным способом, основные этапы которой включают:

1) удаление грубодисперсных взвесей (макрофильтрация);

2) удаление тонкодисперсных взвесей (микрофильтрация);

дозирование реагентов;

3) селективная сорбция (засыпной фильтр: активированный уголь, селективные неорганические сорбенты, гранулированные сорбенты на основе природного карбонатного сырья);

4) удаление тонкодисперсных взвесей, коллоидных частиц 0,2–1 мкм (картриджный керамический мембранный фильтр) [8];

5) удаление ионных форм, обессоливание методом обратного осмоса (0,2–0,5 нм) (картриджный мембранный фильтр);

6) удаление ионных форм методом ионного обмена на картриджном ионитном фильтре или фильтре смешанного действия анионитно-катионитном;

контроль качества очищенной воды;

7) кондиционирование РАО.

Разработаны методика обезвреживания ЖРО, технологическая схема очистки жидких радиоактивных отходов и технологический регламент кондиционирования жидких радиоактивных отходов. Испытаны модули УП ЖРО в составе 5 технологических линий селективная сорбция (I), микрофильтрация (II), обратный осмос (III), ионный обмен (IV,V): коэффициент очистки составил от 10^1 до 10^3 . Переработано ~250 м³ ЖРО радиохимической лаборатории, находившихся в двух резервных емкостях. Содержание радионуклидов в очищенной воде соответствует требованиям санитарных норм и правил [5, 9]. Получено ~ 689 кг вторичных ТРО; суммарное сокращение объёма РАО – 3,6·10².

Снижение уровня радиоактивности после очистки ЖРО позволило существенно уменьшить количество подлежащих захоронению радиоактивных отходов и повысить уровень безопасности при обращении с ними.

Список использованных источников

- 1. Давыдов, Ю.П. Формы нахождения металл-ионов (радионуклидов) в растворе/ Ю.П. Давыдов, Д.Ю. Давыдов. – Минск: Беларуская навука, 2011. – 302 с.
- Качество воды. Измерение общей альфа-активности в питьевой воде. Метод толстослойного источника : СТБ ISO 9696-2010. – Введ. 15.02.2010. – Минск : Госкомитет по стандартизации Респ. Беларусь : Белорус. гос. ин-т стандартизации и сертификации, 2010. – 10 с.
- 3. Качество воды. Измерение общей бета-активности в питьевой воде. Метод толстослойного источника : СТБ ISO 9697-2010. Введ. 15.07.2010. Минск : Госкомитет по стандартизации Респ. Беларусь : Белорус. гос. ин-т стандартизации и сертификации, 2010. 10 с.
- 4. Методика определения суммарной альфа- и бета-активности водных проб альфа-бетарадиометром УМФ-2000 УМФ-2000. – М.: НПП «Доза», 2005. – 12 с.
- 5. Гигиенический норматив «Критерии оценки радиационного воздействия». Утверждены постановлением Министерства здравоохранения Республики Беларусь от 28.12.2012 № 213. Введены 01.01.2013.
- 6. Сорбент на основе природного доломита для извлечения радионуклидов кобальта / А.И. Ратько и [др.] // Радиохимия. 2011. Т. 53, № 6. С. 534–537.

- Cobalt speciation in Aqueous Solution and Sorbents on the Basis of Natural Dolomite for Cobalt Removal / A.V. Radkevich [et al.] // Chemistry Research and Application. Cobalt. Occurrence, Uses and Properties / Nova Science Publisher, Inc.; ed. Yamamoto Kobayashi, Haruto Suzuki. – New York, 2013. – Ch. 6. – P. 191–214.
- Radkevich, A.V. The Retentiveness of Ceramic Microfiltration Membranes with Respect to Ferric Iron Ions/ A.V. Radkevich [et al.]// Protection of Metals and Physical Chemistry of Surfaces. – 2012. – V. 48. – P. 553–556.
- 9. Санитарные нормы и правила «Требования к обеспечению радиационной безопасности персонала и населения при обращении с радиоактивными отходами». Утверждены постановлением Министерства здравоохранения Республики Беларусь от 31.12.2015 № 142.

В.В. Сасковец, В.В. Торопова, А.В. Радкевич, О.Б. Коренькова, Е.Э. Венглинская

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси, Минск, Республика Беларусь e-mail: vtoropova@sosny.bas-net.by

ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ТЕРМОДЕСТРУКЦИИ ПРИРОДНЫХ СЛАНЦЕВ ДЛЯ ПОЛУЧЕНИЯ КОМПОЗИЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ, СЕЛЕКТИВНЫХ ПО ОТНОШЕНИЮ К РАДИОНУКЛИДАМ ЦЕЗИЯ, СТРОНЦИЯ И КОБАЛЬТА

Аннотация

В работе представлены результаты по исследованию влияния различных факторов на процесс термодеструкции природных сланцев на разработанной лабораторной установке модульного типа. Изучены адсорбционные и текстурные характеристики образцов композиционных материалов (термообработанных горючих сланцев) методом низкотемпературной адсорбции–десорбции азота и сорбции радионуклидов из водных растворов. Показано, что при термообработке горючих сланцев как, в замкнутом объеме без доступа воздуха с отводом летучих продуктов разложения, так и при обработке паром при 450 °C, можно получить композиционные материалы, обладающие селективными сорбционными свойствами по отношению к радионуклидам ¹³⁷Cs, ⁸⁵Sr и ⁶⁰Co из водных растворов. При выборе оптимальных условий сорбции значение коэффициента распределения радионуклидов достигает $10^3 - 10^4$ см³.г⁻¹.

Введение

Эксплуатация ядерных энергетических установок, атомных электростанций и других объектов с ядерным топливным циклом приводит к образованию значительного объема радиоактивных отходов, в том числе жидких. Основной вклад в радиоактивность ЖРО, как правило, вносят радионуклиды ¹³⁷Cs, ⁹⁰Sr, ⁶⁰Co, характеризующиеся длительными периодами полураспада, высокой радиационной опасностью и большой подвижностью в объектах окружающей среды [1]. Как правило, эти радионуклиды находятся в ионной форме, и наиболее эффективными методами их извлечения являются ионный обмен и сорбция с использованием селективных сорбентов.

Важнейшим фактором устойчивого экономического развития является внедрение новых эффективных технологий, которые позволяют экономить используемые ресурсы и имеют более высокие экономические и экологические показатели. Используемые в настоящее время сорбенты для очистки жидких радиоактивных отходов достаточно дорогие, что приводит к значительным материальным затратам. Ввод в эксплуатацию Белорусской АЭС делает задачу по поиску наиболее эффективных и дешевых сорбентов еще более актуальной. Создание универсальных сорбентов на базе дешевого и легко доступного сырья представляет большой интерес.

В Республике Беларусь имеются запасы природного сырья (глины, доломиты, торф, трепел и т.п.), которые могут быть использованы как сорбенты для очистки ЖРО от радионуклидов [2, 3]. Перспективными сорбентами могут стать продукты переработки горючих сланцев. Горючие сланцы состоят из смеси неорганических и органических веществ. Неорганические вещества представлены в основном карбонатными (кальцит и доломит) и глинистыми (гидрослюды и монтмориллонит) минералами. Исследования химического состава золы показали, что минеральная часть в основном состоит из оксидов кремния, алюминия, железа, кальция и магния [4]. Общепринято, что развитие потенциала сланцев как полезных ископаемых заключается в их глубокой переработке с использованием как органической, так и минеральной части. Состав минеральной матрицы близок к природным алюмосиликатам, что позволяет предположить наличие сорбционных и селективных свойств по отношению к различным радионуклидам. При выполнении исследований по отработке методики и параметров получения композиционных материалов на основе сланцев Туровского месторождения методом термодеструкции [5] было показано, что благодаря тонкодисперсному распределению керогена (органической части сланцев) при термодеструкции создаются условия для получения мезои микропор. Полученные композиционные материалы обладают хорошими сорбционными свойствами по отношению к радионуклидам цезия, стронция и кобальта.

Ход и результаты эксперимента

Была разработана и создана лабораторная установка модульного типа, позволяющая вносить изменения в конструкцию для проведения исследований с использованием различных факторов: давление; скорость нагрева; подача одновременно с нагревом воздуха, инертного газа, кислорода; подача водяного пара с температурой, равной температуре сланца в реакторе; нагрев острым паром; предварительная обработка сланца органическими растворителями.

Термодеструкция сланцев методом экстракции проводилась на модернизированной проточной экспериментальной установке (рис. 1).



Рис. 1. Лабораторная установка по получению композиционных материалов из природного сланца:

1 – дозирующее устройство; 2 – мерная емкость с жидкостью для испарения;

3 – мерная емкость для контроля установленного расхода; 4 – парогенератор;

5 – рабочий участок (реактор), совмещенный с догревателем пара;

6 – регулятор давления; 7 – предохранительный клапан; 8 – воздушный холодильник; 9 – сборник жидкости; 10 – газосборник;

11 – сборник жидких продуктов разложения сланца

Параметры обработки горючих сланцев приведены в табл. 1.

Образец	Температура нагрева, °С	Скорость нагрева, °С/мин	Время выдержки, мин	Обработка паром	Другое
27	420	2	40	_	В замкнутом объеме без доступа воздуха с отводом летучих продуктов разложения
28	420	5	40	—	
29	420	10	40	—	$\Pi_{\rm op}$ 450 °C
30	800	>15	30	—	11ap 450 C
31	420	2	40	+	
32	420	5	40	+	
33	420	10	40	+	Время обработки
34	800	>15	30	+	паром – 30 мин

Таблица 1. Параметры обработки горючих сланцев: размер фракции 3 мм

Методика проведения эксперимента

Адсорбционные свойства и текстуру образцов оценивали из изотерм низкотемпературной (–196°С) физической адсорбции–десорбции азота, измеренных объемным методом на анализаторе площади поверхности и пористости ASAP 2020 MP (Micromeritics, США). Исследования проводились в Институте общей и неорганической химии НАН Беларуси. Удельную поверхность определяли методом одной точки (Asp) в соответствии с теорией Брунауэра–Эмметта–Теллера (БЭТ) (ABET). Метод одной точки также использовался для расчета удельной поверхности Asp и определения адсорбционных и десорбционных объемов пор (Vsp.ads и Vsp.des), их среднего адсорбционного и десорбционного диаметра пор Dads и Ddes. Относительная погрешность определения объема пор составляла $\pm 1\%$, площади поверхности и размера пор $-\pm 15\%$ [6].

Сорбционные свойства по отношению к радионуклидам ¹³⁷Cs, ⁶⁰Co и ⁸⁵Sr исследовались на водных растворах при совместном присутствии радионуклидов с удельной активностью 3,7·(10³–10⁵) Бк/л. Сорбция проводилась из нейтрального водного раствора (pH 6–7). Величину pH раствора определяли с помощью стеклянного электрода на иономере И-160. Соотношение объем раствора на массу сорбента составляло 10, 100 и 1000 см³ г⁻¹. Перемешивание фаз осуществлялось в приборе для встряхивания в течение 1 сут до достижения равновесия. Далее растворы фильтровались через бумажные фильтры «синяя лента» и измерялась активность фильтратов. Измерение активности проводилось методом регистрации гамма-излучения сцинтилляционными блоками детектирования на гамма-бета-спектрометре MKC-AT1315.

Для практической оценки сорбционных свойств исследуемых образцов использовали коэффициент распределения Kd (1) и степень сорбции S, % (2):

$$Kd = (A_0 - A)/A^{x} V/m, \tag{1}$$

)

(2)

где A0 и A – начальная и равновесная активность раствора (или его аликвоты); V – объем раствора, см³; m – масса сорбента, г;

 $S = (A_0 - A)/A \times 100\%$,

где А0 и А – начальная и равновесная активность раствора (или его аликвоты).

Предел основной относительной статистической погрешности θ измерения общей (удельной) активности на гамма-бета-спектрометре МКС-АТ1315 составляет ±20 % в диапазоне от 2 до 10⁶ Бк/л (Бк/кг).

Полученные результаты

Согласно данным низкотемпературной физической адсорбции–десорбции азота рассчитаны характеристики поверхности исследуемых композиционных материалов (образцы № 27–34): удельная площадь поверхности, объем пор, а также их размер. Полученные данные представлены на рис. 2–4.



Рис. 2. Зависимость сорбционных характеристик от давления обработки



Рис. 3. Зависимость сорбционных характеристик от температуры обработки



Рис. 4. Зависимость сорбционных характеристик от температуры обработки, скорости нагрева и обработки пара







б



Рис. 5. Зависимость коэффициента распределения Kd образцов горючих сланцев № 27–34 по отношению к радионуклидам ⁸⁵Sr (a), ¹³⁷Cs (б), ⁶⁰Co (в)







Рис. 6. Зависимость величины сорбции S радионуклидов ⁸⁵Sr (a), ¹³⁷Cs (б), ⁶⁰Co (в) на образцах горючих сланцев № 27–34 от температуры обработки сланцев

б

а

Из представленных данных следует, что увеличение давления процесса существенным образом не влияет на адсорбционные характеристики исследуемых композиционных материалов.

Увеличение температуры обработки приводит к росту удельной площади поверхности образцов (с 12 до 26 м²/г) и росту объема пор (0,033 – 0,073 см³/г). На размер пор температура обработки практически не влияет, в то время как обработка паром при 420 °C приводит к уменьшению размера пор в ~ 2 раза. Удельная площадь поверхности возрастает при обработке паром в ~ 2 раза.

Наибольшая удельная площадь поверхности была получена для композиционного материала при следующих параметрах обработки: 1 - T = 420 °C, скорость нагрева 2 °C/мин, обработка паром (Asp = 35 и ABET = 37 м²/г); 2 - T = 420 °C, скорость нагрева 5 °C/мин, обработка паром (Asp = 33 и ABET = 35 м²/г). Для остальных изученных образцов значения составили около 15–26 м²/г. Самые большие удельные объемы пор также имеют образцы со скоростью нагрева 2–5 °C/с, при обработке паром и конечной температуре нагрева T = 420 °C. Их значения составляют 0,081–0,102 см³/г; 0,058–0,063см³/г и 0,055–0,061см³/г соответственно. При этом наименьший размер пор составляет около 7 нм.

Зависимость коэффициента распределения образцов горючих сланцев № 27–34 по отношению к радионуклидам ¹³⁷Cs, ⁸⁵Sr, ⁶⁰Co от температуры обработки при различных соотношениях объема раствора к массе сорбента (V/m=10, V/m=100, V/m=1000 г/см³) приведена на рис. 5 (а–в).

Зависимость величины сорбции (S, %) радионуклидов ¹³⁷Cs, ⁸⁵Sr, ⁶⁰Co от температуры обработки для образцов горючих сланцев № 27–34 при различных соотношениях объема раствора к массе сорбента (V/m=10, V/m=100, V/m=1000) приведена на рис. 6 (а–в).

Как показывают полученные данные, сорбционные характеристики композиционных материалов, полученных методом деструкции острым паром, зависят от природы радионуклида, от соотношения объема очищаемого раствора к навеске сорбента (V/m, см³/г) и практически не зависят от режима обработки природного сланца.

По отношению к радионуклидам ¹³⁷Cs все образцы композиционных материалов обладают селективными свойствами. Величина сорбции ¹³⁷Cs образцами композиционных материалов составляет ~99 % при V/m = 10, 100 см³/г, при этом коэффициент распределения меняется от значения ~5·10² до 2·10³ для V/m = 10 и от ~1,5·10³ до 1·10⁴ для V/m = 100. При возрастании V/m до 1000 см³/г характер распределения радионуклидов в различных образцах композиционных материалов не меняется. Так, величина сорбции ¹³⁷Cs составляет от 65 до 90 %, значение коэффициента распределения меняется от 2·10³ до 1·104 см³/г для разных образцов.

По отношению к радионуклидам ⁸⁵Sr решающее значение имеет соотношение объема очищаемого раствора к навеске сорбента. Только при возрастании V/m до 1000 см³/г сорбция ⁸⁵Sr образцами композиционных материалов достигает 70–80 % при коэффициенте распределения Kd (2–3,5)·10³. При V/m = 10, 100 см³/г сорбция радионуклидов ⁸⁵Sr составляет от 5 до 20–40 % при коэффициенте распределения Kd порядка 5–100 соответственно. Таким образом, образцы, подвергнутые термодеструкции в замкнутом объеме без доступа воздуха с отводом летучих продуктов разложения (№ 27–30), так же как образцы, обработанные паром при 450 °C в течение 30 мин (№ 31–34), обладают большим сродством к радионуклидам ⁸⁵Sr.

По отношению к радионуклидам ⁶⁰Со характер зависимости сорбционных свойств от соотношения объема очищаемого раствора к навеске сорбента сохраняется аналогично радионуклидам ⁸⁵Sr, однако абсолютное значение коэффициента распределения возрастает в несколько раз. При возрастании V/m до 1000 см³/г сорбция ⁶⁰Со образцами композиционных материалов достигает 80 % при коэффициенте распределения Kd (0,3–1,6)·10⁴.

Таким образом, показано, что при термообработке горючих сланцев, как в замкнутом объеме без доступа воздуха с отводом летучих продуктов разложения, так и при обработке паром при 450 °C, можно получить композиционные материалы, обладающие селективными сорбционными свойствами по отношению к радионуклидам ¹³⁷Cs, ⁸⁵Sr и ⁶⁰Co из водных растворов. При выборе оптимальных условий сорбции значение коэффициента распределения радионуклидов достигает $10^3 - 10^4$ см³.г⁻¹.

Список использованных источников

- 1. Сорбционные технологии в современной прикладной радиохимии / В.В. Милютин [и др.] // Сорбционные и хроматографические процессы. 2016. Т. 16, № 3. С. 313–322.
- 2. Основы геологии Беларуси / А.С.Махнач [и др.]; НАН Беларуси, Ин-т геол. наук ; под общ. ред. А.С. Махнача. Минск, 2004. 391 с.
- 3. Геология Беларуси / А.С.Махнач [и др.]; НАН Беларуси, Ин-т геол. наук; под общ. ред. А.С. Махнача. Минск, 2001. 815 с.
- 4. Твердые горючие ископаемые Беларуси и особенности их глубинной переработки / И.И. Лиштван [и др.] // Химия твердого топлива. 2009. № 2. С. 3 6.
- 5. Исследование влияния ионизирующего излучения на процесс термического разложения горючих сланцев Туровского месторождения / В.В. Сасковец [и др.] // IV Междунар. конф. «Ядерные технологии XXI века». Республ. науч. семинар «Ядерные радиационные технологии»: доклады, Минск, 21 23 октября 2014 г. / Объед. ин-т энергет. и ядер. иссл. Сосны НАН Беларуси. Минск : Право и экономика, 2014. С. 195–199.
- 6. Исследование и разработка методов получения устойчивых к воздействию факторов внешней природной среды композиционных материалов, в том числе на основе отечественного сырья, для связывания радионуклидов и катионов тяжелых металлов: отчет о НИР / НАН Беларуси, Объед. ин-т энергет. и ядер. исслед. Сосны; рук. В.В. Сасковец, В.В. Торопова. Минск, 2018. 69 с. № ГР 20160844. Инв. № 1895.

В.В. Воробьев, В.В. Сорокин

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси, Минск, Республика Беларусь sorokinlab19@sosny.bas-net.by

ОБЕСПЕЧЕНИЕ СЕПАРАЦИИ ПАРА В ГОРИЗОНТАЛЬНЫХ ПАРОГЕНЕРАТОРАХ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК ВВЭР РАЗНЫХ ПОКОЛЕНИЙ (ОБЗОР)

Введение

Парогенераторы (ПГ) относятся к основному оборудованию энергоблоков АЭС с ВВЭР. Парогенераторы, предназначены для отвода тепла от реактора и генерации сухого насыщенного пара для питания турбоустановки. Через ПГ проходят потоки теплоносителя первого контура, потоки питательной воды и пара второго контура. На российских (советских) РУ ВВЭР используются ПГ горизонтального типа (ПГВ) с горизонтальным цилиндрическим корпусом, горизонтальными змеевиками и вертикальными коллекторами, в которые заделаны концы змеевиков [1]. Массогабаритные характеристики ПГВ должны обеспечивать возможность его транспортировки по железной дороге.

От эффективности ПГ в значительной степени зависят показатели работы энергоблока. Одним из основных факторов определения приемлемости характеристик ПГ является качество генерируемого пара, влажность которого не должна превышать 0,2 %. Качество генерируемого пара зависит от нескольких факторов, но в первую очередь от конструктивных особнностей ПГ, его сепарационных устройств и мощности. В ПГВ используется принцип гравитационной сепарации влаги. В ходе сепарации капли воды отделяются от потока пара и возвращаются на поверхность котловой воды, осушенный насыщенный пар отводится в паровой коллектор.

Гравитационная сепарация влаги осуществляется в объеме над кипящей котловой водой. Лопающиеся пузыри и релаксирующие мениски жидкости генерируют капли воды со скоростями, направленными от жидкости. Скорость пара также направлена от жидкости. Если ничего не предусмотреть, то капли окажутся перемешанными с паром, а поток будет иметь высокую влажность. Процесс гравитационной сепарации при скоростях пара существенно меньших скорости витания капель заключается в возврате вылетевших капель воды на поверхность жидкости под действием силы тяжести. Для гравитационной сепарации необходимо обеспечить определенную высоту объема над жидкостью. Высота зависит от скорости пара, уменьшаясь при снижении скорости.

При сохранении основных черт конструкции, совершенствование ПГВ сопровождается ростом производительности установок. В настоящее время в ОАО «Концерн Росэнергоатом» разработан ряд подпрограмм по нескольким направлениям, включая «Повышение тепловой мощности блоков ВВЭР-1000 на 4 %, ВВЭР-440 на 7 %». По поручению Концерна «Росэнергоатом» ОАО «ВНИИАЭС» совместно с разработчиками проектов РУ и АС выполнил «Анализ технических возможностей и экономической целесообразности увеличения тепловой мощности на блоке № 4 Балаковской АЭС до 107–112 %». Результаты данного анализа показали принципиальную возможность работы блока на мощности 107–110 % от номинального уровня. На основании выполненного анализа разработан «План организационно-технических мероприятий по увеличению тепловой мощности реактора пилотного блока № 4 Балаковской АЭС до 107–110 % в 18-месячном топливном цикле».

За счет модернизации увеличена до 475 МВт номинальная мощность на Кольской АЭС и до 510 МВт на АЭС Ловииса, Финляндия. Энергоблоки поколения 3+ АЭС с ВВЭР-1200 и ВВЭР-ТОИ также отличает повышенная мощность. Для обеспечения гравитационной се-парации в новых условиях необходимо совершенствовать сепарационные устройства, добиваясь заданного качества пара при возросшей нагрузке зеркала испарения и скорости пара.

Горизонтальные парогенераторы первого и второго поколений

ПГВ работают с начала ввода в эксплуатацию АЭС с ВВЭР [1]. В работах [1–3] отмечаются

следующие преимущества горизонтальных парогенераторов по отношению к вертикальным парогенераторам на АЭС с PWR: умеренная паровая нагрузка (приведенная скорость выхода пара с зеркала испарения составляет 0,2–0,3 м/с); умеренные скорости среды во втором контуре (до 0,5 м/с), исключающие опасность от вибраций теплообменных труб и снимающие проблему повреждения от посторонних предметов; отсутствие условий накопления шлама на стенках коллекторов теплоносителя в местах заделки трубок; сравнительно малые (0,3 м/с) скорости в опускных участках при значительной кратности естественной циркуляции; благоприятное расположение трубного пучка с точки зрения обеспечения естественной циркуляции теплоносителя в аварийных режимах.

Работая в составе АЭС, горизонтальные парогенераторы должны отвечать, в частности, следующим требованиям [1]:

- обеспечивать получение заданных паропроизводительности и параметров пара;
- обладать максимально возможной при заданных условиях единичной мощностью;
- элементы парогенератора должны обладать безусловной надежностью и обеспечивать безопасность РУ;
- исключать опасность интенсификации коррозионных процессов.

Прототипом горизонтальных парогенераторов для АЭС с ВВЭР послужили парогенераторы для Красноярской АЭС, рассчитанные на низкое давление пара [2]. На основе технических решений, предложенных для данных парогенераторов, была разработана конструкция горизонтальных парогенераторов ПГВ-1 для первого энергоблока Нововоронежской АЭС с ВВЭР, пуск которого состоялся в 1964 году. Тепловая мощность ПГВ-1 составляла 127 МВт, паропроизводительность 230 т/ч, давление генерируемого пара 3,2 МПа [1]. Для второго блока Нововоронежской АЭС были разработаны парогенераторы ПГВ-3 с более высокими техническими характеристиками.

В 1971 г. в эксплуатацию введен 3-й блок Нововоронежской АЭС, шесть петель которого были оснащены парогенераторами ПГВ-4, обычно именуемые как ПГВ-440. Конструкция ПГВ-440 была первой серийной конструкцией горизонтальных парогенераторов. Согласно [1] всего в мире сооружено и пущено в эксплуатацию 210 парогенераторов данного типа. На сегодня опыт эксплуатации горизонтальных ПГ на Нововоронежской АЭС превышает 40 лет и ПГ 3 блока являются старейшими в мире.

Особенностью горизонтального ПГ является наличие «горячей» и «холодной» сторон теплообменного пучка (рис. 1) и одноходовая схема движения теплоносителя, которая приводит к заметной неравномерности тепловыделения поверхности нагрева, что, в свою очередь, обуславливает неравномерную паровую нагрузку зеркала испарения.



Рис. 1. Сечение ПГ: 1 – центральная обечайка; 2 – боковая обечайка; 3 – днище эллиптическое; 4 – холодный коллектор; 5 – трубный пучок; 6 – коридоры; 7 – опорные конструкции; стороны: а – горячая, b – холодная

Величина паровых нагрузок в горизонтальных парогенераторах первого и второго поколения характеризовалась сравнительно невысокими скоростями пара на зеркале испарения (средняя паровая нагрузка 0,24 м/с), ранее апробированными в котельной технике, что позволило обеспечить эффективную гравитационную сепарацию, непосредственно в паровом объеме ПГ без использования специальных устройств для выравнивания паровой нагрузки. Окончательная осушка пара осуществлялась в жалюзийном сепараторе [1, 2].

Горизонтальные парогенераторы третьего поколения. Совершенствование сепарационной схемы

Следующим этапом развития горизонтальных парогенераторов (третье поколение) стал ПГВ-1000 и его модификации ПГВ-1000М [1]. В ПГВ-1000М была выполнена реконструкция системы водопитания с целью реализации принципа ступенчатого испарения, позволяющего снизить концентрацию растворимых примесей в водяном объеме и повысить эффективность их удаления с непрерывной продувкой.

Тепловая мощность ПГВ-1000 составляет 750 МВт, паропроизводительность 1470 т/ч, давление генерируемого пара 6,27 МПа [1]. На рис. 2 приводится общий вид парогенератора ПГВ-1000 [3].



Рис. 2. Общий вид парогенератора ПГВ-1000: 1 – корпус; 2 – трубный пучок; 3 – коллектор; 4 – устройство раздачи питательной воды; 5 – устройство раздачи аварийной питательной воды; 6 – пароприемный дырчатый лист (ППДЛ); 7 – погруженный дырчатый лист (ПДЛ); 8 – коридоры

Поверхность теплообмена ПГВ-1000 состоит из около 11000 U-образных трубок 16×1,5 мм, изготовленных из аустенитной стали 08Х18Н10Т. Трубки размещены в шахматном порядке в двух пучках, разделенных тремя коридорами между собой.

В обзоре [3] в числе основных требований, предъявляемым к новым проектам ПГ, был сформулирован эволюционный принцип развития конструкции парогенераторов с максимальным использованием накопленного опыта. Отмечается, что изменения конструкции сепарационных устройств должны быть связаны с результатами расчетных и экспериментальных исследований, в том числе сепарационных испытаний ПГ на АЭС.

Эти результаты были использованы при разработке сепарационной схемы парогенератора ПГВ-1000 [1–4]. В ходе эволюционной доработки сепарационной схемы ПГВ-1000 в новых проектах парогенераторов ПГВ-1000М применяется сепарационная схема, которая основана на использовании гравитационной сепарации и в которой для выравнивания паровой нагрузки зеркала испарения используется погруженный дырчатый лист (ПДЛ), а вместо жалюзийного сепаратора устанавливается плоский пароприемный дырчатый лист (ППДЛ).

Начиная с 1994 года, для сепарации влажного пара в горизонтальных ПГ используется ППДЛ с равномерной степенью перфорации. Пар отводится через 10 пароотводящих патрубков, распределенных равномерно по верхней поверхности корпуса парогенератора.

В работе [4] рассмотрены результаты исследований нескольких вариантов организации сепарационной схемы ПГВ-1000 на экспериментальном стенде в ЭНИЦ ВНИИ АЭС, которые легли в основу программы широкой модернизации внутрикорпусных устройств парогенератора ПГВ-1000.

К наиболее важным результатам этих исследований можно отнести установление возможности существенного форсирования нагрузки зеркала испарения при гравитационной сепарации до 0,7 м/с по сравнению с ее общепринятым значением до 0,3 м/с за счет увеличения конструктивной высоты парового объема.

Применительно к парогенератору ПГВ-1000М замена жалюзийного сепаратора на ППДЛ с равномерной степенью перфорации и увеличение за счет этого конструктивной высоты парового объема с 750 до 1200 мм приводит к уменьшению влажности пара, увеличению запаса по паропроизводительности и расширению допустимого интервала изменения уровня по сравнению со штатным вариантом сепарационной схемы.

Относительно низкие средние паровые нагрузки парогенератора ПГВ-440 (0,24 м/с) не требовали применения специальных выравнивающих устройств для обеспечения проектной влажности пара. По сравнению с ПГВ-440 приведенная паровая нагрузка зеркала испарения парогенератор ПГВ-1000 составляет в среднем 0,31 м/с, а максимальная нагрузка наблюдается над большим пакетом теплообменных труб вблизи горячего коллектора, где локальная скорость пара без учета выравнивающих факторов достигает 1,3 м/с.

Выравнивание паровой нагрузки по зеркалу испарения осуществляется с помощью погруженного дырчатого листа, расположенного над трубным пучком и происходит за счет перетока пароводяной смеси из зон с высокой паровой нагрузкой в соседние области, где паровая нагрузка ниже.

Применение ПДЛ в ПГ горизонтального типа имеет свои особенности, обусловленные как необходимостью определенным образом компоновать его относительно трубного пучка, так и значительными его размерами.

Проверка эффективности ПДЛ была проведена на одном из ПГВ-440 Кольской АЭС [5]. Установка ПДЛ над трубным пучком выполнялась таким образом, чтобы с одной стороны, не ухудшать циркуляцию котловой воды в трубном пучке, не оголять трубный пучок, а с другой – обеспечить над щитом высоту парового объема, достаточную для гравитационной сепарации пара. Степень перфорации ПДЛ была равна 4,3 %. Цель проведенных испытаний ПГВ-440 с ПДЛ состояла в том, чтобы показать, что ПДЛ, эффективно работающий в котельных барабанах диаметром 1400–1600 мм, также эффективен и в парогенераторах АЭС, имеющих более чем в два раза больший диаметр.

Как показали сепарационные испытания этого ПГ, даже при наличии ПДЛ имела место остаточная неравномерность нагрузки зеркала испарения. Неравномерность составляла примерно 1,4 по отношению к средней, для сравнения, для ПГ без ПДЛ это отношение равно двум.

С целью экспериментального обоснования сепарационной схемы ПГ с ПДЛ были проведены испытания полноразмерной пароводяной модели ПГВ-1000 на стенде ОКБ «Гидропресс» с неравномерной паровой нагрузкой и различным исполнением ПДЛ [2, 6].

На стенде были смоделированы в масштабе 1:1 половина сечения ПГ, относящаяся к паровому объему, и верхняя часть водяного объема. Основное назначение модели было исследование сепарации. В модели имитировалась верхняя часть трубного пучка, в которую равномерно раздавался пар. Удельная паровая нагрузка моделировалась подачей пара с различным расходом. Трубный пучок мог сверху наполовину экранироваться сплошной пластиной для создания максимальной неравномерности паровой нагрузки по сечению ПГ. ПДЛ был снабжен закраиной высотой 500 мм (в натурном ПГ – 730 мм).

Были исследованы три варианта равномерной перфорации ПДЛ (4, 7,3, 12,5 %) в условиях неравномерности паровой нагрузки.

В опытах производилось измерение паросодержания над ПДЛ и под ним, а также в опускном канале. Для этого использовались гидростатические кондуктометрические датчики паросодержания. С помощью них также определялось положение действительного уровня над ПДЛ. Эксперименты проводились при скоростях пара равных 0,32, 0,38 и 0,48 м/с, что соответствовало паровой нагрузке равной 104, 124 и 150 %, соответственно, от средней номинальной. В ходе опытов при постоянном расходе пара варьировался уровень воды.

Результаты первой серии опытов были представлены в виде зависимостей скоростей выхода пара в паровой объем модели ПГ от положений уровня над ПДЛ при достижении влажности пара 0,2 %. Неравномерный выход пара из имитатора трубного пучка, под который

пар подавался равномерно, создавался перекрытием сверху половины пучка с помощью глухой пластины.

Анализ полученных результатов показал, что изменение степени равномерной перфорации ПДЛ в пределах 4–12,5 % практически не повлияло на сепарацию при скоростях пара в пределах 0,32–0,45 м/с (средняя скорость в ПГ равна 0,31 м/с). Для всех паровых нагрузок стабилизация паросодержания наступала при степени перфорации ПДЛ больше 8 %.

Другим параметром оптимизации перфорации ПДЛ являлось паросодержание в опускном канале между корпусом и закраиной трубного пучка. Пар может попадать в эту зону двумя путями: первый – захват пара водой, сливающейся с ПДЛ; второй – выброс пара из-под ПДЛ. Оба эти механизма имели место в опытах при различных нагрузках и степенях перфорации.

В частности, при паровой нагрузке 0,38 м/с и степени перфорации ПДЛ равной 4 % опускной канал был свободен от пара. С увеличением перфорации паросодержание росло с максимумом в верхней части канала, что являлось признаком зависания пара при его захвате водой, сливающейся с ПДЛ.

Выброс пара из-под ПДЛ наблюдался на модели с перфорацией 4 % при увеличении нагрузки от 0,38 до 0,48 м/с. В этом режиме увеличение паровой нагрузки привело к внезапному возрастанию паросодержания в опускном канале от 0 до 0,8. При этом наблюдалось резкое снижение гидравлического сопротивления ПДЛ и паросодержания под ним. Исследования были продолжены дальше, посредством увеличения степени перфорации ПДЛ.

В итоге, на базе полученных результатов опытов на модели ПГВ-1000 был сделан предварительный вывод об оптимальной степени перфорации листа ПДЛ равной 7–8 %. Меньшее значение, как отмечают авторы исследований [6], может привести к прорыву пара в обход ПДЛ, большее – к увеличению захвата пара, что, в свою очередь, снижает эффективность работы опускного участка и создает трудности при измерении уровня.

Окончательный вывод о выравнивающих способностях ПДЛ и сепарационных характеристиках ПГ предполагалось сделать на основании испытаний модернизированных парогенераторов ПГВ-1000М на действующих блоках АЭС [2].

В результате, при первом выходе на полную мощность на пятом блоке НВАЭС было обнаружено, что влажность пара на выходе из ПГВ-1000 неприемлемо высока. Оказалось, что по горячей стороне ПГ происходит выход пароводяной смеси в паровое пространство в обход ПДЛ. Причиной прорыва пароводяной смеси в обход ПДЛ являлся выход (выброс) пара в зазор между корпусом и закраиной ПДЛ из нижней части трубного пучка, связанный с особенностями естественной циркуляции на горячей стороне ПГ [7].

Над зазором между корпусом и закраиной ПДЛ был установлен защитный козырек с целью защиты жалюзийного сепаратора от прямого контакта с пароводяной смесью на горячей стороне ПГ. В результате была достигнута проектная величина влажности пара.

В дальнейшем, основываясь на результатах модельных испытаний [6], были предприняты попытки устранения прорыва пароводяной смеси за счет увеличения степени перфорации ПДЛ с 4 до 7 %. Предполагалось, что прорыв связан с повышением гидравлического сопротивления ПДЛ и чрезмерно высокой паровой подушкой под ним, как и для стендовой модели с перфорацией 4 %.

Однако, в отличие от стендовой модели, увеличение степени перфорации ПДЛ не привело к устранению прорыва и заметному улучшению сепарационной характеристики ПГ. Например, на Южно-Украинской АЭС степень перфорации одного из ПГВ-1000 была увеличена до 14 %, что не дало ощутимого результата. Вероятно, дальнейшее увеличение степени перфорации вступает в противоречие с идеей выравнивания скоростей выхода пара в паровой объем ПГ. Подтверждением этому послужили эксперименты [8], когда часть секций ПДЛ вблизи горячего коллектора была удалена. Вынос влаги из ПГ был отмечен уже при нагрузке 72 % (уровень воды над трубным пучком составлял 280 мм).

В итоге для серийного парогенератора ПГВ-1000 была выбрана степень перфорации ПДЛ, равная 7,8 %, при этом неравномерность паровой нагрузки на выходе с ПДЛ ПГВ-1000 при номинальной мощности можно оценить величиной около 1,20–1,25 (по отношению к средней величине) [2]. Данная схема позволяет обеспечить проектную влажность, дальнейшая ее оптимизация приостановлена.

В настоящее время поставлена задача повышения мощности действующих энергобло-ков с ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 [9]. Одним из ключевых элементов в решении этой задачи является ПГ. Проводится поэтапное обоснование повышения мощности ВВЭР-1000, включающее в себя расчетно-экспериментальные исследования и сепарационные испытания на действующих энергоблоках ВВЭР.

В результате реализовано 4 % повышение мощности на Балаковской и Волгодонской АЭС. Завершены работы по повышению мощности на энергоблоке № 4 Кольской АЭС с ВВЭР-440, где номинальная мощность увеличена до 475 МВт.

Анализ выполненных работ по освоению парогенераторами мощности 104 % [9] показал, что имеющиеся в настоящие время сепарационные схемы с жалюзийным сепаратором и с потолочным пароприемным дырчатым листом позволяют обеспечить требуемую влажность пара 0,2 %.

В то же время запасы по обеспечению требуемой влажности при дальнейшем повышении мощности свыше 104 % у парогенераторов с жалюзийной сепарационной схемой практически отсутствуют. Некоторые резервы имеет усовершенствованная схема с ППДЛ и ПДЛ с равномерной степенью перфорацией и модернизированной системой водопитания. По поручению Концерна «Росэнергоатом» ОАО «ВНИИАЭС» выполнил «Анализ технических возможностей и экономической целесообразности увеличения тепловой мощности на блоке № 4 Балаковской АЭС до 107–112 %» и разработал план по увеличению тепловой мощности реактора пилотного блока № 4 Балаковской АЭС до 107–110 % [10].

Дальнейшее повышение мощности требует модификации данной схемы. Для улучшения сепарационных характеристик на повышенной мощности авторы [4, 11] предложили реконструировать сепарационную схему с применением переменной перфорации ПДЛ и ППДЛ для уменьшения неравномерности паровой нагрузки зеркала испарения ПГ, а также влияния набухания уровня вблизи горячего коллектора.

По их мнению, современное развитие расчетных кодов позволяет предложить решения по оптимизации перфорации погружных и пароприемных дырчатых листов. Эти решения должны быть проверены экспериментально на масштабных моделях, а затем на действующих ПГ в ходе проведения сепарационных испытаний.

Выравнивание паровой нагрузки на зеркале испарения ПГ с помощью ПДЛ и ППДЛ с неравномерной степенью перфорации

Аэродинамические продувки ППДЛ на стенде ГНЦ ФЭИ. Приближенная методика расчета переменной перфорации ПДЛ ПГВ-1500. В обзоре [3] делается заключение, что основные конструкторские решения для горизонтальных ПГ для АЭС с ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 могут быть использованы для проекта АЭС с ВВЭР-1500 или ВВЭР-1600, возможности которого прорабатывались в 2000-х годах.

Для более мощного перспективного парогенератора ПГВ-1500 реакторной установки В-1500 предложена сепарационная схема, аналогичная парогенератору ПГВ-1000М, однако отличия ПГВ-1500 от ПГВ-1000М в части схемы отвода пара из парогенератора потребовали разработать модернизированную конструкцию ППДЛ с повышенными выравнивающими способностями [4, 11, 12]. Предложено обеспечить равномерный отвод пара из парогенератора через два патрубка за счет использования в ППДЛ переменной по длине ПГ степени перфорации.

Была экспериментально исследована модернизированная сепарационная схема ПГ на аэродинамическом стенде ГНЦ ФЭИ и разработаны рекомендации по конструкции ППДЛ с реальным (ступенчатым) профилем перфорации [4, 11].

Проанализированы профили перфорации ППДЛ и получены гистограммы степени перфорации отдельных листов ППДЛ для случая неравномерной и равномерной паровой нагрузки зеркала испарения. Определен коэффициент гидравлического сопротивления узла выхода пара из ПГ с учетом экспериментальных данных.

На основании анализа профилей перфорации ППДЛ, полученных расчетным и экспериментальным способами, даны рекомендации по использованию приближенной методики расчета переменной степени перфорации ППДЛ и выбору начальной ширины сечения. На

основе экспериментальных исследований даны рекомендации по уменьшению гидравлического сопротивления ППДЛ и учету гидравлических потерь за счет коллекторного эффекта при расчете гидравлического сопротивления парового тракта парогенератора.

В парогенераторе ПГВ-1500 выше, чем в парогенераторе ПГВ-1000М неравномерность паровой нагрузки зеркала испарения. Здесь скорость пара по длине теплообменного пучка с учетом конденсации части пара питательной воды изменяется от 1,2 м/с (в районе горячего коллектора) до 0,07 м/с (холодная сторона). Исходя из этого, для парогенератора ПГВ-1500 потребовалось разработать модернизированную конструкцию ПДЛ с повышенными выравнивающими способностями.

Выравнивание паровой нагрузки зеркала испарения ПГВ-1500 предложено обеспечить за счет использования переменной по площади ПДЛ степени перфорации, соответствующей изменению нагрузки зеркала испарения по сечению ПГ, а также оптимизации конструкции опорных элементов (рамы ПДЛ), которые не должны препятствовать свободному перетоку пара под ПДЛ от зон с большой паровой нагрузкой к зонам с меньшей паровой нагрузкой [4, 11].

На основе анализа основных зависимостей, используемых для расчета гравитационной сепарации, отмечено, что в настоящее время в основу расчета гравитационной сепарации принимается максимальная скорость выхода пара с зеркала испарения, с учетом выравнивания нагрузки при помощи ПДЛ. При этом существующие расчетные формулы для ПДЛ применимы только для случая расчета ПДЛ с равномерной степенью перфорации.

Рассмотрена возможность применения трехмерных теплогидравлических кодов для анализа процессов в водяном объеме (в районе ПДЛ) и паровом объеме горизонтального ПГ. Отмечено, что в настоящее время достигнуты определенные успехи в математическом моделировании массообмена во втором контуре, благодаря разработке отечественного трехмерного кода STEG [13, 14], однако для проведения трехмерного расчетного моделирования гидродинамики водяного объема (включая зону ПДЛ) горизонтального ПГ требуется доработка этого расчетного кода, в том числе, и в части существенного ускорения его работы для обеспечения возможности увеличения числа расчетных объемов.

Таким образом, показана необходимость модернизации сепарационных устройств парогенератора ПГВ-1500 в направлении повышения выравнивающих способностей ПДЛ за счет использования переменной степени перфорации и разработки приближенных методик для их расчета. Такая приближенная методика расчета переменной перфорации ПДЛ горизонтального ПГ была предложена в работе [15].

Расчет переменной перфорации ПДЛ по методике [15] предлагается проводить следующим образом:

- условно разделить всю площадь ПДЛ на определенное количество зон с выделением зоны с наибольшими нагрузками зеркала испарения;
- определить для зоны с наибольшими нагрузками зеркала испарения следующие параметры: общую площадь пластин ПДЛ, объемный расход пара, генерируемый в зоне, среднюю скорость пара, объемный расход пара при заданной номинальной скорости пара на зеркале испарения, излишек пара, который необходимо отвести из зоны за счет перетока пароводяной смеси под ПДЛ. Далее определяется коэффициент гидравлического сопротивления для случая решеток с большой неравномерностью поля скоростей с одной стороны решетки и равномерного поля скоростей с другой ее стороны;
- рассчитать степень перфорации пластин ПДЛ, соответствующую полученному коэффициенту гидравлического сопротивления пластин ПДЛ;
- определить площадь отверстий в листах ПДЛ;
- определить скорость пара в отверстиях по объемному расходу пара при номинальной скорости пара на зеркале испарения;
- определить гидравлические сопротивления отверстий в листах ПДЛ.

Описанные выше действия предлагается повторить для каждой из последующих расчетных зон, в которые должна перетечь пароводяная смесь из зоны с наибольшими нагруз-ками зеркала испарения. Затем следует определение объемного расхода пара, который может перетечь из зоны с наибольшими нагрузками в каждую из остальных расчетных зон и который равен разности между объемным расходом пара, генерируемым в зоне, и объемным расходом пара при заданной номинальной скорости пара на зеркале испарения.

Таким образом, в каждой из последующих расчетных зон определяется коэффициент гидравлического сопротивления решетки, определяется перепад статического давления в каждой расчетной зоне на перфорированных пластинах ПДЛ при заданной номинальной скорости пара на зеркале испарения ПГ. Затем рассчитывается гидравлическое сопротивление отверстий в листах ПДЛ с учетом выноса с паром воды через отверстия.

После определения перепада статического давления под ПДЛ между зоной с наибольшими нагрузками зеркала испарения и остальными расчетными зонами, который необходимо создать для обеспечения перетока излишка пара, а также гидравлического сопротивления участков под ПДЛ, по которым происходит отвод излишков пара в соседние расчетные зоны, эти величины сравниваются.

При разнице величин менее 25 % расчет считается оконченным, при большей – повторяется при новых значениях степени перфорации пластин ПДЛ в каждой расчетной зоне.

Таким образом, расчет по предложенной авторами [15] приближенной методике предполагает, что неравномерность паровой нагрузки на выходе с ПДЛ ПГВ-1500 при номинальной мощности можно оценить величиной около 1,25 (по отношению к средней величине).

Отметим, что аналогичный результат дает расчет неравномерности паровой нагрузки на номинальных параметрах работы ПГВ-1000М с ПДЛ с равномерной степенью перфорации равной 7,8 %.

По описанной выше методике выполнен расчет переменной перфорации ПДЛ ПГВ-1500. Вся площадь ПДЛ была разделена на четыре расчетные зоны. В результате расчета получены значения перфорации для каждой зоны, а также число отверстий пластин ПДЛ и шаг между отверстиями при квадратной ячейке для каждого типоразмера пластин ПДЛ.

Методика расчета переменной перфорации ПДЛ горизонтального парогенератора, основные положения которой приведены выше, позволяет достаточно быстро получить необходимые данные по величинам перфорации ПДЛ, обеспечивающим выравнивание нагрузки зеркала испарения в пределах величины равной 1,25. Следует отметить, что данная методика расчета переменной перфорации является приближенной.

Действительно, для определения гидравлических сопротивлений под ПДЛ для перетоков пароводяной смеси используется значение объемного паросодержания 0,75 и применяется гомогенная модель для описания сопротивления двухфазному потоку со стороны внутренних конструкций (опорных балок). В действительности распределение объемного паросодержания под ПДЛ – неоднородно (вблизи ПДЛ оно близко к 1, а на выходе из трубчатки оно может быть значительно ниже). Также, для определения коэффициента гидравлического сопротивления используется соотношение, полученное для течения газа в длинной трубе с диафрагмой. В случае горизонтальных перетоков в пространстве между трубчаткой и ПДЛ геометрическая ситуация существенно сложнее.

Поэтому необходима экспериментальная проверка результатов расчета по данной приближенной методике в условиях стендовых испытаний, на которую обращают внимание и сами авторы [15].

В частности, говорится о необходимости экспериментальных исследований при номинальных параметрах второго контура на модели парогенератора, представляющей собой вырезку верхней части корпуса ПГ и состоящей из погруженного дырчатого листа с переменной перфорацией, имитатора теплообменного пучка и системы создания неравномерности паровой нагрузки.

Экспериментальное исследование выравнивающей способности ПДЛ на стенде ПГВ ОАО «ЭНИЦ»

Валидация усовершенствованной версии кода STEG на экспериментальных данных стенда ПГВ. В работах [14, 16] выполнен обзор исследований двухфазной гидродинамики, связанной с функционированием погруженного дырчатого листа в составе парогенератора. Анализ обзора

этих исследований показал, что применение ПДЛ позволяет существенно снизить остаточную неравномерность паровой нагрузки на зеркале испарения.

Как отмечалось выше, одним из способов дальнейшего снижения остаточной неравномерности паровой нагрузки на зеркале испарения, необходимого для повышения мощности парогенератора, является применение ПДЛ неравномерной перфорации. Авторы [2] определили необходимость дальнейших экспериментально-расчетных исследований с целью нахождения закономерностей выравнивания паровой нагрузки ПДЛ с неравномерной перфорации и их применения для расчетов таких ПДЛ.

Экспериментальные исследования были проведены автором [16] на опытной модели ПГВ установленной на стенде ОАО «ЭНИЦ», предназначенном для моделирования процессов во втором контуре АЭС с ВВЭР.

Модель ПГВ ОАО «ЭНИЦ» представляла собой фрагментную «вырезку» поперечного сечения парогенератора ПГВ-1000МКП, размещенную вдоль горизонтальной оси сосуда высокого давления диаметром 1670 мм. Длина нижней части модели 2450 мм, ширина модели 100 мм. Вертикальные размеры модели приняты равными натурным.

Основные технические характеристики стенда: давление пара – 7,0 МПа; номинальный расход пара – 10 т/ч.

Сепарационная схема модели включала в себя основные элементы сепарационной схемы натурного парогенератора: погруженный дырчатый лист в нижней части модели и пароприемный дырчатый щит (ППДЩ) в верхней части модели. ПДЛ перфорирован отверстиями диаметром 13 мм с острой кромкой, ППДЩ перфорирован отверстиями диаметром 10 мм.

ПДЛ состоит из двух пластин, в пределах которых перфорация пластин соблюдалась равномерная, а ее относительное живое сечение на горячей стороне и холодной стороне модели в опытах варьировалось. Перфорация ППДЩ равномерная, ее относительное живое сечение 4,5 %. Для обеспечения в модели ПГ изменения скорости пара по высоте парового объема такого же, как в натурном ПГ паровой объем модели спрофилирован соответственно профилю корпуса натурного ПГ.

Конструктивная высота парового объема (расстояние между ПДЛ и ППДЩ) в модели составляет 1100 мм, что практически соответствует натурной высоте парового объема ПГ.

В нижней части модели на расстоянии 200 мм от ПДЛ расположен имитатор трубного пучка, состоящий из трех ядов трубок наружным диаметром 16 мм. Расположение труб в имитаторе пучка коридорное. Вертикальный шаг между трубками – 22 мм, горизонтальный – 24 мм.

На расстоянии 20 мм от нижнего ряда трубок имитатора теплообменного пучка расположен прямоугольный коллектор для подачи пара в модель. Паровой коллектор имеет равномерную перфорацию по длине для выхода пара. Внутренний объем коллектора разделен на две полости равного объема, в каждую из которых пар подавался по своей линии для обеспечения неравномерности подачи пара на горячую и холодную стороны модели (имитация разной паропроизводительности сторон ПГ).

Экспериментальная установка работала следующим образом. При заданном значении уровня в модели подводимый пар охлаждался в смесителе и с небольшим перегревом (+5 –10 °C) подавался в парораздающий коллектор, расположенный в нижней части модели. Подача пара с разным расходом в две независимые полости парораздающего коллектора обеспечивала имитацию неравномерности паровой нагрузки под ПДЛ натурного парогенератора.

Пар из парораздающего коллектора барботировал через имитатор трубного пучка и поступал в пространство под ПДЛ. В пространстве под ПДЛ пар растекался и через отверстия в ПДЛ поступал в двухфазный слой над ПДЛ и далее в паровой объем модели. В паровом объеме пар сепарировался, поступал через отверстия ППДЩ в коллектор и далее в сбросной трубопровод модели. Вода, вынесенная паром через отверстия ПДЛ отводилась в закраину между корпусом модели и закраиной ПДЛ.

Для определения величин истинного объемного паросодержания под ПДЛ в двух зонах по горячей и холодной сторонам использовался гидростатический метод. Определение

выравнивающей способности листов ПДЛ выполнялось с помощью измерения перепада давления на ПДЛ по его длине в четырех точках с отборами над и под ПДЛ. Измерение массового уровня в модели производилось гидростатическим методом. Давление и температура в сосуде высокого давления измерялись в паропроводе выхода пара из сосуда высокого дав-ления.

На первом этапе работ автором [16] выполнены экспериментальные исследования гидросопротивления ПДЛ с равномерной перфорацией 5,7 %. В этих экспериментах осуществлялась одинаковая подача пара на холодную и горячую стороны модели, различие расходов на горячей и холодной половинах составляло не более 10%. Суммарный расход подаваемого пара изменялся от 4,23 до 7,94 т/ч, соответствующие приведенные скорости пара на зеркале испарения: 0,15–0,29 м/с.

Установлено, что гидравлическое сопротивление ПДЛ двухфазному потоку для гидродинамических условий его работы в парогенераторе меньше, чем гидравлическое сопротивление ПДЛ однофазному потоку пара такого же расхода. Получена зависимость для коэффициента, характеризующего поправку на двухфазность потока, от объемного паросодержания под ПДЛ.

Далее были проведены эксперименты по определению выравнивающей способности ПДЛ при различной подаче пара на горячую и холодную стороны. Исследовались ПДЛ с равномерной перфорацией (5,7 %) и ПДЛ с неравномерной перфорацией (4,1 % на горячей половине ПДЛ и 8,3 % на холодной).

Были исследованы два соотношения расходов пара, подаваемых на горячую и холодную стороны: «3:1» (5,14–5,36 т/ч на горячую сторону; 1,85–1,91 т/ч на холодную сторону и «2:0» (3,93–4,34 т/ч на горячую сторону; 0,08–0,24 т/ч на холодную сторону).

Для характеристики выравнивающей способности ПДЛ был введен коэффициент выравнивания ПДЛ К, который характеризует отношение разности расходов пара на горячей и холодной сторонах ПДЛ к начальной разности расходов пара и показывает степень выравнивания первоначального неравномерного потока пара.

Значение K = 1 соответствует полному выравниванию, то есть расход пара на горячей стороне ПДЛ равен расходу пара на холодной стороне ПДЛ. Другое предельное значение K = 0 означает отсутствие выравнивающей способности ПДЛ. Если K больше нуля, но меньше единицы, то полного выравнивания не происходит – расход через холодную половину ПДЛ остается меньше расхода через горячую половину. Если K больше единицы, то расход через холодную половину ПДЛ становится больше расхода через горячую половину.

Выполнена оценка выравнивающей способности ПДЛ на основе опытных данных. Показано, что обработка опытных данных приводит к выводу – при переходе от равномерной перфорации дырчатого листа (5,7 %) к неравномерной (4,1/8,3 %) выравнивающая способность ПДЛ усиливается.

Получено, что коэффициент выравнивания К для режимов подачи пара «3:1» при использовании ПДЛ с неравномерной перфорацией становится близким к единице, что означает полное выравнивание расхода пара по всему сечению ПДЛ, а для режима подачи пара «2:0» К = 0,75. Расчет по аналогичной методике для ПДЛ с равномерной перфорацией дал значение K = 0,23 (режим «3:1») и K = 0,32 – 0,39 (режим «3:1»).

С целью улучшения совпадения результатов расчетов кодом STEG с опытными данными была проведена модификация модели межфазного сопротивления: разработаны новые корреляции для расчета гидравлического сопротивления ПДЛ, учитывающие объемное паросодержание под ПДЛ, выбрана модель переноса концентрации площади межфазной поверхности для пузырькового режима течения. Была проведена валидация усовершенствованной версии кода STEG на экспериментальных данных стенда ПГВ, показавшая приемлемое совпадение опытных и расчетных данных.

С помощью усовершенствованной версии кода STEG был выполнен анализ проведенных и описанных выше экспериментов по выравнивающей способности ПДЛ. Он позволил получить новую важную информацию по закономерностям выравнивания паровой нагрузки.

Установлено, что переход с равномерной перфорации (5,7 %) на неравномерную (4,1/8,3 %), с одной стороны, обеспечивает лучшее интегральное выравнивание: суммарный

расход с горячей половины модели ПГ примерно равен суммарному расходу с холодной половины, коэффициент выравнивания ПДЛ увеличивается примерно в 2 раза (с примерно 0,5 до примерно 1,0, режим «3:1»).

Однако, с другой стороны, при этом ухудшается сепарация пара из-за высоких локальных значений скорости пара вблизи границы смыкания пластин с разной степенью перфорации: максимальная скорость пара на границе смыкания пластин с разной перфорацией составила 0,5 м/с (выброс пара), при средней скорости пара на зеркале испарения модели ПГ равной 0,3–0,35 м/с.

В результате для модели ПДЛ с неравномерной перфорацией (4,1 % на горячей половине ПДЛ и 8,3 % на холодной) коэффициент остаточной неравномерности, характеризующий максимальное отклонение локальной приведенной скорости пара на ПДЛ от средней скорости пара на зеркале испарения, увеличивается примерно на 30 % по сравнению с моделью ПДЛ с равномерной перфорацией 5,7 % (с ~1,3 до ~1,7).

Проведение дальнейших расчетных исследований для различных моделей ПДЛ показало, что наилучшее выравнивание при приемлемой сепарации пара из шести рассмотренных различных вариантов перфорации имеет ПДЛ с компоновкой (4,8, 4,3, 5,9, 8,3 %), немного хуже выравнивает ПДЛ постоянной перфорации 4,1%.

Как отмечает автор [16], для применения усовершенствованного кода STEG для расчетов теплогидравлики натурного парогенератора и определения остаточной неравномерности расхода пара на зеркале испарения, необходима разработка соответствующего файла входных данных для натурного парогенератора с учетом его особенностей и результатов выполненной валидации кода STEG на опытных данных экспериментов на стенде ПГВ. Эта работа должна выполняться совместно с АО ОКБ «Гидропресс» и является предметом отдельного исследования.

В целях демонстрации возможностей усовершенствованного кода STEG для подобных задач, были приведены результаты двух расчетов (один – для ПДЛ с равномерной перфорацией 7,8 %, второй – для ПДЛ с неравномерной перфорацией).

Вкачестве объекта исследования былвзят парогенератор ПГВ-1000М[2]. Была использована ранее разработанная нодализационная схема, использовавшаяся в [13]. Моделирование теплогидравлических процессов в горизонтальном парогенераторе ПГВ-1000М проводилось для условий номинального режима работы [1, 2]. Распределение теплового потока в объеме парогенератора со стороны первого контура задавалось на основе данных, предоставленных АО ОКБ «Гидропресс».

Для задания листов различной перфорации для проведения расчета с неравномерной перфорацией использовались данные, приведенные в [15] для расчета ПГВ-1500, которые специально масштабировались для расчета ПГВ-1000М. В базовом варианте ПГВ-1000М ПДЛ с равномерной перфорацией имеет степень перфорации 7,8 %. Степени перфорации в соответствующих зонах ПДЛ ПГВ-1000М были распределены пропорционально степени перфорации зон в ПГВ-1500 и таким образом, что средняя по площади ПДЛ степень перфорации составляла 7,8 %. Соответственно, степени перфорации данного варианта ПДЛ в ПГВ-1000М, которые были использованы в расчете, составляли: зона 1 - 5,3 %, зона 2 - 7,4 %, 3, зона 3 - 9,5 %, зона 4 - 6,9 %.

На основании выше изложенной информации были выполнены два расчета: с ПДЛ с равномерной перфорацией 7,8 % и с ПДЛ переменной перфорации.

Выполненные демонстрационные расчеты натурного парогенератора с ПДЛ переменной перфорации подтвердили результаты расчетных и экспериментальных исследований, проведенных на модели парогенератора ПГВ-1000МКП. Переход с равномерной перфорации на неравномерную, с одной стороны, обеспечивает лучшее интегральное выравнивание, но, с другой стороны, при этом ухудшается сепарация пара из-за высоких локальных значений скорости пара вблизи границы смыкания пластин с разной степенью перфорации и образования зон с повышенной паровой нагрузкой.

В методических целях были выполнены два дополнительных расчета, в которых степень перфорации ПДЛ в зоне 3 была сначала уменьшена до 8,5 %, а затем и до 7,5 %. Остальные

параметры не менялись. Из результатов расчета следует, что при 8,5 % степени перфорации зоны 3 зона повышенной паровой нагрузки уменьшилась по сравнению со случаем 9,5 % степени перфорации, а при 7,5 % – она практически исчезла, что свидетельствует об улучшении сепарации пара.

Таким образом, как для моделей ПДЛ ПГВ-1000МКП так и для натурных ПДЛ автором [16] расчетным анализом показана возможность улучшения выравнивающего эффекта ПДЛ при использовании листов с различной перфорацией. Эти выводы согласуются с результатами авторов [4, 15], разработавшими приближенную методику расчета переменной перфорации ПДЛ горизонтального ПГ повышенной мощности ПГВ-1500.

Однако, выполненный автором [16] анализ экспериментов по выравнивающей способности ПДЛ с помощью усовершенствованной версии кода STEG показал, что переход с равномерной перфорации на неравномерную, с одной стороны, обеспечивает лучшее интегральное выравнивание, но, с другой стороны, при этом ухудшается сепарация пара. Проведенные демонстрационные расчеты натурного парогенератора с ПДЛ переменной перфора-ции также подтвердили эти выводы.

На наш взгляд, для окончательной проверки эффективности работы предложенной выше сепарационной схемы парогенераторов ПГВ-1000М и ПГВ-1500 по обеспечению проектной величины влажности пара при разных режимах работы необходимо проводить сепарационные испытания натурных ПГ, в частности горизонтального парогенератора ПГВ-1000МКП проекта АЭС-2006.

Парогенератор ПГВ-1000МКП для проекта АЭС-2006

Сепарационные испытания парогенераторов энергоблоков №1 НВАЭС-2 и №1 ЛАЭС-2. Эволюционный принцип развития конструкции парогенераторов ориентирован на имеющуюся в России промышленную базу при создании горизонтальных парогенераторов. Данный принцип был успешно применен при разработке конструкции парогенератора ПГВ-1000МКП для проекта АЭС-2006 [3, 17].

ПГВ-1000МКП представляет собой модификацию серийного ПГВ-1000М, выполненную с целью достижения более высоких характеристик надежности и безопасности. Основным принципиальным отличием данного ПГ было использование разреженной коридорной компоновки трубок в пучке, что, в частности, позволило снизить возможность забивания отслоившимся шламом межтрубного пространства.

В проекте ПГВ-1000МКП реализована сепарационная схема, включающая в себя ППДЛ с равномерной перфорацией 4,8 % и ПДЛ с переменной перфорацией от 4,5 до 6,5 %. Жалюзийный сепаратор пара отсутствует (для выравнивания расхода пара используется ППДЛ).

Устройство подвода и раздачи питательной воды расположено над трубным пучком и состоит из трубопроводов и раздающих труб, имеющих по своей длине отверстия для выхода питательной воды.

Коллектор, отводящий пар из объема ПГ, расположен над ПГ. Подвод пара в коллектор из объема ПГ производится с помощью десяти патрубков, отвод пара производится через станционный трубопровод пара, подсоединяемый к коллектору пара ПГ.

В парогенераторе контролируется уровень котловой воды, давление и влажность пара, температура корпуса и другие параметры. Для контроля уровня воды в парогенераторах, обеспечения работы защитной автоматики по уровню и автоматических регуляторов уровня на каждом парогенераторе устанавливается шесть однокамерных уравнительных сосудов на базе 1600 мм.

Одно из главных требований безопасности и надежности, предъявляемых к ПГВ-1000МКП, состоит в обеспечении влажности пара не более 0,2 мас.% при работе на номинальном уровне мощности, давлении в ПГ 7,00±0,10 МПа при номинальном уровне котловой воды 2700±50 мм по показаниям однокамерного уравнительного сосуда на холодном днище. Номинальное значение уровня уточняется по результатам сепарационных испытаний.

Влажность пара, поступающего на турбину, определяет надежность и ресурс проточной части, лопаток и ее основного оборудования. Поэтому основным показателем качества

генерируемого пара и эффективности эксплуатации парогенератора является сепарационная характеристика ПГ, представляющая собой зависимость влажности пара в паропроводе от уровня воды в парогенераторе и определяющая допустимые границы повышения уровня воды в ПГ при установленном предельном значении влажности пара.

В ПрООБ для Белорусской АЭС (проект АЭС-2006) [18] при обосновании сепарационной схемы ПГВ-1000МКП указано, что расчет сепарационных характеристик парогенератора подтвердил обеспечение гравитационной сепарации пара и влажности пара не более 0,2 % для тепловой мощности реакторной установки 3200 МВт. Основной конструктивной мерой, обеспечивающей уменьшение остаточной неравномерности выхода пара с поверхности зеркала испарения парогенератора, снижения влажности пара и обеспечение требуемой проектной величины влажности пара в ПГВ-1000МКП (не более 0,2 мас.%) является применение ПДЛ с неравномерной перфорацией (от 4,5 до 6,5 %), отвечающейизменению нагрузки теплообменного пучка по сечению парогенератора.

Отмечается, что данные расчета базируются на результатах сепарационных испытаний аналогов (прототипов) ПГВ-1000МКП на энергоблоках АЭС России (блок № 1 Ростовской АЭС и блок № 3 Калининской АЭС), однако конструктивные решения по обеспечению надежной гравитационной сепарации при увеличении нагрузки на зеркало испарения в ПГВ-1000МКП должны быть подтверждены расширенными сепарационными испытаниями парогенераторов головного блока. Сепарационные характеристики ПГ исследуются в процессе натурных сепарационных испытаний, выполняемых в составе пусконаладочных работ (ПНР) при вводе энергоблоков АЭС в эксплуатацию.

Такие испытания были проведены на парогенераторах ПГВ-1000МКП энергоблока № 1 Нововоронежской АЭС-2 и энергоблока № 1 Ленинградской АЭС-2 [19], которые являются головными блоками нового поколения с реакторной установкой ВВЭР-1200, с новой конструкцией парогенератора, новой системой измерения уровня уравнительными сосудами на базе 1600 мм.

В рамках ПНР выполнены сепарационные испытания ПГ энергоблоков № 1 Нововоронежской АЭС-2, Ленинградской АЭС-2, получены сепарационные характеристики и предельно допустимые уровни, обеспечивающие влажность пара на выходе из ПГ не более 0,2 %.

При проведении сепарационных испытаний на Нововоронежской АЭС-2 и Ленинградской АЭС-2, а также в процессе специальных работ с использованием датчика контроля уровня (ДКУ) и автоматических анализаторов натрия, выявлено занижение показаний уровнемеров и, следовательно, завышение реального уровня в ПГ на тепловой мощности РУ 100 % от номинальной на величину около 200 мм. По результатам сепарационных испытаний на этих электростанциях исходный уровень был снижен на 150 мм (до 2550 мм), что не позволяет заключить достигнуто или нет практическое подтверждение результатов расчетно-экспериментального обоснования сепарационной характеристики ПГВ-1000МКП.

Парогенератор ПГВ-1000МКО для проекта АЭС с ВВЭР-ТОИ

В проекте АЭС-2006 тепловая мощность реактора составила 3200 МВт, а в ВВЭР-ТОИ – 3300 МВт по сравнению с 3000 МВт ВВЭР-1000 (В-320) [20]. Давление пара увеличено с 6,27 до 7,0 МПа. Эти мероприятия поставили проект АЭС-2006 и ВВЭР-ТОИ в один ряд с современными зарубежными проектами. Одновременно с ростом давления пара в проекте АЭС-2006 увеличено давление теплоносителя. Это мероприятие в сочетании с новыми решениями по активной зоне реактора позволило увеличить температуру теплоносителя первого контура примерно на 9 °С по сравнению с ВВЭР-1000. Температура теплоносителя на выходе из реактора в проекте АЭС-2006 составляет 329,7 °С и является наибольшей среди рассматриваемых проектов. Разница температур генерируемого пара при давлениях 7 и 6,27 МПа составляет 7,36 °С, поэтому температурный напор в парогенераторах АЭС-2006 увеличился на 9,4 % и составил 24,72 °С. Это позволило спроектировать парогенератор ПГВ-1000МКП АЭС-2006 без увеличения теплообменной поверхности и длины парогенератора по сравнению с ПГВ-1000М проекта ВВЭР-1000.

Парогенераторы ПГВ-1000М и ПГВ-1000МКП имеют одинаковую по величине теплообменную поверхность, равную примерно 6100 м² и одинаковую длину (13840 и 13820 мм по днищам ПГ). Принимая запас по повышению температур в первом контуре исчерпанным и производительность циркуляционных насосов максимальной, можно заключить, что повышение мощности реактора потребует наращивания теплообменной поверхности ПГ. Это приведет к снижению температурного напора и опережающему росту поверхности отнесенной к мощности. Картину усугубляет меньшее значение коэффициента теплопередачи горизонтальных ПГ по сравнению с вертикальными, что обусловлено главным образом большими значениями термического сопротивления теплообменных труб. Термическое сопротивление стенки теплообменной трубы дает 50 % вклад в значение коэффициента теплопередачи, ввиду низкой теплопроводности нержавеющей стали и толстой стенке теплообменной трубки. Так, теплообменная поверхность ПГ АЭС-2006 составляет 6100 м², поверхность ПГ ВВЭР-ТОИ – 6660 м² (+9 %), хотя мощность реактора увеличена всего на 100 МВт (4×25 МВт).

Для новых конкурентных российских блоков АЭС на данном этапе можно рассматривать как процесс создания теплообменных аппаратов с низкой удельной тепловой нагрузкой. Соответственно, при проектировании ПГ более значимыми становятся вопросы обеспечения отвода мощности реактора, чем обеспечения сепарационных характеристик ПГ. С ростом тепловой мощности РУ парогенераторы референтной конструкции становятся недогруженными с точки зрения их сепарационных характеристик. Уменьшается их показатель качества (отношение тепловой мощности ПГ к его объему). В проекте ВВЭР-ТОИ требуемая теплообменная поверхность достигнута за счет удлинения парогенератора на 1 м (парогенератор ПГВ-1000МКО). При этом количество труб в ПГ и все конструктивные решения по их компоновке оставлены без изменений.

Следует отметить, что начиная с ПГВ-1 и до ПГВ-1000М, увеличение мощности парогенераторов проводилось по пути уменьшения типоразмера труб (21×1,5 в первых проектах и 16×1,5 в ПГВ-1000М) и увеличения их количества (от 2074 до 10978 шт.). По сравнению с парогенератором ПГВ-440 тепловая мощность ПГВ-1000М больше в 3,3 раза (750 МВт ПГВ1000М и 229 МВт ПГВ-440), а длиннее он всего на 2 м (13840 мм в ПГВ-1000М и 11800 мм в ПГВ-440). Большее число труб в ПГ размещено за счет увеличенного на 1 м диаметра корпуса и более плотной компоновки труб. Парогенератор ПГВ-1000МКО проекта ВВЭР-ТОИ создавался на основе ПГВ-1000МКП с коридорной компоновкой труб в теплообменном пучке. Несмотря на больший диаметр, по поверхности теплообмена, типоразмеру теплообменных труб, и, следовательно, по способности охлаждать реактор парогенератор ПГВ-1000МКП является все тем же «тысячником». Диаметр корпуса ПГ выбирался максимально возможным, исходя из условий его транспортировки по железной дороге, поэтому увеличение корпуса, исключающее такую возможность, представляется не рациональным в условиях незначительного повышения мощности РУ. Из-за большей по сравнению с ПГВ-1000М высоты трубного пучка в корпус данного парогенератора невозможно вписать достаточное количество труб без уменьшения шага в трубном пучке, так как при увеличении количества рядов труб по высоте пучка уменьшается ширина пакета труб; из пакета труб выпадают крайние вертикальные ряды труб, для вывода труб из коллектора теплоносителя требуется уменьшение радиуса гиба труб до менее 3,5 диаметров трубки или диаметра самого коллектора, возрастают пустые объемы между трубным пучком и корпусом ПГ. При этом прирост количества труб незначителен. Повысить тепловую мощность ПГ можно либо реализовав более плотную компоновку труб в пучке, либо увеличив интенсивность теплопередачи с каждой трубы в отдельности, либо совместив оба мероприятия.

Для снижения термического сопротивления теплообменных труб предлагается уменьшить их толщину до 1,4 мм. На это есть следующие основания: труба 15×1,4 мм удовлетворяет условиям прочности при утонении после гибки 12 % и овальности 10 % (значения, закладываемые в проекте B-320). В проектах B-320, АЭС-2006 заложены заведомо завышенные величины утонений стенок при изготовлении. Анализ паспортных данных по

утонению стенок при гибке змеевиков позволяет обосновать толщину стенки 1,3–1,4 мм для трубы диаметром 16 мм даже для радиуса гиба 60 мм. Применение трубы 15×1,4 позволяет выдержать минимальный радиус гиба трубы не менее 80 мм, уменьшить гидравлическое сопротивление трубного пучка со стороны второго контура и улучшить условия циркуляции даже по сравнению с разреженным пучком ПГВ-1000МКП; вписать в корпус парогенератора до 12200 труб и нарастить его теплообменную поверхность до 6400 м² без увеличения габаритов по сравнению с ПГВ-1000МКП; увеличить высоту парового пространства ПГ до 1200 мм.

Заключение

В горизонтальных парогенераторах реакторных установок ВВЭР используется простая схема гравитационной сепарации влаги. Схема надежно работает при малых паровых нагрузках зеркала испарения. Совершенствование горизонтальных парогенераторов сопровождается ростом производительности установок и паровых нагрузок. Обеспечение сепарации пара при повышенных паровых нагрузках оказалось сложной нетривиальной задачей.

На основе проведенного анализа расчетных и экспериментальных исследований по совершенствованию сепарационных характеристик горизонтальные парогенераторов АЭС с ВВЭР установлено, что одним из способов дальнейшего снижения остаточной неравномерности паровой нагрузки на зеркале испарения ПГ, необходимого для повышения мощности парогенератора, является применение ПДЛ неравномерной перфорации.

В настоящее время с целью улучшения совпадения результатов расчетов сепарационных характеристик ПГ кодом STEG с опытными данными проведена модификация модели межфазного сопротивления; разработаны новые корреляции для расчета гидравлического сопротивления ПДЛ, учитывающие объемное паросодержание под ПДЛ; выбрана модель переноса концентрации площади межфазной поверхности для пузырькового режима течения, которая была валидирована на доступных экспериментальных данных.

Выполнен анализ экспериментов по выравнивающей способности ПДЛ с помощью усовершенствованной версии кода STEG. Установлено, что переход с равномерной перфорации на неравномерную, с одной стороны, обеспечивает лучшее интегральное выравнивание, но, с другой стороны, при этом ухудшается сепарация пара из-за высоких локальных значений скорости пара вблизи границы смыкания пластин с разной степенью перфорации. Демонстрационные расчеты для натурного парогенератора ПГВ-1000МКП с ПДЛ переменной и постоянной перфорации, также подтвердили эти выводы.

Для окончательной проверки эффективности работы предложенной выше сепарационной схемы горизонтальных парогенераторов АЭС с ВВЭР по обеспечению проектной величины влажности пара при разных режимах работы необходимо проводить сепарационные испытания натурных ПГ, совершенствование методик проведения испытаний. В рамках ПНР выполнены сепарационные испытания ПГ энергоблоков № 1 НВАЭС-2, ЛАЭС-2, получены сепарационные характеристики и предельно допустимые уровни, обеспечивающие влажность пара на выходе из ПГ не более 0,2 %. При проведении сепарационных испытаний на НВАЭС-2 и ЛАЭС-2, а также в процессе специальных работ с использованием датчика контроля уровня и автоматических анализаторов натрия, выявлено занижение показаний уровнемеров и, следовательно, завышение реального уровня в ПГ на тепловой мощности РУ 100 % от номинальной на величину около 200 мм. По результатам сепарационных испытаий на НВАЭС-2 и ЛАЭС-2 исходный уровень был снижен на 150 мм (до 2550 мм), что не позволяет заключить достигнуто или нет практическое подтверждение результатов расчетноэкспериментального обоснования сепарационной характеристики ПГВ-1000МКП.

Для ПГВ-1000 МКО принятой конструкции проблема сепарации стоит менее остро, чем для ПГВ-1000 МКП, поскольку в нем увеличена площадь зеркала испарения и снижен максимальный температурный перепад между контурами. В перспективном ПГВ-1000 МКО с меньшим типоразмером теплообменных трубок площадь зеркала испарения одинакова с ПГВ-1000 МКП, а высота парового пространства увеличена и составляет 1200 мм.

Список использованных источников

- 1. Парогенераторы реакторных установок ВВЭР для атомных электростанций / Б. И. Лукасевич [и др.]. М.: ИКЦ «Академкнига», 2004 391 с.
- 2. Трунов, Н. Б. Гидродинамические и теплохимические процессы в парогенераторах АЭС с ВВЭР / Н. Б. Трунов, С. А. Логвинов, Ю. Г. Драгунов. – М.: Энергоатомиздат, 2001. – 316 с.
- 3. Прошлое и будущее горизонтальных парогенераторов / Н. Б. Трунов [и др.] // 7-й Междунар. семинар по горизонтальным парогенераторам. Режим доступа: http://www.gidropress. podolsk.ru/files/proceedings/seminar7/documents/f55.pdf. Дата доступа 07.04.2020.
- 4. Сотсков, В. В. Разработка и исследование модернизированной конструкции сепарационных устройств парогенератора для АЭС повышенной мощности: дис. ... канд. техн. наук. Подольск 2010 ОАО ОКБ «ГИДРОПРЕСС». 143 с.
- 5. Федоров, Л. Ф. Парогенераторы атомных электростанций / Л. Ф. Федоров, В. Ф. Титов, Н. Г. Рассохин. М.: Энергоатомиздат, 1992. 412 с.
- 6. Свистунов, Е. П. Влияние конструкции ПДЛ на парораспределение / Е. П. Свистунов, Г. А. Таранков // Энергомашиностроение. 1987. № 1. С. 12–15.
- 7. Циркуляция воды в парогенераторе ПГВ-1000 / В. Ф. Титов [и др.] // Теплоэнергетика. 1990. №7. С.54–57.
- 8. Исследование выравнивающей способности погруженного дырчатого листа парогенератора ПГВ-1000 / Э. С. Сааков [и др.] // Теплоэнергетика. 1992. № 7. С.50–55.
- Освоение парогенераторов АЭС с ВВЭР-1000 мощности 104 % / Н. Б. Трунов [и др.] // 8-й Междунар. семинар по горизонтальным парогенераторам. – Режим доступа: http://www. gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/seminar8/seminar8/article20-ru.htm. – Дата доступа 07.04.2020.
- 10. Шутиков, А. В. Освоение и опыт эксплуатации АЭС на повышенном уровне мощности. Перспективы дальнейшего повышения мощности до 110% / А. В. Шутиков // Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики: сб. трудов 7-й Междунар. науч.-технич. конфер., Москва, 26–27 мая 2010 г. ОАО «Концерн Росэнергоатом». – М., 2010. – Пленарные и секционные доклады. – С. 28–31.
- 11. Трунов, Н. Б. Усовершенствованная сепарационная система ПГВ-1500 / Н. Б. Трунов, В. В. Сотсков, Ю. В. Левченко // Тяжелое машиностроение. 2008. № 1. С.8–13.
- 12. Лякишев, С. Л. Исследование течения пара в паровом коллекторе парогенератора ПГВ-1000МКП / С. Л. Лякишев, Н. Б. Трунов, В. В. Сотсков // Сборник трудов. 8-й Междунар. семинар по горизонтальным парогенераторам, Подольск, май, 2009.
- 13. Валидация кода STEG на экспериментальных данных / В.И. Мелихов [и др.] // 8-й Междунар. семинар по горизонтальным парогенераторам. Режим доступа: http://www.gidropress. podolsk.ru/files/proceedings/seminar8/seminar8/article47-ru.htm. Дата доступа 07.04.2020.
- 14. Парфенов, Ю. В. Моделирование многофазных термогидродинамических процессов в оборудовании атомных электростанций в целях обоснования их безопасности: дис. ... д-ра техн. наук: 05.14.03 / Ю. В. Парфенов; Федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего профессионального образования «Национальный исследовательский университет «МЭИ» – М., 2013. – 432 с.
- 15. Приближенная методика расчета переменной перфорации погруженного дырчатого листа горизонтального парогенератора / Н. Б. Трунов [и др.] // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Обеспечение безопасности АЭС. 2006. Вып. 15. С. 89–99.
- 16. Емельянов, Д. А. Исследование выравнивания паровой нагрузки в горизонтальном парогенераторе ВВЭР с помощью дырчатого листа: дис. ...канд. техн. наук: 05.14.03/ Д. А. Емельянов; Федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего профессионального образования «Национальный исследовательский университет «МЭИ». – М., 2017. – 199 с.
- 17. Проект АЭС-2006. Ленинградская АЭС-2. ОАО «СПбАЭП». СПб.: Ин-т «Атомэнергопроект», 2009. – 34 с.
- 18. ПрООБ 1 блока Белорусской АЭС. Глава 5. Первый контур и связанные с ним системы. АО

ИК «АСЭ». – 2017.

- 19. Кутдюсов, Ю. Ф. Опыт выполнения сепарационных испытаний парогенераторов энергоблоков №1 НВАЭС-2 и №1 ЛАЭС-2: новые задачи и пути их решения / Ю. Ф. Кутдюсов, И. О. Будько, Р. П. Ануркин // 11-я Междунар. науч.-технич. конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». Режим доступа: http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2019/ autorun/article104-ru.htm. Дата доступа 07.04.2020.
- 20. Горизонтальный парогенератор. Проблемы повышения мощности и возможные пути решения / Д. А. Лахов [и др.] // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Обеспечение безопасности АЭС. 2012. Вып. 31 Реакторные установки с ВВЭР. С. 14–23.

В.В. Сорокин

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси, Минск, Республика Беларусь sorokinlab19@sosny.bas-net.by

ТЕПЛОИЗОЛЯЦИЯ ДЛЯ ЗАЩИТЫ ГЕРМЕТИЧНОГО ОГРАЖДЕНИЯ АЭС-2006 ОТ ДЕЙСТВИЯ ПАССИВНЫХ КАТАЛИТИЧЕСКИХ РЕКОМБИНАТОРОВ ВОДОРОДА

Введение

На современной атомной электростанции (АЭС) предусмотрены локализующие системы безопасности для удержания при аварии радиоактивных веществ и ионизирующего излучения в предусмотренных проектом границах. Границу образует герметичное ограждение (ГО). Согласно нормативным требованиям НП-001-15, безопасность АЭС должна обеспечиваться за счет последовательной реализации концепции глубоко эшелонированной защиты, основанной на применении системы физических барьеров на пути распространения и онизирующего излучения и радиоактивных веществ в окружающую среду и системы технических и организационных мер по защите барьеров и сохранению их эффективности. Граница рассматривается как четвертый физический барьер. При выявлении неработоспособности любого из предусмотренных физических барьеров или неготовности мер по его защите реакторная установка (РУ) должна быть остановлена и приняты меры по приведению блока АС в безопасное состояние.

Удерживая радиоактивные вещества, ГО удерживает и водород, выделяющийся при аварии. Накопление водорода в присутствии кислорода из состава атмосферы в зоне локализации аварии несет опасность формирования горючих и взрывоопасных концентраций этих компонент. Вероятная последующая реакция водорода с кислородом внутри ГО способна критически увеличить нагрузки на ограждение и вызвать его разрушение. Для защиты ГО от разрушения и поддержания его работоспособности необходимо решить проблему, связанную с выходом водорода при авариях, особенно при тяжелой аварии с течью и плавлением топлива. В проекте АЭС-2006 предусмотрена система удаления водорода, включающая пассивные каталитические рекомбинаторы водорода.

Рекомбинатор состоит из корпуса и кассеты с каталитическими элементами, конструкция которых обеспечивает проход газообразной среды через устройство. При контакте с катализатором происходит химическая реакция соединения водорода и кислорода, сопровождающаяся выделением тепла. Под действием тепла возникает конвективный поток, обеспечивающий непрерывное поступление реагентов к катализатору и отвод продукта (водяного пара) из устройства. Вход и выход среды осуществляется через окна в корпусе. Концентрация водорода под оболочкой снижается. Пассивный принцип действия, а также независимость элементов системы сжигания водорода от других систем энергоблока и друг от друга обеспечивают ей высокую степень надежности.

Работающий рекомбинатор является мощным нагревательным прибором. Тепло генерируется при сжигании водорода и уносится выхлопной струей и тепловым излучением в ГО. Тепло при аварии выделяется рекомбинатором в течение нескольких часов. Монтаж устройств части групп рекомбинаторов АЭС-2006 осуществляется непосредственно на внутренней стенке ГО [1]. Возможные зоны теплового влияния на ГО следует ожидать напротив рекомбинатора и в области касания горячей выхлопной струей внутренней стенки ограждения.

Ограждение имеет сложную структуру, включает железобетонную стенку с закладными стальными элементами и стальную облицовку со стороны реакторного отделения. Облицовка состоит из сваренных между собой листов. Листы соединены сваркой с закладными элементами. Бетон обеспечивает прочность, облицовка – плотность ГО. Опасность нагрева сверх допустимой

температуры может быть связана как с разрушением бетонного камня, ведущего к потере прочности и способности выдерживать внутреннее давление, так и с деформацией облицовки и с потерей функции обеспечения плотности. Для строительных бетонов эффекты разрушения начинаются с уровня температур 150–200 °C [2] и могут усиливаться за счет напряжений материала при нагрузках близких к предельным.

В результате рекомбинации 1 об.% водорода при нормальных условиях в воздухе, температура воздуха увеличивается примерно на 80 °C. При типичных для тяжелой аварии условиях температуры среды под оболочкой 100–130 °C, концентрации водорода 1–4 об.% достижение допустимой температуры бетонного ограждения 150 °C, по крайней мере в зонах размещения рекомбинаторов, не кажется невероятным. Поэтому при обосновании безопасности системы удаления водорода закономерно возникает вопрос количественной оценки нагрева ГО рекомбинаторами и использования теплоизоляции для защиты ограждения от теплового действия пассивных каталитических рекомбинаторов водорода.

Исследования тепловых параметров работы рекомбинаторов

Вопрос количественной оценки уровня температур при работе рекомбинаторов рассматривался во многих работах [3–15].

Результаты испытаний на стенде ВТИ рекомбинаторов PBK-315 ЗАО РЭТ показали: при концентрации водорода на входе 1,66 об.% и температуре 20 °C на выходе наблюдается концентрация 0,48 об.%, температура в центре стержня катализатора 253 °C; при 6,59 об.% и температуре 125 °C – на выходе, соответственно, 2,11 об.%, 756 °C [3].

При концентрации водорода на входе 2,5 об.% и температуре 17 °C, на выходе температура 250 °C, сжигание полное [4]. Уровень температуры катализатора составляет 560 °C [5, р. 248]. Измерена температура на выходе из рекомбинатора до 250 °C [6]. При росте содержания водорода в смеси (более 5 об.%) увеличивается производительность рекомбинатора водорода, что может привести к нагреву каталитического блока до температур свыше 500 °C [7]. При содержании водорода в смеси 5 об.% температура стенки увеличивается до температур свыше 600 К [8].

По результатам испытаний рекомбинатора при концентрациях водорода до $6\pm0,5$ об. % в эксперименте «без пара» горение не наблюдалось, а максимальная температура достигала 363 °C. При концентрациях водорода до $11\pm0,63$ об.% в экспериментах «с паром» также горение не наблюдалось, а максимальная температура достигала 445 °C [9]. Расчетные данные и эксперименты подтверждают простое правило: с каждым процентом сожженного водорода температура катализатора будет расти на 80–100 °C [10]. Следовательно, заявляя, что катализатор способен снизить концентрацию водорода на 4%, изготовитель гарантирует, что он может работать при 500–550 °C. Параметры термостабильности катализаторов РКЗ: долговременная рабочая температура не менее 550 °C, при возможном кратковременном (в течение часа) перегреве до 700 °C без потери каталитической активности.

Повышение концентрации водорода до 4–8 об. % показывает, что обеспечение заданной производительности по очищаемой среде достигается в интервале степеней превращения 0,52–0,25 соответственно. Вместе с тем, увеличение количества водорода приводит к повышению температуры реакционной смеси на 80 °C при полном превращении 1 об.% H₂ и на 320 °C при наличии в среде 8 об.% водорода и степени превращения 50 % [11]. При низкой скорости 0,25 м/с температура пластин на входе в каталитический участок достигает ~ 700 K и снижается до ~ 550 K в конце участка. При увеличении скорости подаваемого газа до 0,8 м/с температура пластины возрастает более чем на 100 K [12]. С ростом концентрации водорода на входе в канал на начальном участке возрастает скорость рекомбинации водорода. Это в свою очередь приводит к тому, что с увеличением концентрации водорода на входе увеличивается и разница температуры пластин на входе, равной 4 %, разница температуры составляет более 150 K, для 2 % – приблизительно 100 K.

Температура поверхности катализатора (средняя) до 500 °С, при периодических напусках водорода в сосуд где размещается катализатор типичная температура в максимуме 200 °С [13]. Катализатор работает при температуре до 700 °С без потери каталитической активности [14].

Катализатор работоспособен до температур 750 °С, выдерживает облучение [15].

Некоторые результаты [6] содержат признаки противоречия. Измеренная температура на выходе до 250 °C при мол. доле водорода 10 % не соответствует выделенной энергии. Поскольку на выходе из устройства почти нет водорода начиная с мол. доли водорода 8 % (что объясняется возможной объемной рекомбинацией (пламенным горением), температура по балансу должна быть порядка 800 °C.

По данным работ [3–15] нагрев частей устройства и газовых потоков при работе рекомбинатора может превышать температуру 150 °С допустимую для бетонной ГО АЭС-2006.

Учет теплового влияния рекомбинаторов на ГО

Учет тепловых эффектов при работе рекомбинаторов должен быть проведен и их возможно опасное влияние нейтрализовано согласно, как минимум, требованиям п. 1.2.4, 3.1.2, 3.1.8 НП-001-15 и п. 8 НП-010-16. Документ НП-006-16 не дает прямых указаний приводить в отчете по обоснованию безопасности данные о принятых мерах или об обоснованном отказе от принятия мер по ограничению нагрева ГО рекомбинаторами непосредственно или путем контакта с выхлопной струей.

Описание устройств, как правило, не содержит данных о температурах корпуса, катализатора и выхлопной струи, предупреждений о раскаленном состоянии оборудования в рабочем режиме [16]. Оператор, формулируя техническое задание, требует, чтобы оборудование системы аварийного удаления водорода из ГО не оказывало отрицательного влияния на оборудование других систем, размещенных в помещениях ГО [17]. По описанию конкретных проектов, например [1], трудно установить защищена или нет ГО от перегрева рекомбинаторами.

Атомное агентство Канады (AECL) установило критерии выбора места размещения рекомбинаторов: учет расположения источника водорода, непроточных зон скопления газа; легкость обслуживания и проверки; учет влияния на другие системы безопасности путем прямого нагрева или контакта с выхлопной струей [15].

В публикации [18] опасность горячего рекомбинатора рассматривают в связи с возможностью поджигания газа, опасность перегрева ГО непосредственно устройством не обсуждается.

Комплексная программа НИОКР и мероприятий по обеспечению водородной взрывобезопасности и управлению тяжелыми авариями на АЭС с ВВЭР, разработанная в исполнение решения Экспертного совета по ядерной безопасности «Концерна Росэнергоатом», о содержании которой можно судить по источнику [19], не затрагивает рассматриваемую проблему.

Разнообразие проектов РУ, ГО РУ, стратегий водородной безопасности, сценариев аварий, моделей рекомбинаторов и способов их размещения в контайнменте [5], не способствует фокусировке внимания на проблеме тепловых эффектов у ГО, сопровождающих функционирование этих устройств.

Известны расчетные исследования возможности ГО локализовать последствия аварий. В настоящее время в отрасли используются два аттестованных программных средства (ПС), моделирующих процессы в защитной оболочке – ПС «Ангар» (АО «Атомэнергопроект») и ПС «Купол-М» (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» и АО «АТОМПРОЕКТ») [20]. В первом ПС модель рекомбинаторов не верифицировалась (эта возможность ПС выходит за рамки обоснованной области применения ПС), во втором – модель рекомбинаторов в качестве исходных данных требует задания производительности рекомбинатора. Однако при проведении расчетов в обосновании безопасности конкретных энергоблоков Заявители не представляют и не обосновывают принятые в расчетном анализе характеристики рекомбинаторов водорода, что не позволяет сделать обоснованный вывод относительно адекватности моделирования рассматриваемого процесса.

Распространены подходы, в которых работа рекомбинаторов описывается в виде сложных граничных условий третьего рода [21], или в форме источников с производительностью как функции концентрации водорода [5, 22]. Адекватно рассмотреть тепловые эффекты, имеющие локальный характер, с использованием таких подходов затруднительно.
Многие экспериментальные методы способствуют восприятию уровней температур при работе рекомбинатора как неопасных. Экономия водорода, ресурса гидрофобного покрытия, прочих затрат на эксперименты приводит к использованию коротких сеансов работы с низкими концентрациями водорода при н.у. Гидрофобное покрытие разрушается при достижении рекомбинатором температуры 200 °C, это происходит при концентрации 2 об. % водорода в сухом воздухе или при концентрации 1,4 об.% водорода в смеси воздуха с паром [5, р. 364]. Используются короткие напуски водорода [13, 23], опыты с отдельными каталитическими элементами [23], сопровождающиеся большим уносом энергии излучением и снижением температуры элемента. В ходе таких испытаний устройство не демонстрирует высоких параметров, характерных для тяжелой аварии.

Уровень теплового влияния рекомбинаторов на ГО ВВЭР целесообразно проверять расчетами и при необходимости выбирать технические решения для его ослабления до безопасного.

Расчет теплоизоляции для защиты ГО АЭС-2006 от действия рекомбинаторов

Проведем расчетную оценку нагрева ГО рекомбинаторами для проекта АЭС-2006 [1]. Схема размещения рекомбинатора для постановки задачи представлена на рис. 1.



Рис. 1. Схема размещения рекомбинатора и зон интенсивного нагрева ограждения:

1 – рекомбинатор; 2 – ограждение; 3 – монтажные устройства;

4 – зона размещения каталитических пластин; 5 – входное окно;

6, 7 – зоны интенсивного нагрева

Рекомбинатор 1 прикрепляется к ограждению 2 монтажными устройствами 3. В нижней части 4 корпуса 1 размещаются каталитические пластины, причем они видны снаружи через открытое окно 5, предусмотренное для ввода свежих порций водородсодержащей газовой смеси в рекомбинатор.

В рекомбинаторе наиболее горячими элементами являются наружная поверхность нижней части корпуса и каталитические пластины. Элементы нагревают ограждение преимущественно тепловым излучением, поскольку толщина пограничного слоя газа у стенки корпуса, обращенной к ограждению, обычно меньше длины монтажных устройств. На ограждении 2 напротив зоны 4 и входного окна 5 формируются зоны интенсивного нагрева 6 и 7. Зона 6 характеризуется большим угловым коэффициентом излучения, чем зона 7, но последняя облучается более горячей

поверхностью каталитических пластин по сравнению с наружной поверхностью корпуса. Угловой коэффициент представляет собой чисто геометрическую характеристику формы, размеров и взаимного расположения двух тел, находящихся в состоянии теплообмена излучением друг с другом, задает долю энергии излучения, испускаемую одним телом и попадающую на другое тело [24].

Формализуем схему взаимодействия элементов 4 и 6 в рамках зонального метода расчета [24] (рис. 2). Для распространенного типа рекомбинатора FR90/1-1500 [16] размеры прямоугольников 2 и 3 составят l₁ = 140 мм (высота каталитических пластин), l₂ = 1500 мм (длина рекомбинатора). Длина монтажных устройств l₃ определяет расстояние между прямоугольниками 2 и 3, лежащими напротив друг друга в параллельных плоскостях. Температуры: t_{кат} – средняя каталитических пластин, tкорп – корпуса рекомбинатора, taтм – атмосферы ГО, t_{ст} – стенки ГО напротив рекомбинатора, t_{бет} – массива бетона; °С.



Рис. 2. Схема для расчета:

1 – каталитические пластины; 2 – стенка рекомбинатора; 3 – поверхность ограждения; 4 – массив бетона

Тепловые потоки: q_1 – лучистый от каталитических пластин к стенке корпуса рекомбинатора; q_2 – лучистый от стенки корпуса рекомбинатора к стенке ограждения 3; q_3 – лучистый от стенки корпуса рекомбинатора к стенке ограждения 3; q_4 – лучистый от стенки 3 к стенке ограждения за исключением 3; q_5 – конвективный от 3 к атмосфере; q_6 – кондуктивный в массив бетона.

Из закона сохранения энергии следует

$$\begin{array}{l} q_1 = q_2 + q_3; \\ q_2 = q_4 + q_5 + q_6. \end{array}$$

В условиях лучистого теплообмена тепловой поток на ограждение может быть снижен уменьшением углового коэффициента излучения ф между прямоугольниками 2 и 3 (рис. 2), степени черноты є поверхностей корпуса и ограждения (например, за счет полировки), установкой экранов, снижением температуры наружной поверхности корпуса и/или ограждения за счет теплоизоляции.

Рассмотрим прием снижения температуры $t_{_{\rm CT}}$ зоны 6 за счет уменьшения ϕ путем увеличения

длины 13 устройства 3 (рис. 1). Угловые коэффициенты излучения определим по данным [24] и приведем в табл. 1.

			1 1	•	
13, мм	35	70	105	140	280
φ	0,767	0,597	0,476	0,388	0,208

Таблица 1. Угловые коэффициенты излучения

Выражения для потоков в рамках рассмотрения средней теплопередачи

$$\begin{split} & q1 = \epsilon \Sigma \left((t_{_{KaT}} + 273)^4 - (t_{_{KOPI}} + 273)^4); \\ & q2 = \epsilon_{_{3\varphi}} \sigma \phi \left((t_{_{KOPI}} + 273)^4 - (t_{_{aTM}} + 273)^4); \\ & q3 = \epsilon_{_{3\varphi}} \sigma \phi - (1{\text{-}}\phi)((t_{_{KOPI}} + 273)^4 - (t_{_{aTM}} + 273)^4); \\ & q4 = \epsilon_{_{3\varphi}} \sigma \phi - (1{\text{-}}\phi) \left((t_{_{CT}} + 273)^4 - (t_{_{aTM}} + 273)^4); \\ & q5 + q6 = \alpha (t_{_{CT}} - t_{_{aTM}}); \end{split}$$

где φ – постоянная Стефана–Больцмана, $\varepsilon = 0,75$ принята для нержавеющей стали «сильно окисленной после механической обработки» [24], $\varepsilon_{_{3\varphi}} = 1/(2/\varepsilon - 1)$, α – коэффициент теплоотдачи ограждения.

Расчет ведется для $t_{arm} = t_{6er} = 100$ °C, температура поверхности ограждения за исключением зоны 3 (рис. 2) также 100 °C. Результаты представлены в табл. 2, принято $\alpha = 50$ Вт/(м²·K). Параметр tкат задается как определяющий, поэтому результаты будут независимы от модели рекомбинатора, для модели с катализатором в форме пластин (типа FR90/1-1500) соответствующая концентрация водорода, рассчитанная по модели [25] определяется по рис. 3.

Из данных табл. 2 видно, что увеличивая длину монтажных устройств, можно снижать температуру ограждения в зоне 6 (рис. 10), добиваться непревышения допустимой величины 150 °C.



Рис. 3. Зависимости объемной концентрации водорода С от средней температуры катализатора, давление 0,3 МПа, температура атмосферы 100 °С

Возможно снижение температуры стенки путем установки теплоизоляции на элемент 2 и(или) 3 (рис. 2). Данные о снижении температуры стенки путем установки теплоизоляции на элемент 2 (рис. 2) отражены в табл. 3. Количественно теплоизоляция характеризуется величиной λ/δ , λ – коэффициент теплопроводности изоляции, δ – толщина изоляции. При типичной для пористой керамики $\lambda = 0,1$ Вт/(м·К), величина $\lambda/\delta = 25$ Вт/(м²·К) достигается при $\delta = 4$ мм. Данные о снижении температуры стенки путем установки теплоизоляции на элемент 3 (рис. 2) отражены в табл. 4 при $\lambda = 0,1$ Вт/(м·К), коэффициент теплоотдачи в бетон принят 20, конвективный в атмосферу от наружной поверхности изоляции 10 Вт/(м²·К), 13 = 140 мм.

Согласно расчетам, температура ГО возле рекомбинаторов в режимах, характерных для аварий, превышает допустимую величину 150 °C. Рассмотрены способы теплоизоляции для защиты ограждения от нагрева рекомбинаторами. Выбирая какой-либо или комбинацию нескольких, можно добиться надежной защиты ГО от перегрева. Все способы защиты просты в практической реализации и могут применяться как на стадии сооружения энергоблоков, так и при реконструкции существующих.

<i>l</i> 3, мм	t, ⁰C	t_{KZT_2} °C		
		535	750	865
105	t _{корп}	433	617	717
	ter	163	258	329
140	t _{корп}	432	616	714
	ter	152	230	291
210	t _{корп}	431	614	712
	t _{cr}	137	194	240
280	t _{корп}	431	613	711
	ter	128	172	208

Таблица 2. Температура ограждения в зависимости от длины монтажных устройств, зона 6 (рис. 1)

Таблица 3. Температура ограждения при 13 = 140 мм в зависимости от теплоизоляции

λ/δ,	t, ⁰C	t_{KZT} °C		
Вт/м²· К		535	750	865
25	<i>t</i> _{корп} внутри	494	714	834
	t _{корп} снаружи	336	424	465
	t _{cr}	127	149	162
50	t _{корп} внутри	475	690	807
	<i>t</i> корп снаружи	372	484	536
	t _{cr}	135	169	190

Таблица 4	Температура	ограждения	пол	изопянией
гаолица 4.	remieparypa	ограждения	под	пзолициси

δ, мм		t_{KAT} °C	
	535	750	865
0,1	168	263	330
10	133	172	197
20	121	146	161
25	118	139	151

Заключение

Расчетами показано, что в режимах, характерных для аварий и без принятия мер ограничения теплового потока на ограждение, предельная температура ГО АЭС-2006 возле рекомбинаторов локально превышается. Рассмотрены несколько способов снижения температуры ограждения: за счет выбора длины монтажных устройств, за счет теплоизоляции задней стенки рекомбинатора, за счет теплоизоляции стенки ГО. Проведены расчеты толщины изоляции и длины монтажных устройств, позволяющих добиться надежной защиты ГО от перегрева при различных рабочих температурах катализатора и при различных концентрациях водорода в атмосфере ГО. Лучистый теплообмен описывается в рамках зонального метода. Предложенные способы защиты просты в практической реализации и могут применяться как на стадии сооружения, так и при реконструкции эксплуатирующихся энергоблоков.

Список использованных источников

- 1. Проект АЭС-2006. Ленинградская АЭС-2. ОАО «СПбАЭП». СПб.: Ин-т «Атомэнергопроект», 2009. 34 с.
- 2. Дворкин, Л. И. Основы бетоноведения / Л. И. Дворкин, О. Л. Дворкин. СПб.: ООО «Строй-Бетон», 2006. – 692 с.
- 3. Математическое моделирование тепло- и массообмена в каталитическом рекомбинаторе водорода / С. В. Анпилов [и др.] // Теплоэнергетика. 2013. № 11. С. 48–51.
- 4. Влияние процессов естественной конвекции на параметры пассивного каталитического рекомбинатора водорода / Г. С. Баронов [и др.] // 4 Российская национальная конференция по теплообмену (РНКТ4): труды, Москва, 23–27 октября 2006 г.: в 8 т. / МЭИ. М., 2006. Т.1. С. 155–159.
- 5. Workshop on the implementation of hydrogen mitigation techniques: proc. of the OECD/NEA/ CSNI, Winnipeg, Manitoba, Canada, May 13–15, 1996. – Whiteshell Laboratories Pinawa, Manitoba, Canada, 1997. – AECL-11762 NEA/CSNI/R(96)8. – 619 p.
- 6. Разработка и верификация модели рекомбинаторов РВК-500, -1000 для моделирования защитной оболочки АЭС с ВВЭР методами вычислительной гидродинамики/ О. В. Тарасов [и др.] // Атомная энергия. 2016. Т. 121, вып. 3. С. 131–136.
- 7. Предварительные результаты испытания образца рекомбинатора на прочной установке РФЯЦ-ВНИИТФ / Е. В. Безгодов [и др.] // Научная сессия НИЯУ МИФИ-2017 по направлению «Инновационные ядерные технологии». Сборник научных трудов всероссийской научнопрактической конференции, посвященной памяти В. Ф. Куропатенко, Снежинск, 19–22 декабря 2017 г., НИЯУ МИФИ; Снежинск: СФТИ НИЯУ МИФИ, 2017. – С. 20.
- 8. Конвективный теплообмен с химическими превращениями в вертикальном канале / Д. Г. Григорук [и др.] // Теплоэнергетика. 2011. № 6. С. 63–67.
- Михальчук, А. В. Анализ и устранение замечаний Ростехнадзора к пассивным каталитическим рекомбинаторам водорода для энергоблоков ВВЭР / А. В. Михальчук [и др.] // 2016 год: краткие результаты научно-технической деятельности ВНИИАЭС. – М.: ВНИИАЭС, 2017. – С. 17–26.
- Тарарыкин, А. Г. Каталитические рекомбинаторы водорода для систем аварийной безопасности АЭС/ А. Г. Тарарыкин // Безопасность окружающей среды. 2007. № 3. С. 46–49.
- 11. Гаспарян, М. Д. Локализация летучих радионуклидов на керамических высокопористых блочно-ячеистых материалах в процессах обращения с РАО и ОЯТ: дис.... докт. техн. наук: 05.17.02 / М. Д. Гаспарян; Российский химико-технологический университет. – М., 2016. – 322 с.
- 12. Григорьев, С. Ю. Моделирование процессов конвективного перемешивания и пристеночного массообмена в задачах анализа водородной безопасности АЭС при тяжелой аварии: дис. ... канд. физ.-мат. наук: 05.13.18/ С. Ю. Григорьев; РАН, ИБРАЭ. Москва, 2016. 141 с.
- 13. Шебеко, Ю. Н. Исследование беспламенного горения водорода на поверхности гидрофобизированного катализатора / Ю. Н. Шебеко [и др.] // Физика горения и взрыва. 1995. Т. 31, № 5. С. 37–38.
- 14. Хмельницкая АЭС. Инструкция по эксплуатации. Система дожигания водорода. 2.РЦ.0123. ИЭ-08. ХАЭС, 2008.
- 15. Moffett, R. A Canadian perspective on passive autocatalytic recombiners / R. Moffett // Nuclear Engineering International. 2012. № 8. P. 2.
- 16. AREVA Passive Autocatalytic Recombiner / Brochure: AREVA GmbH Paul-Gossen-Straße 100 91052 Erlangen. Germany. 2013. G-008-V3-13-ENGPB.
- 17. Техническое задание на закупку системы аварийного удаления водорода из ГО РУ для энергоблоков № 3 и 4 Нововоронежской АЭС. Утв. 04.07.2013. Нововоронеж: НвАЭС, 2013. 10 с.
- 18. Обеспечение водородной безопасности на атомных электростанциях с водоохлаждаемыми реакторными установками. Современное состояние проблемы / И. А. Кириллов [и др.] //

Ядерная и радиационная безопасность. – 2017. – № 2 (84). – С. 1–12.

- 19. Документация по запросу предложений на НИОКР по реализации мероприятий обеспечения водородной взрывобезопасности и управлению тяжелыми авариями на АЭС с ВВЭР в рамках устранения замечаний Ростехнадзора. Mode of access: https://zakupki. kontur.ru/31705778561. Date of access: 29.01.2019.
- 20. Совет по аттестации программных средств при Ростехнадзоре. 25 лет на службе безопасности // Сборник публикаций/ Труды НТЦ ЯРБ. М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2016. 122 с.
- 21. Об одной модели работы спринклерной системы при авариях на атомных электростанциях / В. Г. Асмолов [и др.] // Известия академии наук. Сер. Энергетика. 2012. № 1. С. 78–98.
- 22. Инженерная расчетная модель каталитического рекомбинатора водорода для проведения динамических полномасштабных расчетов / А. В. Авдеенков [и др.] // Альтернативная энергетика и экология. 2018. № 4–6. С. 37–56.
- 23. Understanding of the operation behaviour of a Passive Autocatalytic Recombiner (PAR) for hydrogen mitigation in realistic containment conditions during a severe Light Water nuclear Reactor (LWR) accident/ F. Payota [et al] // Nuclear Engineering and Design. – July 2012. – Vol. 248. – P. 178–196.
- 24. Блох, А. Г. Теплообмен излучением/ А. Г. Блох, Ю. А. Журавлев, Л. Н. Рыжов: справочник. М.: Энергоатомиздат, 1991. 432 с.
- 25. Сорокин, В. В. Расчет влияния отравления на производительность пассивного каталитического рекомбинатора водорода / В. В. Воробьев, В. А. Немцев, В. В. Сорокин // 10 МНТК «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР»: сборник трудов, Подольск, 16–19 мая 2017 г. Подольск, АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС». Научно-техническое электронное издание. http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2017/autorun/article137ru.htm.

А.В. Глушков

Академия военных наук Российской Федерации, Москва, Российская Федерация e-mail: 4059800@gmail.com

ЯДЕРНАЯ, РАДИАЦИОННАЯ, ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ ТЕХНОЛОГИИ МИКИ В АТОМНОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ И НАРОДНОМ ХОЗЯЙСТВЕ. СОРБЦИЯ РАДИОНУКЛИДОВ ЦЕЗИЯ-134 И КОБАЛЬТА-57 ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ НА ПРИМЕРЕ РАБОТ ИНСТИТУТА ЯДЕРНОЙ ФИЗИКИ АНРУЗ

На протяжении длительного времени АЭС считались одним из самых перспективных и безопасных направлений энергетики. Десятки лет атомные электрические станции являлись условно экологически чистыми способами получения недорогой электро- и теплой энергии. Атомные электростанции не выбрасывают в атмосферу дымовых газов. На них отсутствуют отходы в виде золы и шлаков. Постепенно в процессе эксплуатации стали выявляться экологические проблемы.

Главными негативными событиями в истории атомной энергетики, послужившими доказательством опасности атомных электростанций для окружающей среды и здоровья человека, стали взрыв 34 года назад на Чернобыльской АЭС на Украине в апреле 1986 года и авария в марте 2011 года на атомной станции Фукусима -1 в Японии, негативные последствия от которых длительные периоды времени будут давать о себе знать. Экология этих районов очень сильно разрушена, а процесс восстановления займет десятилетия.

Современные объекты энергетики строятся с учетом минимизации всех возможных рисков, системы АСУ ТП дублируются и усиливаются. Несмотря на все меры предосторожности экологическую обстановку существенно ухудшают следующие факторы:

- различные виды радиационного излучения;
- заражение радиоактивными веществами прилегающей территории к станции радионуклидами и нерадиоактивными изотопами;
- избыточное количество тепла и радиоактивные отходы.

В связи с бурным развитием таких областей человеческой деятельности, как атомная энергетика, горнодобывающая и перерабатывающая промышленность, чтобы защитить людей и атмосферу от радиоактивных выбросов, встает проблема более полного извлечения как токсичных и радиоактивных, так и редких, дорогих элементов из почвы, сточных вод и водоемов.

Пояснения к технологии модулирования ИК-излучения (МИКИ)

Основанием для начала научных исследований послужил период работ по ликвидации аварии на Чернобыльской АЭС в период мая-июля 1986 года и последующих лет. В «Зоне отчуждения» на территории, после воздействия радиоактивными элементами – продуктами распада ядерного топлива, стали появляться не свойственные данной местности и периоду времени растения и животные, увеличение и ускоренный рост грибов, плодов фруктовых и овощных культур. Что послужило началу и продолжению работ по созданию специального эмиссионного покрытия МИКИ.

На основании наблюдений в прилегающих районах и населенных пунктах к Чернобыльской АЭС: Припять, Дитятки, Копачичи, Оранное и др. группой советских ученых в период 1987–1990 гг. активно проводились исследования в области практического применения ИК-излучения. Работы проводились одновременно при ВАХЗ им. С.К. Тимошенко, г. Москва, руководитель московской группы д.т.н., проф. Александр Васильевич Глушков и в Лаборатории № 1 Института материаловедения, Научно-производственное объединение «Физика-Солнце» АНРУз, г. Ташкент под руководством д. т. н., проф. Рустама Хакимовича Рахимова.

Совместными усилиями было создано несколько типов специального эмиссионного покрытия на основе керамических и сложных композиционных систем.

Нанесение этих систем на поверхность любого теплового или инфракрасного источника дает возможность получения и самое главное модулирования ИК-излучения с заданными частотными и энергетическими параметрами.

Функциональное керамическое покрытие работает как перестраиваемый лазерный источник, генерирующий узкополосное излучение в нужной области спектра, длина волны которого может варьироваться в диапазоне от 1–50 мкм.

Уникальным свойством получаемого таким образом ИК-излучения является возможность получения точного избирательного (селективного) воздействия непосредственно на любые молекулярные связи в любых веществах любых агрегатных состояниях, поскольку в указанном спектральном диапазоне лежат частоты колебаний практически всех межатомных и межмолекулярных связей в молекулах и молекулярных комплексах.

Суть работы МИКИ эмиссионного покрытия заключается в том, что первичный акт поглощения сопровождается возбуждением определенно выбранной связи в молекуле или молекулярном комплексе. В дальнейшем энергия колебательного возбуждения претерпевает различные превращения за счет релаксационных процессов. В сложных многоатомных молекулах с числом атомов более 10 наиболее быстро протекает внутримолекулярный размен колебательной энергии, в результате чего энергия перераспределяется статистически по всем колебательным степеням молекулы или молекулярного комплекса.

Эти методы имеют существенные ограничения и недостатки, которые или непреодолимы, или преодолеваются слишком большим расходом ресурсов. Кроме того, некоторые важные свойства и характеристики целевых материалов принципиально невозможно получить этими методами.

Следует особо подчеркнуть, что в настоящее время такие импульсные преобразователи возможно синтезировать только под воздействием концентрированной солнечной энергии.

Дело в том, что в таком режиме на вещество воздействует мощный поток фотонов с очень широким набором энергий, результатом чего является образование всех возможных метастабильных состояний для данного вещества

Синтез материалов из расплава дает значительно лучшие результаты, так как он идет в жидкой фазе и процесс ускоряется в сотни и тысячи раз. Кроме того, многие сложные композиты вообще невозможно получить другим путем. Еще одной проблемой является вопрос загрязнения или нарушения стехиометрии целевого продукта, что не позволяет получать материалы с комплексом заданных свойств, которые и являются основой функциональной керамики.

На примере применения каолина с низким содержанием алюминия было показано, что под действием импульсного излучения, генерируемого функциональной керамикой на основе оксида железа, значительно снижаются затраты на энергоносители и реагенты, чем обеспечивается высокая рентабельность доселе нерентабельного технологического процесса.

Характерной особенностью генерируемого импульсного излучения является то, что импульсы имеют высокие фронты нарастания, которые можно регулировать в широких пределах, изменяя состав керамики (эмиссионого покрытия) и технологию ее получения. Это позволяет получить новые эффекты, которые до сих пор не были известны.

Имеется много областей применения таких материалов для принципиально нового подхода к решению большинства проблем, которые на сегодняшний день решаются неэффективно или не решаются вовсе.

Уже в те годы были получены факультативно положительные результаты по созданию прибора (лампочки) против «вирусов гриппа», низкотемпературный стерилизатор для обработки медицинского инструментария (хирургического и зубоврачебного), различные сушилки для консервации компонентов крови, сушки лечебных трав, фруктов, овощей и др.

Следует особо подчеркнуть, что в настоящее время такие импульсные преобразователи возможно синтезировать только под воздействием концентрированной солнечной энергии .

Дело в том, что в таком режиме на вещество воздействует мощный поток фотонов с очень широким набором энергий, результатом чего является образование всех возможных метастабильных состояний для данного вещества или соединения. Это приводит к искажениям кристаллической решетки. В результате образуются определенные наноструктуры, благодаря которым функциональная керамика приобретает особые свойства. В частности, термостойкость и прочность целевого материала резко возрастают, так как не наблюдается вторичной рекристаллизации и роста трещин выше значения критического размера. Кроме того, в процессе синтеза происходят фотохимические реакции, допустимые в этом диапазоне энергий.

В связи с этим изготовлена установка с излучателями на основе 3 типов функциональной керамики:

- 1. оксида железа с максимумом излучения 3,3 мк и минимальной крутизной нарастания импульса;
- 2. двухимпульсная керамика RC с максимумом излучения 16 мк и плотностью энергии 400 Bt/cm²;
- 3. керамика MC с высоким фронтом нарастания импульса, с максимумом излучения 16 мк и плотностью энергии 200 Вт/см².

Вторичный ангренский каолин, под воздействием импульсного излучения, генерируемого функциональной керамикой, превратился в наноструктурированный метакаолин.

Далее было проведено изучение сорбции радионуклидов цезия и кобальта на исходном вторичном каолине Ангренского месторождения (каолин 1), метакаолине, полученным под воздействием импульсов ИК (каолин 2), генерируемых одним видом функциональной керамики и метакаолине, полученным под воздействием импульсов ИК, генерируемых тремя указанными видами функциональной керамики (каолин 3).

Методика

В качестве сорбентов использовали тонкопомолотые порошки вторичного каолина Ангренского месторождения и метакаолина, полученного под воздействием импульсного излучения, генерируемого тремя типами функциональной керамики.

Сорбцию проводили в статических условиях методом «ограниченного объема».

В качестве водных фаз использовали дистиллированную воду и сточную воду жидких радиоактивных отходов (ЖРО) на примере Института ядерной физики АНРУз. Полученные результаты приведены в табл. 1.

Таблица 1.

Сорбция радионуклида цезий-134 на каолине в зависимости от предварительной ИК- обработки

Сорбент	Состав вод- ной фазы	рН вод- ной фазы	КозФФи- циент распре- деления, D, мл/г	Процент адсорб- ции. S %	
		2	109	81	
	Cronwag Born	4	118	82	
Исходный	WPO-	6	189	88	
каолин	жРО; С.о. = 3,65 г/л	8	173	87	l
		10	191	88	
		12	126	83	
каолин		2	62	71	
DIHOHM-	Croming north	4	63	72	
пульсного	WDO-	6	143	85	
воздей-	$C_{0} = 3.65 \text{ m/m}$	8	54	68	
ствия ИК	Sec 2,02 Im	10	48	66	
излучения		12	34	57	
каолин		2	125	83	
прехнм-	Croming norm	4	236	90	
пульсного	WPO-	6	275	92	
воздей-	$C_{-} = 2.65 = -1$	8	265	91	
ствия ИК	<u>ω</u> g = 3,05 Γ/π	10	256	91	
излучения	1	12	171	87	

С.о. – сухой остаток

Жидкие радиоактивные отходы ИЯФ АНРУз. Время контакта 24 ч, соотношение V/ m=25; где V- объем водной фазы, m- масса сорбента. Дата эксперимента: 2–6 мая 2016 г.

Как следует из приведенных результатов, имеется оптимальное значение pH для каждого вида используемого каолина. Так, максимальное извлечение цезия для исходного каолина (каолин 1) наблюдается при pH 5–10, для каолина 2 pH 2–6, а для каолина 3 pH 4–10. Объяснение этого явления будет дано в последующих докладах и публикациях.

Наиболее полное извлечение цезия получено при использовании каолина 3.

Это объясняется формированием наноструктуры оптимальной для сорбции ионов цезия.

В табл. 2 приведены сравнительные результаты по извлечению цезия-134 и кобальта-57 каолином 1 и каолином 3.

Таблица 2. Сорбция радионуклидов цезия и кобальта на каолине 1 и каолине 3

	Дистиллированная вода				
Сорбент	Цезий-134		Кобальт-57		
	D, мл/г	S, %	D, мл/г	S, %	
Каолин 1	297	92	1602	98,5	
Каолин 3	330	93	450	94,7	

Как следует из приведенных данных, адсорбция ионов кобальта каолином 1 значительно эффективнее, чем каолином 3, это указывает на высокую избирательность каолина 3, благодаря сформировавшейся наноструктуре, оптимальной для адсорбции ионов цезия.

Это открывает широкие перспективы для разделения и более полного извлечения различных элементов из сложных растворов и отходов.

Время контакта в 96 ч каолина 3 с жидкими радиоактивными отходами позволило адсорбировать более 99 % цезия-134.

Выводы

- 1. Исходный каолин 1 плохо фильтруется, так как обладает некоторой коллоидальностью с 25 мл водной фазы ионов Цезия в течение 24 ч.
- 2. Предварительно обработанный ИК-импульсами каолин 2.
- 3. Установлено, что каолин 3 фильтруется и сорбирует радионуклиды цезия из реальной сточной воды ЖРО ИЯФ значительно лучше каолина 1 и каолина 2.

О.Б. Коренькова, Н.И. Вороник, Т.Л. Шубарова

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси, Минск, Республика Беларусь E-mail: korenkova olya@mail.ru

ИССЛЕДОВАНИЕ ХИМИЧЕСКОЙ УСТОЙЧИВОСТИ ОТРАБОТАВШИХ КОМПОЗИЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ПРИ ЗАХОРОНЕНИИ В КАЧЕСТВЕ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

В настоящее время общепринято, что развитие потенциала горючих сланцев как полезных ископаемых заключается в их глубокой переработке с использованием как органической, так и минеральной части. Исследования показали, что минеральная часть в основном представлена оксидами кремния, алюминия, железа, кальция и магния. Такой состав минеральной матрицы близок к природным алюмосиликатам (глинистым минералам), что позволяет предположить наличие у горючих сланцев сорбционно-селективных свойств по отношению к различным радионуклидам и тяжелым металлам [1].

Особый интерес представляют модифицированные природные сорбенты (композиционные материалы), обладающие селективными свойствами по отношению к отдельным радионуклидам [2] для очистки с их помощью жидких радиоактивных отходов (ЖРО), которые в больших объемах образуются на объектах использования атомной энергии. После использования композиционных материалов возникает проблема по утилизации отработавшего сорбента. Согласно классификации МАГАТЭ сорбенты, использованные для очистки сред, моделирующих ЖРО, от радионуклидов ¹³⁷Cs, ⁶⁰Co, ⁹⁰Sr, относятся к 1–3 категориям твердых радиоактивных отходов (ТРО).

Как правило, радиоактивные отходы подлежат обработке с целью придания им формы, приемлемой для безопасного хранения и захоронения. Кондиционирование обычно состоит из включения обработавших отходов в матрицы, обеспечивающих хорошую механическую прочность, стойкость к огню, низкую растворимость и хорошую коррозионную стойкость при их долгосрочном хранении (захоронении) [3]. Наиболее часто используемыми матрицами являются бетон, битумы, полимеры и стекло. В данной работе была проведена оценка устойчивости отвержденных композиционных материалов по следующим параметрам:

- скорости выщелачивания радионуклидов из цементной и полимерной матриц;
- прочности фиксации радионуклидов.

Исследование химической устойчивости образцов отвержденных композиционных материалов на основе природных сланцев проводилось согласно ГОСТ 29114-91. В качестве матричного материала использовали цемент марки ПЦ-500 и полимерные пленки на основе поливинилового спирта, состав которых соответствует рецептурам защитных полимерных покрытий [4–6].

Параллельно исследовалась фиксация радионуклидов ¹³⁷Сs исследованными образцами композиционных материалов без включения их в матрицы.

Характеристики композиционных материалов приведены в табл. 1.

	Парамет	Buowers of popula		
Номер	Фракция,	Температура	Пригоо	ылажность ооразца, w ($H_2\Omega$) %
образца	MM	обработки, °С	другое	w (1120), 70
12	1 2		Продувка 1 л/мин	0.2
12	1-3	До 450 30 мин выдерж-	инертным газом	0,5
12	1 2	ка, нагрев 20 °C/с	Продувка 1 л/мин	0.6
13	1-3		воздух	0,0

	п	~ ~	~					1 17
	LIGNOMETRII	ODDODTVU U	CDORCTDO	FODIOIIIIV	CHAILIED	παρπριμμρ	Tana	1 1 1 2
raojinina r.	TIADAMCTOD	0000001 Km	CDUNCIDA	TODIOTINA	слапись.	дарление	nava –	1 11a
1	1 1	1		1	1)	r 1	1	

				Продолжение таблицы 1
14	1_3	До 450 30 мин выдерж-	Выдержка 30 мин	0.3
11	1.5	ка, нагрев 10 °С/мин	на воздухе	0,5

Сорбционные характеристики исследованных композиционных материалов приведены в табл. 2.

Таблица 2. Сорбция ¹³⁷Cs образцами горючих сланцев в нейтральном водном растворе, $V/m = 1000 \text{ см}^3/\Gamma$

№ сорбента	Сорбция Scp, %	Коэффициент распределения, Кdср
12	80	3,6·10 ³
13	80	3,7.103
14	90	8,8·10 ³

Полученные результаты 3–6 параллельных опытов по определению химической устойчивости образцов отвержденных композиционных материалов методом длительного выщелачивания радионуклидов из отработавших композиционных материалов представлены на рис. 1 и 2.



Рис. 1. Зависимость скорости выщелачивания радионуклидов ¹³⁷Cs из цементных (ПЦ 12, ПЦ13, ПЦ14) и полимерных (ПВС12, ПВС13, ПВС14) компаундов от времени

Из данных, представленных на рис, 1, видно, что скорость выщелачивания радионуклидов ¹³⁷Cs из цементной матрицы уже через трое суток испытаний составляет величину $2 \cdot 10^{-4}$ г/(см²·сут), что соответствует критерию качества цементных компаундов согласно ГОСТ Р 51883-2002. Через месяц испытаний скорость выщелачивания радионуклидов ¹³⁷Cs составляет $1 \cdot 10^{-5}$ г/(см²·сут), Скорость выщелачивания радионуклидов ¹³⁷Cs из полимерных покрытий уже через сутки испытаний составляет величину $1 \cdot 10^{-4}$ г/(см²·сут), достигая через месяц испытаний значений $\sim 3 \cdot 10^{-6}$ г/(см²·сут).

Таким образом включение отработавших композиционных материалов, как в цементную, так и в поливиниловую матрицы, исключает поступление радионуклидов ¹³⁷Cs в окружающую среду.



Рис. 2. Зависимость величины фиксации радионуклидов ¹³⁷Cs композиционными материалами на основе природных сланцев от времени

Результаты исследований фиксации радионуклидов ¹³⁷Cs композиционными материалами на основе природных сланцев без включения в матрицы (рис. 2) показывают, что радионуклиды цезия прочно фиксируются в матрице сорбента. Таким образом, сорбционно-селективные свойства композиционных материалов по отношению к радионуклидам ¹³⁷Cs позволят использовать их не только для очистки жидких радиоактивных отходов, но и в качестве наполнителя при разработке полимерных дезактивирующих покрытий для увеличения их дезактивирующей способности и более прочной фиксации радионуклидов при окончательной изоляции радиоактивных отходов.

Выводы

Композиционные материалы, полученные из природного сланца методом деструкции острым паром, могут быть использованы в атомной энергетике для многих целей:

- очистки жидких радиоактивных отходов;
- в качестве наполнителя при разработке полимерных дезактивирующих покрытий для увеличения их дезактивирующей способности и более прочной фиксации радионуклидов при окончательной изоляции радиоактивных отходов;
- в качестве барьерных материалов при долговременном хранении контейнеров с РАО в хранилище, создании инженерных барьеров при строительстве ПЗРО, АЭС и других объектов атомной энергетики.

Отработавшие композиционные материалы с включенными в их матрицу радионуклидами могут быть непосредственно размещены в металлические контейнеры без включения их в цементную матрицу, или включены в полимерные пленки перед размещением в контейнеры, что позволит значительно снизить объем ТРО, подлежащих долговременному хранению (захоронению).

Список использованных источников

- 1. Пещенко, А.Д. Горючие сланцы Беларуси: ресурсы и перспективы использования / А.Д. Пещенко, Д.И. Мычко // Хімія: праблемы выкладання. 2011. № 8. С. 3–13.
- 2. Извлечение ионов цезия из водных растворов композиционными сорбентами на основе трепела и ферроцианидов меди (II) и никеля (II) // Хімія: праблемы выкладання. 2011. № 8. С. 3–13.
- 3. А.И. Иванец [и др.] // Радиохимия. 2014. Т. 56, № 5. С. 446–449.

- 4. Бекман, И.Н. Ядерные технологии: учебник для бакалавриата и магистратуры / И.Н. Бекман. М: Юрайт, 2017. 404 с.
- 5. Отходы радиоактивные. Методы измерения химической устойчивости радиоактивных отходов посредством длительного выщелачивания: ГОСТ 29114-91. М.: Издательство стандартов, 1992. 9 с.
- 6. Композиции дезактивирующие полимерные. Технические условия: ТУ ВУ 190341033.005-2015. – Введ. 09.02.2015. – Минск : Госстандарт, 2015. – 19 с.

Н.И. Васильев, М.Л. Жемжуров

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси, Минск, Республика Беларусь

УСТАНОВКА ДЛЯ ИССЛЕДОВАНИЯ ВЫНОСА ЛЕТУЧИХ ФОРМ РАДИОНУКЛИДОВ ПРИ ОЧИСТКЕ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ЦЕНТРОБЕЖНО-ВИХРЕВЫМ МЕТОДОМ

Переработка жидких радиоактивных отходов низкого и среднего уровня радиоактивности осуществляется в парогенераторе при фазовом переходе жидкость—пар с глубокой очисткой ЖРО от радионуклидов за счет объемного испарения, одновременной центробежной сепарации испаряемой среды и локализации летучих форм радионуклидов [1–3].

Разнообразие химических форм радиоактивного йода в газовой среде требует сложных защитных систем для его локализации и разработки комбинированной фильтровальной установки со специальными фильтрами-адсорберами для локализации летучих форм соединения радиоактивных аэрозолей.

При очистке радиоактивных аэрозолей и соединений особое внимание необходимо уделять локализации летучих форм радионуклидов, а именно радиоаэрозолей CsI и газообразных ¹³¹I, HI и CH₃I, причем наиболее экологически опасными являются летучие соединения радиоактивного йода,

Выброс ¹³¹I в атмосферу на АЭС идет в основном в летучей (паровой) форме – в виде молекулярного йода I₂ и органических соединений (главным образом иодистый метил CH₃I). Органическая форма йода – это наиболее летучая форма, которая не осаждается на поверхности, плохо выводится из газовой фазы и плохо задерживается фильтрами.

В настоящее время имеются разработки для улавливания летучих форм радиоактивного йода, использующие гранулированный сорбент на основе активированного угля марки СКТ-ЗИ или термостойкий и влагостойкий сорбент на основе двуокиси титана, а также неорганический гранулированный сорбент на основе силикагелия.

В качестве сорбентов для фильтров возможно использование нанокомпозитных материалов на основе силикагеля, содержащего от 2 до 12 мас.% Ад. Исследование сорбции из газовой фазы летучих соединений радиоактивного йода ¹³¹I показало, что наиболее эффективными являются сорбенты, содержащие в своем составе Ад в количестве 8–12 мас.%.

Для локализации летучих форм радионуклидов с целью максимального снижения выхода радиоактивных веществ в окружающую среду разработано устройство для очистки ЖРО от летучих форм радионуклидов, при фазовом переходе жидкость-пар.

На рис. 1 представлена схема финишной очистки паров жидкости от летучих форм радионуклидов и конструкция многоступенчатого фильтра-адсорбера с оригинальной формой расположения сорбентов и с увеличенной площадью поверхности.

Установка предназначена для очистки ЖРО от летучих форм радионуклидов, при фазовом переходе жидкость-пар, работает следующим образом.

Загрязненная жидкость, предназначенная для финишной очистки, подается в парогенератор 1 в междисковое пространство к вихревым колесам 2 (рис. 1) без предварительного подогрева с температурой 14–17 °С и далее в сепаратор сухого пара 4 с центробежными завихрителями 5. После сепаратора сухой пар, загрязненный летучими формами радионуклидов, поступает в корпус фильтра газообразных отходов 6 (адсорбер) на насыпные фильтрующие материалы (адсорбенты) 9 и далее на фильтры с увеличенной поверхностью сорбентов 10. Фильтры сорбента подогреваются электронагревателями 8, 8а. После корпуса фильтра газообразных отходов очищенный пар поступает в расходомер пара и далее в контрольную емкость замера параметров конденсата.



Рис. 1. Схема установки для исследования выноса летучих форм радионуклидов при очистке жидких радиоактивных отходов:

1 — корпус парогенератора; 2 — вихревые колеса: 3 — патрубок выхода влажного пара ЖРО; 4 — корпус сепаратора пара; 5 — центробежный завихритель финишной очистки пара; 6 — корпус фильтра газообразных отходов (адсорбер); 7 — фланцы разъема адсорбера; 8, 8а — тэны для подогрева паров; 9 — насыпные фильтрующие материалы (адсорбенты); 10 — фильтр с увеличенной поверхностью сорбентов; 11 — катализатор сжигания водорода; 12 — датчик отбора проб для замера параметров летучих форм радионуклидов; 13 — расходомер пара; 14 — емкость для конденсации паров; 15 — охладитель конденсата; 16 — контрольная емкость замера параметров конденсата; 17 — датчики электропроводности СR и водородного показателя pH

Размер пор фильтрующих элементов с переменной поверхностью уменьшается в направлении от первой секции к замыкающей по ходу очищаемого потока парогазовой смеси. Число секций, которые снабжаются сорбентом для очистки парогазовой смеси от радиоактивных йодосодержащих примесей, составляет не менее трех.

В качестве насыпного фильтрующего материала предполагается использовать высокоактивные по отношению к газообразным формам йода, термостойкие и влагостойкие насыпные сорбенты различной модификации.

Сорбент в фильтре размещен не менее чем в три слоя, и гранулы в каждом последующем слое мельче, чем в предыдущем. Последний по ходу среды слой сорбента имеет толщину 10–40 мм из гранул размером 50–200 мкм. Для увеличения поверхности фильтрации, фильтрующие элементы будут изготовлены в виде гофрированных мембран, за счет этого фильтрующая поверхность увеличивается в 1,5–2 раза.

Внутри корпуса 6, до и после фильтрующих элементов, установлены электронагревателями 8, 8а. Поверхность корпуса покрыта теплоизоляцией. В первом по ходу среды слое фильтрующего материала размещен катализатор 11 для сжигания водорода. Разнообразие химических форм радиоактивного йода в газовой среде требует сложных защитных систем для его локализации.

Поверхность корпуса покрыта теплоизоляцией. В первом по ходу среды слое фильтрующего материала размещен катализатор 11 для сжигания водорода. Разнообразие химических форм радиоактивного йода в газовой среде требует сложных защитных систем для его локализации.

Размер пор фильтрующих элементов с переменной поверхностью уменьшается в направлении от первой секции к замыкающей по ходу очищаемого потока парогазовой смеси. Число секций, которые снабжаются сорбентом для очистки парогазовой смеси от радиоактивных йодосодержащих примесей, составляет не менее трех.

Замер летучих форм радиоактивности осуществляется датчиком 14.

Определение параметров дистиллята осуществляется по двум критериям, а именно электропроводности CR и водородного показателя pH.

Планируется усовершенствование установки для более глубокой очистки радиоактивных аэрозолей на различных фильтрующих элементах с целью минимальных выбросов в атмосферу, определяемых нормативными документами НРБ-99/2009 и СП АС-93.

Список использованных источников переделать литературу

- 1. Васильев Н.И., Жемжуров М.Л. Технология очистки жидких радиоактивных отходов кавитационно-вихревым парогенератором // Материалы III Междунар. конф. «Ядерные технологии 21-го века». Минск, 2012. С.111 116.
- 2. Васильев Н.И., Жемжуров М.Л. Исследование процессов очистки жидких радиоактивных отходов методом центробежно-вихревой сепарации // Материалы IV Междунар. конф. «Ядерные технологии 21-го века». Минск, 2016. С.226 237.
- Васильев Н.И., Жемжуров М.Л. Исследование процессов очистки жидких отходов, загрязненных солевыми растворами методом центробежно-вихревой сепарации // Материалы VII Междунар. конф. «Атомная энергетика, ядерные и радиационные технологии 21-го века». – Минск, 2018. – С.215 – 221.

О.Э. Муратов

Общественный совет Госкорпорации «Росатом», Москва, Российская Федерация e-mail: oleg@twell.ru

ПЕРСПЕКТИВЫ И ПРОБЛЕМЫ МАЛОЙ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

На протяжении всей истории атомной энергетики (АЭ) генеральной линией ее развития являлось наращивание единичной мощности энергоблоков (ЭБ). С момента появления первой атомной электростанции (АЭС) мощности реакторных установок выросли с 50 до 1600 МВт, и в мире прослеживалось устойчивое мнение, что необходимы только блоки в 1000 и более МВт. Для современной АЭ характерна концентрация больших реакторных мощностей в относительно небольшом числе ядерно-энергетических центров.

На начальном этапе проекты в области малой АЭ основывались на осознании факта, что огромная энергоемкость ядерного топлива обеспечит его преимущество перед другими энергоисточниками на территориях, где их использование затруднено, и/или для энергообеспечения автономных энергоемких промышленных объектов. Это северные территории, острова Юго-Восточной Азии и Тихого океана, Антарктида, Гренландия и др.

Реакторы малой мощности использовались, главным образом, на подводных лодках, кораблях и судах, космических аппаратах и для исследовательских установок. Большинство современных мировых программ развития АЭ также базируются на блоках единичной мощности более 1000 МВт (российские ВВЭР-1200, корейские АРR-1400, французские EPR-1600 и др.). Однако, вопрос оптимальной единичной мощности ЭБ до конца нигде и никем не исследован, а экономисты считают только прямые затраты на сооружение АЭС. По такому принципу, принимая затраты на сооружение ЭБ мощностью 1200 МВт за 1, затраты на блок 600 МВт составляют 1,3, 300 МВт – 1,6, а 150 – 2,5.

Действующие ЭБ и перспективные проекты имеют в своем составе четыре системы безопасности, требующие по аварийной дизельной электростанции и автономной системе системы аварийного охлаждения каждый, а также индивидуальные обеспечивающие системы нормальной эксплуатации. При увеличении единичной мощности ЭБ стоимость обеспечивающих систем возрастает незначительно, что приводит к снижению стоимости киловатта, и в этом случае блоки-миллионники выигрывают.

Но при учете затрат и доходов на протяжении всего жизненного цикла АЭС, выигрыш будет не столь очевиден. Повышение единичной мощности повышает требования к устойчивой работе блока, и если из-за отказа какой-либо незначительной детали сработает аварийная защита на блоке в 1600 или 50 МВт потери от простоя будут различные.

Для обеспечения нормальной эксплуатации на АЭС существует полноценная дорогостоящая инфраструктура обращения с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ), включающая его мокрое хранилище и систему перегрузки топлива на каждом ЭБ. Перегрузочная машина работает не более одного месяца в году. С целью повышения КИУМ, и с увеличением кампании топлива имеется мировая тенденция к сокращению этого срока.

В случае малых ЭБ инфраструктуру обращения с ОЯТ можно вынести за пределы станции и таким образом исключить мокрое хранилище ОЯТ и перегрузочное оборудование, простаивающее большую часть времени в процессе эксплуатации стации. Для серии малых ЭБ можно создать единую мобильную перегрузочную машину. Это также следует учитывать при расчетах экономики ЭБ большой и малой мощности.

Исключение инфраструктуры обращения с ОЯТ и сокращение объемов обслуживания на площадке станции также соответствует современным тенденциям в области нераспространения для перспективных реакторных технологий. Сравнительно небольшие массогабаритные характеристики ЭБ малой мощности позволяют организовать их серийное изготовление, а также загрузку топлива и испытания в заводских условиях и поставку в готовом виде на подготовленную площадку [1]. Одновременное изготовление ЭБ и подготовка площадки сокращает сроки строительства станции и, соответственно, начало окупаемости проекта. Серийное изготовление ЭБ упрощает процедуру его лицензирования, так как не требуется лицензировать каждый блок. Это является важным фактором для оценки экономики ЭБ большой и малой мощности.

Важным аспектом при оценке экономики малых ЭБ является простейшая процедура вывода их из эксплуатации. После выработки технического ресурса ЭБ отправляется на специализированное предприятие, где проводятся все ядерно- и радиационно-опасные работы. Новый ЭБ может быть размещен на действующей площадке, а при отсутствии необходимости энергоисточника требуется минимальный объем работ по реабилитации площадки.

Урбанизация, рост населения и ужесточение природоохранного законодательства требуют создания доступных, стабильных и экологически чистых энергоисточников. Сокращение выбросов парниковых газов, значительные колебания цен на углеводороды, нестабильность солнечной и ветроэнергетики показывают очевидные преимущества ЯЭ. Поэтому создание автономных безопасных и надежных источников энергии делает новое поколение ядерных энергетических установок актуальным.

АЭС с малыми ЭБ обеспечат удовлетворение потребности в гибком производстве электроэнергии для различных пользователей и неэлектрических применений, таких, как опреснение, производство водорода и др. Их применение целесообразно и экономически эффективно для энергообеспечения регионов с децентрализованным энергообеспечением и неразвитыми сетями, а также островных территорий. Малые реакторы, устанавливаемые на одноблочных или многоблочных станциях, открывают возможности сочетания ядерных с возобновляемыми источниками энергии.

Согласно классификации МАГАТЭ, к малым относятся реакторы электрической мощностью до 300 МВт. Формально под эту категорию попадает около 30 % действующих в мире ЭБ. К ним относятся реакторы ЭГП-6 на Билибинской АЭС в России, большинство действующих ЭБ в Индии с реакторами PHWR-220 и др. (рис. 1). Дело в том, что в прошлом этот уровень мощности считался обычным для конструкций реакторов предыдущих поколений, таких как первые серии британских газоохлаждаемых GCR, первые BWR, PWR, ВВЭР и другие модели.



Рис. 1. Действующие в мире АЭС с реакторами мощностью менее 300 МВт (э): а – энергоблок с реакторами PHWR-220 на АЭС «Мадрас» (Индия); b – Билибинская АЭС с реакторами ЭГП-6 (Россия)

Однако все эти ЭБ построены по классической схеме, как и блоки-миллионники с различными системами безопасности и всем обеспечивающим нормальную эксплуатацию оборудованием, в том числе хранилища свежего и отработавшего ядерного топлива, перегрузочное оборудование и др. А МАГАТЭ определяет малые ЭБ не только мощностью менее 300 MBt(э), но состоящие из модулей, предназначенных для серийного строительства, которые перед доставкой и монтажом на площадке серийно изготавливаются на заводе. Они именуются «малые модульные реакторы (MMP)» – Small Modular Reactor (SMR) [2].

Под определением MMP понимаются, помимо мощности, концепции их использования, эксплуатации и вывода из эксплуатации, а также подходы к организации строительства. Это модульные конструкции, которые отличаются особой компоновкой основного оборудования, способом их изготовления и доставки, а также позволяющие предложить заказчику широкий диапазон мощности АЭС, набираемой из разного числа ЭБ. Они должны соответствовать требованиям о нераспространении, а с экономической точки зрения должны быть конкурентоспособны по стоимости строительства и себестоимости выработки электроэнергии. Главное требование к ЯЭУ для АЭС малой мощности (ACMM) – повышенная надежность и минимальное обслуживание вплоть до полной автономности, а также минимальное воздействие на окружающую среду.

Концепция применения ММР для АСММ, разработанная МАГАТЭ и обеспечивающая их конкурентоспособность, предусматривает:

- интегральная компоновка реакторной установки, при которой активная зона, парогенератор, компенсатор давления и ряд других видов оборудования собраны в едином корпусе моноблоке;
- изготовление, загрузка топлива и испытание ЭБ в заводских условиях и его поставка в готовом виде на площадку;
- возможность работы без перегрузки топлива в течение длительного времени (от 5 до 30 лет) с обеспечением экономики и безопасности;
- отсутствие на площадке хранения свежего и отработавшего топлива, а также перегрузочного оборудования;
- перезарядка активной зоны на площадке выполняется специальной группой, которая привозит и забирает загрузку активной зоны и оборудование для перезарядки;
- пассивные системы безопасности и упрощенный рабочий контроль работы реактора.

Впервые ММР, практически полностью удовлетворяющие концепции МАГАТЭ, были созданы в США по Армейской ядерно-энергетической программе (Army Nuclear Power Program, ANPP), утвержденной в 1954 г. [3], для энергообеспечения (электричество и тепло) отдаленных, относительно недоступных военных объектов. Программа предусматривала разработку и создание малогабаритных реакторов (легководных с водой под давлением и корпусных кипящих) для выработки электроэнергии и тепла.

При разработке ЭБ перед проектантами были поставлены следующие задачи:

- транспортабельность любыми видами транспорта, включая воздушный;
- быстрый монтаж и пуск на площадке;
- эксплуатация АЭС в экстремальных природных условиях.

Первым реактором, разработанным в Ок-Риджской национальной лаборатории в рамках ANPP, был реактор SM-1 (рис. 2) мощностью 2 МВт(э). Реактор, строительство которого было завершено за 18 месяцев, был введен в эксплуатацию в апреле 1957 г. за несколько месяцев до пуска первой американской коммерческой АЭС «Шиппингпорт». В реакторе SM-1 использовалось оксидное урановое топливо с обогащением 93 %.

Кроме энергообеспечения военной базы реактор SM-1 использовался в качестве учебного центра для оперативного персонала ядерных установок армии, флота и военновоздушных сил. В течение всего срока его эксплуатации дважды производилась замена активной зоны, и за три кампании было израсходовано 72,7 кг ядерного топлива. Реактор был остановлен в 1973 г.



Рис. 2. Энергоблок с реактором SM-1 на военной базе «Форт Бельвуар»

Всего по Армейской ядерно-энергетической программе США в период 1957–1967 гг. было построено восемь реакторов разных видов, включая ML-1, размещенный на грузовом автомобиле и MH-1 на плавучей АЭС «Sturgis». Во всех реакторах кроме MH-1 использовалось оксидное урановое топливо с обогащением 93 %. Последний из этих ректоров (MH-1) был остановлен в 1976 г.



Рис. 3. Транспортабельная АЭС ТЭС-3

Реакторы для транспортабельных АЭС были построены в СССР. Первой АСММ была разработанная в ФЭИ ТЭС-3 с корпусным водо-водяным реактором мощностью 1,5 МВт (рис. 3). В реакторе использовалось интерметаллидное топливо UA₁₃ с обогащением 36 %. Станция размещалась на четырех самоходных транспортерах на гусеничном ходу на базе тяжелого танка Т-10. Ее пуск состоялся в 1961 г. и опытная эксплуатация продолжалась более пяти лет. В 1967 г. ТЭС-3 была остановлена в связи с решением о прекращении работ по АСММ с корпусными водо-водяными реакторами.

По опыту создания и эксплуатации ТЭС-3 были получены практические результаты, которые легли в основу концепций и проектов блочно-транспортабельных и плавучих АСММ с водо-водяными реакторами интегральной компоновки.

Другая передвижная АЭС «Памир-630Д» мощностью 0,63 МВт (э), созданная в Институте ядерной энергетики АН БССР (ныне ОИЯЭИ – Сосны), базировалась на четырех грузовых автомобилях, представлявших собой связку «прицеп–тягач». Использование станции предполагалось в экстремальных климатических условиях при разбросе температур от –50 до +35°С, поэтому для нее был специально разработан реактор с диссоциирующим теплоносителем на основе тетраоксида диазота (N₂O₄). Пуск станции состоялся в 1985 г., и ее испытания продолжались до сентября 1986 г., когда проект был закрыт.

На фоне повышения спроса на электроэнергию, необходимую для экономического роста, возросшего запроса на энергетическую безопасность и низкоуглеродную энергетику, использование MMP с учетом опыта эксплуатации малых атомных ЭБ является обоснованным и экономически оправданным

Для развитых стран ACMM являются эффективным способом замены выработавших ресурс и загрязняющих окружающую среду энергоисточников на ископаемом топливе без существенных изменений в инфраструктуре. Особо привлекательно их строительство для многих развивающихся стран с неразвитыми энергосетями. Также ACMM обеспечивают сочетание с возобновляемыми источниками энергии, обеспечивая базовую нагрузку. Потенциальные регионы спроса на ACMM по оценкам МАГАТЭ приведены на рис. 4.



Рис. 4. Потенциальные регионы спроса на ACMM и предпосылки для их выбора. Регионы спроса на ACMM, Регионы с высоким интересом к ACMM

Оценивая конкурентоспособность MMP по сравнению с другими АЭС и иными типами генерации необходимо отметить, что производство электроэнергии во многих случаях не главное их назначение. Следует принимать во внимание возможности использования MMP

для производства бытового тепла и технологического пара, опреснения, очистки сточных вод, производства водорода, выпуска химической и продукции, а также использования сбросного тепла для создания биокомплексов. Производство этих энергопродуктов может быть эффективно обеспечено ACMM, работающих в режиме когенерации.

Ввиду малой единичной мощности ЭБ капитальные затраты на создание ACMM значительно меньше, чем для станций с реакторами мегаваттной мощности. Кроме того, при относительно малых капитальных затратах на строительство каждого ЭБ они позволят при необходимости поэтапно наращивать суммарную мощность станции путем добавления новых ЭБ на уже подготовленной площадке.

Сравнительно малые массогабаритные характеристик ММР позволяют размещать их в подземном пространстве, что является важным фактором с точки зрения обеспечения безопасности. Толща земной породы является естественным контайнментом для защиты ЭБ от техногенных воздействий.

По сравнению с традиционными станциями ACMM могут занять свою долю в диверсифицированном энергобалансе и работать в отсутствие подключения к энергосетям. Их размещение возможно рядом с любым крупным потребителем. Это позволит расширить рынок мирного использования АЭ путем вовлечения в него тех применений, где в настоящее время ядерно-энергетические технологии не используются. Особо ACMM привлекательны для вступающих в ядерный клуб стран-новичков, не обладающих достаточными инфраструктурой и компетенциями, а также инвестиционными возможностями.

В последние годы во всем мире наблюдается рост интереса к малой АЭ. Затраты на строительство и эксплуатацию блоков-миллионников поколения III+ неподъемны для подавляющего большинства стран. Помимо капитальных затрат ЭБ гигаваттной мощности требуют инфраструктуры, которая может их включить в свой состав. Этими факторами обусловлен интерес к небольшим и более простым в исполнении ядерным источникам энергии, позволяющим снизить капитальные затраты на их производство и иметь в наличии надежные источники электроэнергии и тепла, работающие автономно и удаленно от крупных энергетических систем. Кроме того, технико-экономические характеристики MMP позволяют размещать станцию вблизи крупного города или энергоемкого промышленного объекта.



Рис. 5. Мировые проекты ММР

Большое внимание к созданию и практическому использованию малых атомных ЭБ уделяет МАГАТЭ, признавая их эффективность для обеспечения надежного безопасного энергообеспечения. Агентство координирует усилия стран, направленные на разработку различных типов ММР, и осуществляет системный подход к определению и разработке перспективных технологий с целью обеспечения конкурентоспособности и надежного функционирования таких реакторов. МАГАТЭ также помогает им в решении общих вопросов инфраструктуры с целью содействия внедрению ММР.

В рамках национальных и международных программ развития малой АЭ, как в развитых, так и развивающихся странах на разных стадиях разработки в настоящее время находится около 50 проектов и концепций MMP (рис. 5) [4].

Концепции и проекты MMP для производства электроэнергии, тепла, технологического пара, опреснения, производства водорода и других применений включают все основные виды реакторов:

- легководные с водой под давлением;
- легководные кипящие;
- тяжеловодные;
- высокотемпературные газоохлаждаемые;
- жидкометаллические;
- на быстрых нейтронах.

Кроме типов ММР рассматриваются различные варианты их размещения – наземное, подземное, плавучее и подводное.

Несмотря на различие типов MMP, разработанных в разных странах, все они представляют усовершенствованные реакторы, оборудованные техническими средствами, которые могут использоваться в составе одно- или многомодульных станций и включают новейшие требования по безопасности с учетом постфукусимских требованиям. Конструкция ЭБ предусматривает применение пассивных систем безопасности, позволяющих бороться с потенциальными аварийными ситуациями без каких-либо действий операторов.



Рис. 6. Энергоблок с реактором CAREM-25: а – общий вид реактора; b – схема ACMM; с – строительство реактора

Подавляющее большинство представленных ММР представляют концептуальные проекты, и только десяток из них имеют стадию, проработанную практически до рабочей документации, а начавшие процедуру лицензирования – единицы. Единственной действующей АСММ в настоящее время является плавучий ЭБ «Академик Ломоносов» с двумя легководными реакторами КЛТ-40С общей мощностью 70 МВт(э). Три ЭБ находятся в стадии строительства: один в Аргентине (CAREM-25) и два в Китае (легководный АСР-100 и высокотемпературный газоохлаждаемый HTR-PM).

Первый в мире наземный ЭБ с ММР CAREM-25 (рис. 6) мощностью 27 МВт(э) интегральной компоновки с естественной циркуляцией теплоносителя, работает на стандартном для водо-водяных реакторов оксидном топливе с обогащением 3,4 %. Топливная кампания – 510 сут. Назначенный срок службы 40 лет. Физический пуск и ввод реактора в эксплуатацию планируется в 2022 г.

Проект CAREM-25 базируется на использовании хорошо освоенной легководной с водой под давлением технологии (PWR), простотой проекта и содержит пассивные и простые активные системы безопасности. При тяжелой аварии активная зона остается неповрежденной в течение 36 ч без действия оператора и внешнего электроснабжения. Глушение реактора предусмотрено двумя независимыми системами – стержнями СУЗ и системой впрыска бора.

Строительство реактора CAREM-25, имеющего все обеспечивающие системы обычных реакторов PWR (рис. 6, b), включая перегрузочное оборудование и бассейн выдержки ОЯТ ведется рядом с площадкой АЭС «Атуча», т.е. по схеме классических АЭС.

Предназначенный для электроснабжения небольших регионов, опреснения морской воды и теплоснабжения прибрежных объектов реактор CAREM-25 создается как прототип для проверки технических решений для будущей коммерческой версии MMP для будущих коммерческих CAREM мощностью до 300 MBt(э).

Легководный реактор ACP-100 (рис. 7) мощностью 100 МВт(э), разработанный корпорацией (CNNC) также основан на существующей технологии PWR.

b





Рис. 7. Энергоблок с реактором АСР-100 а – общий вид реактора АСР-100; b – общий вид энергоблока ACP-100 представляет собой интегральный модульный реактор с естественной циркуляцией теплоносителя и использованием пассивных систем безопасности, большинство из которых не является чем-то исключительным и характерно и для многих проектов ACMM. Проектный срок службы – 60 лет. Как и во всех PWR используется оксидное топливо с обогащением 4,2 %, топливная кампания – 24 месяца. Реактор и бассейн выдержки ОЯТ расположены ниже уровня земли, на отрицательных отметках. Такое решение повышает эффективность защиты от внешних воздействий и снижает выброс радиоактивных материалов при аварии.

Так же как и аргентинский CAREM-25, реактор ACP-100 строится рядом с площадкой АЭС «Чанцзян» на острове Хайнань по классической схеме ЭБ со всеми обеспечивающими системами (рис. 7, b).

Реализуемые проекты ММР подтверждают сложившееся в мировой АЭ мнение, что легководные реакторы являются хорошо отработанной технологией. Для энергетических компаний это означает упрощение процессов лицензирования, а для поставщиков оборудования отсутствие необходимости дорогостоящей переналадки производства. Данные обстоятельства обеспечат снижение финансовых затрат и сокращение сроков строительства.

Третьим реализуемым в настоящее время проектом ММР является китайский высокотемпературный реактор HTR-PM с гелиевым охлаждением мощностью 210 МВт(э) и температурой на выходе 750 °C. Особенностью ЭБ является два реактора, нагруженные на одну турбину. Разработанный университетом Цинхуа реактор предназначен для выработки высокотемпературного тепла и поставки электроэнергии энергии в сеть. Проектный срок службы – 60 лет.

Топливо для HTR-PM – шаровые твэлы с графитовым покрытием обогащением 8 %. Топливная загрузка состоит из смеси UO₂, UC₂ и UCO, но рассматривается возможность использования тория или плутония.

Готов к реализации лицензированный в NSSC (регулирующий орган Кореи) реактор SMART мощностью 90 МВт (э), разработанный корпорацией KAERI. Также реактор обладает возможностью по опреснению до 40 тыс. т в сутки. Срок эксплуатации реактора – 60 лет. Проект ACMM с реактором SMART предполагается модульной, на площадке могут быть установлены один или несколько блокаов с такими реакторами.

Проект SMART основан на проверенных технологиях PWR, в нем используется оксидное топливо обогащением 4,9 %, кампания топлива – 36 месяцев. SMART – реактор интегральной компоновки, когда в едином корпусе находятся вместе с активной зоной компенсатор объёма, парогенераторы и ГЦН, с пассивной системой отвода остаточного тепла. Системы управления станцией полностью цифровые, и проект использует модульный принцип, что упрощает и удешевляет ее строительство.

SMART изначально создавался под экспортные перспективы, так как в Корее развитая энергетическая инфраструктура и отсутствуют потребителей малых реакторов. Однако, для экспорта необходимо иметь работающий референтный блок, поэтому главной задачей для реализации проекта является поиск заказчика для строительства ЭБ, и референтный блок, скорее всего, появится за рубежом.

На рассмотрении в NRC находится американский реактор NuScale мощностью 60 MBт(э), разработанный Национальной лабораторией Айдахо и Орегонским университетом. NuScale, основанный на технологии PWR, представляет собой интегральный модульный реактор с естественной циркуляцией теплоносителя и использованием пассивных систем безопасности. Проектный срок службы – 60 лет. В реакторе используется оксидное топливо с обогащением 4,95 %, топливная кампания – 24 месяца.

Проектпредполагаетвозможность масштабирования для размещения различного количества ЭБ в соответствии с потребностями заказчика. Каждый ЭБ представляет автономный модуль, работающий независимо от других в составе многомодульной ACMM, и имеет собственные системы управления, обеспечивающие его отключение в случае аварийной ситуации.

Особенностью NuScale является то, что реактор помещен в дополнительный корпус из высокопрочной нержавеющей стали. Между защитной оболочкой и корпусом реактора

поддерживается вакуум для обеспечения теплоизоляции. Каждый модуль погружен в воду, и бассейн является общим для всех размещаемых на станции ЭБ. Такая конструктивная схема обеспечивает послеаварийное пассивное охлаждение защитной оболочки и отвод тепла в течение практически неограниченного времени.

Все остальные зарубежные проекты MMP находятся на разных стадиях проектирования, либо только в виде концепций. Как ранее упоминалось, кроме типов реакторов, они предусматривают и всевозможные варианты размещения ЭБ – наземное, подземное, плавучее и подводное на морском дне (французский проект «Flexblue»).

В России по Программе инновационного развития и технологической модернизации Госкорпорации «Росатом» на период до 2030 г. ведется работа по созданию и внедрению когенерационных атомных энергоустановок малой мощности, удовлетворяющих требованиям экономической эффективности, конкурентоспособности и безопасности (включая требования экологической безопасности).

Россия имеет богатый опыт по созданию и эксплуатации малогабаритных реакторных установок для военного и гражданского атомных флотов. Таких реакторов, включая реакторы на промежуточных нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем, было построено более 300, и опыт их эксплуатации превышает восемь тысяч реакторо-лет. Технология атомного судостроения позволяет организовать серийное производство энергоблоков с использованием унифицированного оборудования, агрегатов и компонентов на действующих предприятиях. Поэтому ММР для энергетических применений будут создаваться на базе транспортных ядерных энергетических установок (ЯЭУ).

В настоящее время в разной стадии готовности имеется несколько вариантов малых ЭБ различных видов и компоновок. Как и действующий ММР КЛТ-40С на плавучей АЭС «Академик Ломоносов», наиболее близкие к реализации проекты разработаны на базе транспортных ЯЭУ.

Для создания демонстрационного малого ЭБ разработан обликовый проект двухблочной ACMM с реакторами РИТМ-200 (рис. 8), разработанными в ОКБМ-Африкантов с учетом опыта эксплуатации предыдущих судовых реакторов и требований современных норм безопасности.



Рис. 8. Реактор РИТМ-200: а – общий вид реактора; b – реакторная установка РИТМ-200 для наземной АСММ Реактор РИТМ-200[5] мощностью 55 МВт (э), серийно изготавливаемый для универсальных атомных ледоколов типа ЛК-60Я и для планируемых перспективных плавучих АЭС, адаптирован к условиям и требованиям наземной АСММ.

Реактор РИТМ-200 выполнен по интегральной компоновке с сочетанием активных и пассивных систем безопасности, парогенераторы размещены в корпусе активной зоны. Срок службы реактора 60 лет. Габариты ЭБ (рис. 8, b) позволяют его транспортировать по железной дороге. В реакторе РИТМ-200 используется оксидное топливо обогащением 19,6 %, топливная кампания 48000 ч.

В проекте максимально использованы характеристики судовых реакторных установок для достижения конкурентоспособных показателей ACMM, одним из главных которых является возможность работы ЭБ в маневренном режиме. В соответствии с требованиями сетей обеспечивается регулирование мощности в диапазоне 100–10–100 % N_{иои}.

Проект ACMM с реакторами РИТМ-200 одобрен НТС Госкорпорации «Росатом», и в настоящее время рассматриваются варианты строительства станции на площадках в Челябинской обл. или на Чукотке. Возможность строительства демонстрационной станции в ближайшем будущем обусловлена следующими факторами:

- Готовая кооперация изготовителей реакторной установки и активной зоны, изготовлено шесть реакторных установок в транспортном варианте, проведен физпуск первой.
- Проведены реакторные испытания экспериментальной топливной сборки.
- Серийно изготавливается на ПАО «ЗиО-Подольск» парогенерирующий блок, срок изготовления 3,5 года.
- Готовая система обращения с ОЯТ создана на ПО «Маяк», его транспортирование на завод переработки может осуществляться в контейнерах ТУК-18.

Другой плановой работой по созданию малого ЭБ является проект ACMM с реакторной установкой «Шельф» мощностью 6,6 МВт (э), разработка которого ведется в НИКИЭТ им. Н.А. Доллежаля [6]. ACMM с реактором «Шельф» (рис. 9) в базовом исполнении предназначена для использования в качестве источника электроснабжения объектов, расположенных на морском шельфе, включая районы Арктического побережья, а также районов с практически отсутствующей энергетической и транспортной инфраструктурой. Технические решения по ACMM на базе реакторной установки «Шельф» основаны на аналогичных решениях для транспортных ЯЭУ, и их референтность обеспечивается находящимися в эксплуатации объектами.



Рис. 9. Реакторная ой установки «Шельф» с теплогененрирущим блоком: а – наземное исполнение; b – подводное исполнение

В зависимости от назначения и места предполагаемого размещения ЭБ с реактором «Шельф» может быть выполнен в наземном, плавучем и подводном исполнении. В соответствии с требованиями потребителя ЭБ может быть оснащен системой прямого теплоснабжения жилых и производственных помещений производительностью 12 Гкал/ч или опреснительной установкой производительностью 500 м³/ч пресной воды.

Размещение реакторной и турбогенераторной установок предполагается в прочной защитной капсуле, и доставка ЭБ на место эксплуатации любыми видами транспорта осуществляется в виде модуля заводского изготовления с загруженной активной зоной. Охлаждение оборудования ЭБ наземного исполнения (рис. 9, а) осуществляется с помощью сухих градирен, а подводного (рис. 9, b) – с использованием забортной воды.

В реакторе «Шельф» применяется референтное оксидное топливо обогащением 19,7 %, кампания активной зоны шесть лет. Защитная оболочка непосещаемая в процессе эксплуатации является дополнительным защитным барьером, локализующим выход радиоактивных веществ при авариях. Срок службы ЭБ – 60 лет.

В отличие от зарубежных реакторов CAREM-25, ACP-100 и HTR-PM, строящихся на площадках размещения (так же, как больших ЭБ), для MMP «РИТМ-200» и «Шельф» предусмотрено строительство в заводских условиях и доставка на площадку в готовом виде, что удовлетворяет определению МАГАТЭ по ММР.

Кроме разрабатываемых по Программе инновационного развития и технологической модернизации Госкорпорации «Росатом» на период до 2030 г. проектов РИТМ-200 и «Шельф», к реализации в ближайшее время готов проект корпусного кипящего реактора ВК-300, мощностью 250 МВт (э). Разработанный в НИКИЭТ им. Н.А. Доллежаля для работы в режиме когенерации реактор ВК-300 основан на использовании опыта эксплуатации реактора ВК-50, успешно работающего в течение более 60 лет в качестве теплоэнергетической установки, и учета зарубежного опыта создания и эксплуатации корпусных кипящих реакторов. В проекте максимально использовалось отработавшее, серийно выпускаемое оборудование: корпус, крышка, сепараторы – ВВЭР-1000, твэлы – ТВС ВК-50

Реактор ВК-300 (рис. 10) упрощенной интегральной компоновки с всережимной естественной циркуляцией теплоносителя и пассивными системами безопасности выполнен по одноконтурной схеме, что обеспечивает простоту конструкции. Срок службы – 60 лет. В реакторе используется оксидное топливо обогащением 4 %, топливная кампания – 72 месяца.



Рис. 10. Реактор ВК-300

Высокая степень разработки проектных материалов и максимальное использование серийно выпускаемого оборудования реакторной и теплофикационной установок, а также топливных элементов обеспечивают возможность строительства когенерационной ACMM с реакторами ВК-300 в ближайшее время. Технический проект двухблочной ACMM с реакторами ВК-300 для работы в режиме когенерации в номинальном режиме обеспечивает мощность на клеммах генераторов 500 МВт и отпуск тепла 800 Гкал/ч.

В России, так же как и за рубежом, имеется более 10 концептуальных проектов ММР, большинство из которых основаны на легководной с водой под давлением технологии и проектах транспортных ЯЭУ.

Рассмотренные действующие, строящиеся и близкие к реализации ЭБ с ММР подтверждают отсутствие каких либо технологических и организационных ограничений по их масштабному строительству. Главным сдерживающим факторам по развитию малой АЭ являются требования регулирующих органов, норм и рекомендаций МАГАТЭ. Концепция применения ММР для АСММ, предусматривающая заводские изготовления ЭБ и загрузку топлива, отсутствие системы обращения с ОЯТ и др., противоречит многим требованиям регуляторов и рекомендациям МАГАТЭ по безопасности.

Существующие нормы и правила по созданию и эксплуатации АЭС не учитывают специфику ММР, физика которых позволяет бороться с потенциальными аварийными ситуациями естественным путем, без привлечения нескольких независимых активных систем безопасности, и требования к АСММ такие же, как и к АЭС с блоками-миллионниками.

Противоречит действующей нормативной правовой базе концепция обращения с ядерным топливом (в том числе с ОЯТ) на АСММ, предусматривающая заводскую загрузку и отсутствие станционной системы обращения с ним, включая перегрузку. Действующая нормативноправовая база и мировой опыт решают вопросы обращения с ядерным топливом в традиционных подходах, предполагающих его перегрузку на площадке станции.

В соответствии с международными правилами и национальными нормативами транспортировка ядерных материалов любыми видами транспорта осуществляется только в специальных контейнерах, в мире отсутствуют нормативы по перевозке ЭБ с загруженным свежим и отработавшим топливом. В случае загрузок и перегрузок ядерного топлива на площадке станции (как будет осуществляться на строящихся зарубежных ММР) вопрос о нормативной базе раздельных перевозок ЭБ и ядерного топлива неактуален, но для перегрузок в заводских условиях нормативно-правовое обеспечение отсутствует.

Вопрос морского транспортирования MMP с загруженным ядерным топливом как опасного груза на борту специализированного судна может быть решен на успешном российском опыте транспортировки реакторных отсеков с невыгруженным ОЯТ выведенных из эксплуатации атомных подводных лодок. В этом случае корпус ЭБ может рассматриваться как контейнер.

Также требует решения задача международного нормативного правового обеспечения транспортирования плавучих ЭБ с загруженным ядерным топливом. Плавучую ACMM, которая является стоечным судном, следует рассматривать в качестве ядерного судна, к которому применимы требования IMO (Международной морской организации ООН) по безопасности мореплавания.

Опыт транспортирования плавучей ACMM «Академик Ломоносов», созданой по нормативам станции и требованиям Морского регистра, был успешно решен, правда только в территориальных водах. Для мировых практик международных транспортировок плавучих ACMM необходимо также разработать международные стандарты в области гарантий и нераспространения по опыту «Академика Ломоносова».

Крайне важно специально проработать вопрос обеспечения физической защиты ACMM от террористического воздействия. Физическая защита атомных установок решается известными в АЭ методами и средствами, выполнение которых обеспечивает их физическую защиту на всех этапах жизненного цикла. Важнейшей задачей является защита транспортирования ядерных материалов, а применительно к ACMM это их защита по пути следования к месту размещения. Поэтому особо следует актуализировать правила и методы физической защиты ACMM при их транспортировании.

В настоящее время международные эксперты, учитывая специфику MMP, работают над индивидуальными решениями, которые помогут национальным органам регулировать новый класс реакторов, однако, МАГАТЭ, не имеет на данный момент никаких планов по разработке стандартов безопасности для MMP.

Рассматривая многочисленные проекты ММР, можно сделать вывод, что для мирных целей она практически не применялась, и отношение к малой ЯЭ начало изменяться только в последние годы. Во многих странах развиваются практические шаги по созданию ММР для не только энергетических применений. Использование ММР в каждой конкретной стране или регионе должно определяться анализом их преимуществ по сравнению с конкурентами. Широкое применение АСММ связано с необходимостью решения проблем нераспространения, обеспечения ядерной и радиационной безопасности и подготовки кадров, а одной из главных проблем успешное развитие малой АЭ является создание специальной нормативно-правой базы.

Список использованных источников

- 1. Атомные станции малой мощности: новое направление развития энергетики: т. 2; под ред. акад. РАН А.А. Саркисова. М.: Академ-Принт, 2015. 387 с.
- 2. IAEA-TECDOC-1652 Small Reactors without On-site Refuelling: Neutronic Characteristics, Emergency Planning and Development Scenarios. Vienna, IAEA, 2010. 96 p.
- 3. Quarterly Progress Report to the Joint Committee on Atomic Energy, April-June 1958, U.S. Atomic Energy Commission.
- 4. Advances in small modular Reactor Technology Developments. Vienna, IAEA, 2018. 250 p.
- К.Ю. Князевский, Ю.П. Фадеев, А.Н. Пахомов [и др.] // Арктика: экология и экономика. 2014. – № 3(15). – С. 86 – 91.
- Е.Н.Гольцов, Д.Г.Куликов, А.О.Пименов [и др.]. РУ Шельф для АСММ / Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики: сб. докладов IV Международной научнотехнической конференции (27–30 сент. 2016 г., Москва). – М.: Изд. АО НИКИЭТ, 2016. – Т.1. – С. 582–586.

О.В. Бухал¹, К.В. Гусак¹, И.В. Жук¹, С.И. Тютюнников²

¹Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси, Минск, Республика Беларусь ²Объединенный институт ядерных исследований, Дубна, Российская Федерация

ИССЛЕДОВАНИЕ РАСПРЕДЕЛЕНИЙ СКОРОСТЕЙ РЕАКЦИЙ ДЕЛЕНИЯ ^{nat}Pb, ²³²Th, ²³⁵U, ²³⁸U В МАССИВНОЙ УРАНОВОЙ МИШЕНИ, ОБЛУЧЕННОЙ ПРОТОНАМИ С ЭНЕРГИЕЙ 660 МЭВ

Введение

По мере роста масштабов использования атомной энергии выявился и ряд проблем, которые связаны с утилизацией отходов, авариями, приводящими к экологическим и техногенным катастрофам, а также с возможностью использовать объекты атомной энергетики как оружие массового поражения.

Новые подходы к решению этих проблем связаны с использованием ускорителей заряженных частиц. Электроядерный метод генерации нейтронов, основанный на использовании ядерной реакции расщепления ядер-мишеней тяжелых элементов ускоренными до высоких энергий (1–1,5 ГэВ) протонами, является альтернативой методам, использующим реакции синтеза T(d,n). Teoperuчeckue исследования и эксперименты начались в 1949 г. проектом МТА (Material Testing Accelerator Program) [1] в Радиационной лаборатории Лоуренса в Ливерморе (США) и с середины 60-х – в СССР (ОИЯИ, г. Дубна). Интенсивность исследований то уменьшалась, то возрастала, изменялись задачи и цели этих исследований. Вначале целью было получение вторичного делящегося ядерного материала по уран-плутониевой или торий-урановой схеме. Когда надобность в электроядерном способе производства такого материала отпала, целью этих установок стала генерация нейтронов. Затем эти установки ориентируются на уничтожение радиоактивных отходов АЭС в комплексе с генерацией вторичного топлива из естественного урана или тория, использование которого позволило бы компенсировать затраты на уничтожение РАО.

Развитие ускорительной техники позволяет создавать мощные высокоэффективные ускорители протонов, дейтронов и других частиц с энергией в сотни и тысячи мегаэлектронвольт. Высокие технологические параметры ускорителей делают их перспективным средством решения проблем ядерной безопасности реакторов и проблемы уничтожения образующихся в них радиоактивных отходов.

Принципиально проблема безопасности решается так. На мишень из ядерного топлива, которая в данной схеме и является, по существу, реактором, направляют импульсный пучок ускоренных высокоэнергетических частиц. В процессе взаимодействия частиц с мишенью образуются нейтроны, которые инициируют деление ядер, как в обычном реакторе. Деление ядер в мишени-реакторе длится ровно столько, сколько длится импульс частиц от ускорителя. Размеры мишени выбираются так, что она сама по себе никогда не войдет в режим цепной самоподдерживающейся реакции. Таким образом, в реакторе, управляемом ускорителем, цепь ядерной реакции деления разорвана на короткие звенья-вспышки.

Объединенный институт ядерных исследований (ОИЯИ, г. Дубна, Российская Федерация) имеет большой опыт и долгую историю в изучении нейтронов высоких энергий. С 1960 по 1990 гг. было изучено много различных мишеней, изучено получение нейтронов в зависимости от формы, положения, материала мишени и окружающего мишень объема. В 1963–1969 гг. изучалось размножение нейтронов в массивных мишенях из урана под действием протонов с энергиями от 0,3 до 0,66 ГэВ. В 1979–1984 гг. изучалось размножение нейтронов и выход нейтронов в массивных мишенях при облучении протонами с энергиями от 0,8 до 8,1 ГэВ. В 1987–1992 гг. изучалась генерация нейтронов и перенос в массивных свинцовых мишенях под действием заряженных частиц с энергиями от 3,6 до 8,1 ГэВ.

Эти исследования послужили толчком к созданию в конце 1990 г. международного проекта по изучению трансмутации радиоактивных отходов и работ по электроядерной тематике «Энергия плюс Трансмутация РАО», целью которой является изучение реакций расщепления, генерации и переноса нейтронов, трансмутации радиоактивных отходов и продуктов деления ядерного топлива и старших актинидов, определение оптимальной энергии налетающего пучка бомбардирующих частиц в электроядерных установках 5-го поколения (ADS системах). В рамках этого проекта были проведены эксперименты на установках «Гамма-2», «Энергия плюс Трансмутация», «Гамма-3» [2–3].

Были проведены эксперименты по облучению массивной урановой мишени дейтронами с энергиями 2–8 ГэВ на ускорительном комплексе Нуклотрон, а также эксперименты по облучению протонами с энергией 660 МэВ на ускорителе Фазотрон, г. Дубна, Россия. В данной работе представлены результаты моделирования эксперимента по облучению массивной урановой мишени протонами с энергией 660 МэВ.

Моделирование эксперимента выполнено при помощи программного кода FLUKA [4, 5]. В качестве метода моделирования используется имитационное моделирование методом Монте-Карло с использованием эмпирических физических моделей.

Моделирование экспериментальной установки

Экспериментальная установка представляет собой подкритическую мишень из 5 секций, собранных из стержней металлического урана естественного изотопного состава диаметром 3,6 см и длинной 10,4 см герметично закрытых в алюминиевую фольгу, упакованных в герметичную алюминиевую оболочку, стержни располагаются в узлах гексагональной решетки с шагом 3,6 см.

Мишень окружена свинцовым бланкетом толщиной 10 см с окном для ввода пучка 15х15 см, как показано на рисунке 2. Масса урана в каждой из секций № 2–5 составляет 102 кг, в секции № 1 располагается окно ввода пучка ускорителя и масса урана в ней составляет 91 кг. Каждая секция зафиксирована в стальном контейнере гексагональной формы, толщина стали 3 мм. Торцы секции закрыты алюминиевыми пластинами толщиной 5 мм. Общая длина сборки 700 мм, масса 540 кг. Секции мишени разделены 8 мм зазорами для размещения активационных и твердотельных трековых детекторов ядер. Установка монтирована на подвижную платформу, которая перемещается по рельсам к месту облучения. Имеется также возможность юстировать сборку по высоте. Схема мишени и расположение в ней точек измерения представлены на рис. 1.



Рис. 1. Схема мишени и расположение в ней точек измерения

Геометрический модуль содержит детальное описание геометрических параметров мишени. Материал мишени – природный уран, вокруг – стальной кожух. Пространство вокруг мишени заполнено воздухом, что соответствует характеристикам экспериментального зала. Геометрия мишени, выполненная в программе моделирования FLUKA, представлена на рис. 2.



Рис. 2. Смоделированная геометрия установки

Моделировалось облучение установки протонами с энергией 660 МэВ. Полное число протонов, попавших в мишень, составило 6,69·10⁶. Пучок протонов падает в мишень под углом в 2[°] к центральной оси сборки, чтобы избежать пролета без взаимодействий между стержнями секций.

Результаты и обсуждение

Экспериментальные исследования нейтронно-физических характеристик подкритических установок, управляемых ускорителем, с мишенями различного материального состава с подкритическим делящимся бланкетом, наличие которого предусматривает концепция создания полномасштабных трансмутационных и энергогенерирующих установок, необходимы, прежде всего, для тестирования компьютерных кодов и верификации ядерно-физических констант, применяемых при расчетах.

Предварительное моделирование повышает эффективность эксперимента. На основе данных модельного эксперимента рассчитываются оптимальные времена экспозиции и расположения сенсоров в экспериментальных установках.

В результате моделирования облучения массивной урановой мишени протонами с энергией 660 МэВ получены следующие результаты.

Основной вклад в высокоэнергетические деления вносят нейтроны (53 %) и протоны (46 %). В мишени генерируется 58 % вторичных нейтронов, 35 % фотонов, 6 % протонов, на долю альфа- частиц, дейтронов и пионов приходиться 1 %. Что дает основание утверждать, что основными реакциями, происходящими в мишени, являются реакции (n,f), (n,γ).

Особый интерес для планирования размещения изучаемых образцов представляет поток нейтронов в мишени. Максимальный поток вторичных нейтронов генерируется на растояни 14 – 23 см вдоль оси Z (рис. 3).



Рис. 3. Поток нейтронов в мишени вдоль оси z

Поток нейтронов из урановой мишени на расстоянии ~ 17–18 см от центра в радиальном направлении в 5 раз выше потока нейтронов за свинцовым бланкетом на расстоянии 30 см (рис. 4).



Рис. 4. Поток нейтронов в мишени по радиусу

Результаты смоделированного дифференциального потока нейтронов в месте размещения 1-й и 2-й пластин, где наблюдается максимальный поток нейтронов, представлены на рис. 5.



Рис. 5. Нейтронные спектры внутри мишени

В мишени формируется широкий спектр нейтронов от сотни электронвольт до значений энергии налетающего пучка. Максимальный поток нейтронов образуется в измерительных точках 0 и 4 см (радиус мишени).

Распределение скоростей реакций деления нуклидов характеризует пространственное распределение нейтронов в рассматриваемой системе. Распределение скоростей деления ²³²Th, ²³⁸U характеризует пространственное распределение быстрых нейтронов с энергией большей или равной энергии порога деления (~1,4 МэВ). Нуклид ²³⁵U имеет беспороговый характер деления, т.е. делится всеми нейтронами энергетического спектра, при доминирующем вкладе в общую скорость деления тепловых, эпитепловых нейтронов и нейтронов резонансной области.

Свинец – доступный и технологичный материал, который часто рассматривается в проектах нейтронообразующих мишеней в ADS системах. Реакция деления ^{nat}Pb(n,f) имеет энергетический порог ~30 МэВ. Пространственные распределения данной реакции характеризуют пространственные распределения сверхбыстрых нейтронов в установке. Зависимость сечений деления ^{nat}Pb от энергии нейтронов взята из баз данных EXFOR [6] и ENDF [7] и представлена на рис. 6.



Рис. 6. Зависимость сечений деления natPb от энергии нейтронов

На основании полученных данных о сформировавшемся спектре нейтронов внутри мишени, при облучении ее протонами с энергией 660 МэВ и зная соответствующие сечения реакций, получены значения количеств реакций деления ^{nat}PB, ²³²Th, ²³⁵U, ²³⁸U в смоделированных точках измерения внутри мишени. Скорости деления нуклидов были получены путем свертки (суммирования произведений групповых сечений деления и плотностей потока нейтронов) по расчетному спектру. Сечения делений для нейтронов с энергиями до 20 МэВ взяты из библиотеки FLUKA (72-групповое приближение). Сечения делений для нейтронов выше энергии 20 МэВ взяты из баз данных ENDF [7] и экспериментальных данных и их аппроксимации.

На основании рассчитанных значений реакций делений в экспериментальных точках получены аксиальные (рис. 7) и радиальные (рис. 8) распределения скоростей реакций деления $^{nat}Pb(n,f)$, $^{232}Th(n,f)$, $^{235}U(n,f)$, $^{238}U(n,f)$ по объему мишени. Данные нормированы на одно ядро.



Рис.7. Аксиальное распределение реакций ^{nat}Pb(n,f), ²³²Th(n,f), ²³⁸U(n,f), ²³⁵U (n,f)

Максимальное количество реакций деления нуклидов наблюдается на расстояние 10–17 см по оси Z в аксиальном направлении, где формируется максимальный поток нейтронов.


Рис. 8. Радиальное распределение реакций ^{nat}Pb(n,f), ²³²Th(n,f), ²³⁸U(n,f), ²³⁵U (n,f)

В радиальном направлении количество реакций деления урана максимально в центре и угасает к краям мишени по экспоненциальному закону.

Данные о скоростях реакций деления ^{nat}Pb в мишени указывают на то, что сверхбыстрых нейтронов из общего поля вторичных нейтронов образуется незначительное количество, деление свинца возможно только в начале мишени (~15 см по продольной оси по ходу налетающего пучка) и в самом центре в радиальном направлении (0 см), где формируется самый жесткий спектр нейтронов, уже на радиусе 4 см скорость реакций деления свинца уменьшается в ~ 40 раз.

Полное количество реакций деления ²³⁸U в объеме мишени может быть получено двумя способами: путем моделирования и путем аппроксимации данных в исследуемых точках на весь объем мишени. Второй метод применяется при обработке экспериментальных данных, но может быть использован при моделировании мишени сложной геометрии, где размещение детекторов осложнено ввиду большого количества последних.

Для определения полного количества делений ^{nat}U при моделировании в каждом урановом стержне устанавливались детекторы с уникальной нумерацией.

В первой секции мишени было установлено 54 детектора, так как в первой секции сделано отверстия для ввода пучка, в остальных секциях – по 61 (всего 298 детекторов). Объем детектора составляет ~81 см³, при подсчете полного количества деления ^{nat}U учитывался вклад деления ²³⁵U, количество которого составляет 0,0072 от общего количества.

В табл. 1 представлено общее количество реакций деления в мишени и количество реакций деления по секциям.

№ секции	Количество делений урана на один первичный протон
1 (54 стержня)	0,56
2 (61 стержень)	2,88
3 (61 стержень)	1,48
4 (61 стержень)	0,46
5 (61 стержень)	0,20
Итого:	5,58

Таблица 1. Количество деления ^{nat}U в мишени

Таким образом, максимальное количество делений урана происходит во второй и третьей секциях мишени, где, согласно выше приведенным графикам, формируется самый высокий поток быстрых нейтронов. Вклад деления ядер ²³⁵U в общее количество деления ^{nat}U составляет ~ 10 %.

В работе [8] полное количество реакций деления в такой же массивной урановой мишени было получено путем численного интегрирования экспериментально измеренных скоростей реакций деления в мишени и составило 4,1 делений/ядро. Значение количества делений урана, полученное аппроксимацией, расходится на 10 % со значением, полученным путем интегрирования экспериментальных данных в работе [8]. Расхождение результата может объясняться тем, что при аппроксимации в данной работе не учитывался вклад делений ²³⁵U (0,72 % от общего количества обедненного урана – материала сборки) в полное количество реакций деления урана.

Полученное в данной работе значение полного количество делений урана совпадает со значением, полученным в работе [9] (программный код GEANT4 и FLUKA) и составило 5,5 делений/ядро.

Значение количества делений урана, полученное в результате моделирования, отличается от аппроксимированного значения в пределах 25–35 %, что указывает на необходимость учитывать ошибку аппроксимации при обработке экспериментальных данных таким способом. Данные моделирования согласуются хорошо.

Заключение

В результате моделирования эксперимента по облучению массивной урановой мишени потоком протонов с энергией 660 МэВ получены распределения вторичных нейтронов в объеме мишени, пространственные распределения скоростей реакций деления ядер ^{nat}Pb, ²³²Th, ²³⁸U и ²³⁵U в объеме сборки, полное количество делений урана в мишени.

Показано, что максимальное количество реакций деления приходится на расстояние 13–17 см по оси Z в аксиальном направлении. В радиальном направлении количество реакций деления урана максимально в центре и угасает к краям мишени.

Полученные результаты применимы для изучения нейтронно-физических характеристик управляемых ускорителями систем.

Список использованных источников

- Livdahl, P.V. The LIVERMORE MTA project and its influence on modern LINACs / P.V. Livdahl // Proceedings of the 1981 Linear Accelerator Conference, Santa Fe, New Mexico, USA. – 1981. – P. 5–11.
- 2. Свинцово-графитовая установка «Гамма-3» для исследования трансмутации долгоживущих радионуклидов на пучках частиц Нуклотрона ЛФВЭ ОИЯИ. Ч.1. Конструкция. Определение потока нейтронов в расчете на один дейтрон с энергией 2,33 ГэВ / И. Адам [и др.]. Дубна: ОИЯИ, 2010. 25 с. (Препринт / ОИЯИ Р1-2010-102).
- Исследование пространственных распределений реакций деления и радиационного захвата нейтронов в массивной урановой мишени, облучаемой дейтронами с энергией 1–8 ГэВ (Установка «Квинта») / И. Адам [и др.]. – Дубна: ОИЯИ, 2012. – 21 с. – (Препринт / Объед. ин-т ядерн. исслед.; ОИЯИ Р1-2012-147).
- 4. The FLUKA Code: Developments and Challenges for High Energy and Medical Applications / T.T. Böhlen [et al] // Nuclear Data Sheets. 2014. Vol. 120. P. 211–214.
- 5. FLUKA: a multi-particle transport code / A. Ferrari [et al] // CERN-2005-10-2005. –INFN/ TC_05/11, SLAC-R-773.
- 6. Experimental Nuclear Reaction Data (EXFOR) [Electronic resource]. Mode of access: http://www-nds.ciae.ac.cn/exfor/exfor.htm . Date of access: 20.11.2019.
- 7. Evaluated Nuclear Data File [Electronic resource]. Mode of access: https://www-nds.iaea.org/ exfor/endf.htm#1. – Date of access: 15.09.2019.

- 8. Estimation of the beam power gain for deep-subcritical uranium assembly Quinta under relativistic proton, deuteron and carbon nuclei irradiation / V.A. Voronko [et al] // Problems of Atomic Science and Technology. Series Nuclear Physics Investigations. 2018. № 3. P. 183–187.
- 9. Monte Carlo simulations and experimental results on neutron production in the uranium spallation target QUINTA irradiated with 660 MeV protons / J.H. Khushvaktov [et al] // Applied Radiation and Isotopes. 2018. Vol. 137. P. 102–107.

М.Л. Михайлюк, А.Г. Трифонов

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси, Минск, Республика Беларусь e-mail: marinanixie@gmail.com

ПРОГНОЗИРОВАНИЕ ГОЛОЛЕДО- И ТУМАНООБРАЗОВАНИЯ: УСЛОВИЯ И МЕХАНИЗМЫ ВОЗНИКНОВЕНИЯ И МЕТОДИКА РАСЧЕТА

Введение

В результате работы на промплощадке АЭС мокрых градирен в связи с комбинацией некоторых метеоусловий группа факелов может формировать в районе предприятия местный микроклимат, характеризующийся повышенной влажностью атмосферного воздуха и сопровождающийся такими природными явлениями, как туманы, морось, изморозь и гололед [1]. Кроме того, при наличии в атмосферном воздухе газообразных примесей выходящая из градирни влага может с ними взаимодействовать и образовывать вредные для окружающей среды соединения. В каплях влаги могут содержаться ингибиторы коррозии, накипеобразования и химические реагенты для предотвращения биологических обрастаний, добавляемые в оборотную воду.

Одним из существенных факторов воздействия градирни на окружающую среду является влияние ее капельных выбросов на динамику распространения аэрозольных радиоактивных выбросов из вентиляционных труб. В процессе работы градирни вверх поднимается паровоздушная струя с большим запасом плавучести, которая постепенно перемешивается с окружающей атмосферой. Когда происходит охлаждение паровоздушного факела (в результате контакта с более холодной земной поверхностью или в результате смешивания с более холодным воздухом), могут возникать условия для конденсации водяного пара в струе с высвобождением тепловой энергии. Сконденсировавшаяся влага, вместе с каплями, выносимыми непосредственно из градирни, может привести к вымыванию примеси в ближней зоне. Вредное воздействие происходит в результате распространения капель воды в атмосфере в районе градирен и ее осаждения на почву, водную поверхность гидрологических объектов, а также близрасположенных сооружения.

Зона выпадения капельной влаги на поверхности земли имеет форму эллипса с большой осью, проходящей через центр градирни в направлении ветра. Наибольшая интенсивность выпадения капель на поверхность земли в этой зоне находится на большой оси эллипса на расстоянии примерно двух высот градирни. Размер зоны зависит от высоты градирни, скорости ветра, степени турбулентности воздуха в приземном слое, концентрации и крупности капель, а также от температуры и влажности атмосферного воздуха.

Важноотметить, что при определенных погодных условиях капли, которые концентрируются на препятствиях, могут приводить к образованию гололеда или измороси. Гололедные отложения на воздушных линиях связи и электропередачи (ЛС, ЛЭП) создают дополнительную весовую нагрузку на провода и опоры воздушных линий. Величина этой нагрузки оказывает решающее влияние на выбор конструктивных параметров линий, так как в ряде случаев вес гололеда превышает собственный вес проводов. Кроме того, при обледеневших проводах значительно возрастает ветровая нагрузка на них, следовательно, увеличивается не только вертикальная нагрузка, но и горизонтальная, а поэтому и суммарная результирующая.

Под воздействием гололедно-изморозевых отложений происходит скручивание, провисание, вибрация и обрывы проводов на воздушных линиях связи и электропередачи, иногда поломка опор. Гололед диаметром 20 мм и более является стихийным явлением и приводит к чрезвычайным ситуациям в секторе связи, энергетическом секторе и может стать причиной нарушения производственной деятельности АЭС.

Таким образом, моделирование процессов конденсации пара и осаждения жидкости с последующим замерзанием является важным этапом при прогнозировании тумано- и

гололедообразования на территории площадки станции и разработки противотуманных и -обледенительных систем.

Условия возникновения туманов и гололедно-изморозевых отложений

Согласно определению [2], туман – это атмосферное явление, скопление воды в воздухе, когда образуются мельчайшие продукты конденсации водяного пара (при температуре воздуха выше минус 10 °C – это мельчайшие капельки воды, при температуре от минус 10 до минус 15 °C – смесь капелек воды и кристалликов льда, при температуре ниже минус 15 °C – кристаллики льда). Характерный радиус капель тумана обычно колеблется от 1 до 60 мкм. Большинство же капель имеет радиус 5–15 мкм при положительной температуре воздуха и 2–5 мкм при отрицательной температуре. Водность туманов обычно не превышает 0,05–0,1 г/м³, но в отдельных плотных туманах может достигать 1–1,5 г/м³. Туманы ухудшают санитарно-гигиеническое качество атмосферного воздуха, так как поглощая различные примеси способствуют повышению загрязнения воздуха.

Морось представляет собой жидкие осадки в виде очень мелких капель (диаметром менее 0,5 мм), как бы парящих в воздухе, выпадающих при отрицательной температуре воздуха (чаще всего от 0 до минус 10 °C, иногда до минус 15 °C). При соприкосновении с поверхностью, имеющей отрицательную температуру капли смерзаются и образуется гололед. Чаще всего это происходит во время смены оттепели похолоданием при температурах, незначительно отличающихся от нуля. Гололед также образуется во время туманов или при переохлажденных дождях, когда температура воздуха ниже нуля. Очень часто гололед сопровождается ветром со скоростью до 15 м/с. Интенсивность гололеда характеризуют толщиной его корки и объемным весом [2]. Более подробно метеорологические и синоптические условия гололедных отложений рассмотрены в работах [3–7].

Продолжительность процессов обледенения и образование того или иного вида зависит от температуры воздуха. Понижение температуры воздуха в процессе обледенения способствует длительному сохранению льда на проводах, в результате чего при ветре возникает вибрация и пляска проводов, отмечаются случаи их обрыва.

Согласно [8], расчетную температуру воздуха при гололеде рекомендуется принимать равной -5 °С и считать ее расчетной температурой не только для времени образования осадка, но и для всего времени его существования. Гололед образуется преимущественно (70 %) при температуре от 0 до -2 °С; при таких же температурах наиболее часто (78 %) наблюдается отложение мокрого снега. Зернистая изморозь почти в равном числе случаев (примерно по 40 %) образуется при температуре воздуха от 0 до -4 °С и от -4 до -8 °С. Кристаллическая изморозь чаще всего (45 %) отмечается при температуре от -12 до -16 °С, сложное отложение в 72 % случаев – при температуре от 0 до -4 °С.

Большое влияние температура воздуха оказывает на плотность отложений. Время замерзания переохлажденных капель воды различного размера, образующих отложения на каком-либо объекте, определяется температурой поверхности этого объекта и температурой

воздуха, а также размером самих капель. Следовательно, все указанные факторы влияют на структуру, а значит и на плотность образовавшегося осадка. Зависимость средних значений плотности зернистой изморози и смеси от температуры воздуха (в диапазоне +4–16 °C) достаточно хорошо выражается графически (рис. 1).





Из рис.1 видно, что при одинаковой температуре воздуха зернистая изморозь имеет меньший объемный вес, чем смешанные отложения. При понижении температуры воздуха от 0 до -5 °C плотность указанных видов отложений уменьшается, а при дальнейшем изменении температуры практически остается постоянной. Это, по-видимому, объясняется тем, что при температуре ниже указанного предела переохлажденные облачные капли (преобладающий радиус которых составляет 5–15 мкм) замерзают очень быстро и различия во времени замерзания при температуре, например -10 и -15 °C практически неощутимы.

Ветер играет немаловажную роль в формировании структуры отложения. При определенных условиях он может способствовать слиянию мелких капель в крупные, содействуя растеканию капель по поверхности предмета, и напротив, дроблению крупных капель на более мелкие.

Гололед преимущественно (около 30 %) образуется при скорости ветра от 2 до 4 м/с. Для зернистой изморози характерно более равномерное распределение вероятности образования при скоростях ветра в интервале от 1 до 8 м/с. Мокрый снег и кристаллическая изморозь чаще всего образуются при затишье (50–40 %), а сложные отложения, так же, как и гололед, наиболее часто наблюдаются при скорости ветра от 2 до 4 м/с (34 %). Максимальные скорости ветра при начале обледенения проводов могут достигать 15 м/с.

Скорость ветра, так же, как и температура воздуха, изменяются в процессе обледенения. Согласно [7], за расчетную скорость ветра при гололеде, если не имеется фактических данных в районе проектируемой трассы, рекомендуется принимать величину, равную 0,5 расчетной скорости ветра при отсутствии гололеда. Поскольку зависимость процесса гололедообразования от ветра является весьма сложной, обнаружить зависимость объемного веса отложений от скорости ветра весьма затруднительно. Достаточно убедительных данных, подтверждающих эту зависимость, в настоящее время не имеется.

Механизмы образования гололедно-изморозевых отложений

Атмосферный лед образуется вследствие двух принципиально различных процессов: сублимации пара и кристаллизации (замерзания) находящейся в воздухе воды в виде переохлажденных капель. Первый вид льда, возникающий от непосредственного перехода водяного пара в твердое состояние, называется сублимационным льдом, а второй – водным льдом [7]. Простой, на первый взгляд, механизм образования атмосферного льда усложняется тем, что в природе не всегда обособленно проявляются процессы сублимации и кристаллизации, а происходит их наложение друг на друга, в результате создается сложная картина роста льда.

Процесс сублимации значительно облегчается наличием на наземных предметах микроскопически мелких, не видимых для глаза ледяных частиц. Образование последних может происходить как в результате осаждения молекул воды из водяного пара, так и в результате других зародышевых форм воды, связанных с конденсацией пара и последующим замерзанием. В меньшей мере такие твердые частицы льда могут попасть на предмет извне (обломки снежинок и кристаллов).

Возникновению сублимационного льда в переохлажденном тумане благоприятствуют низкие отрицательные температуры, слабые ветры и малые размеры переохлажденных капель. При этих условиях капли испаряются вблизи кристалла, вызывая тем самым его дальнейший сублимационный рост. В некоторых случаях капли при их больших размерах и скорости движения не успевают испариться вблизи кристалла. Тогда они осаждаются на нем в виде ледяного бисера.

Сублимационный лед во всех его многообразных видах имеет ярко выраженную внешнюю кристалличность и очень малую плотность. Эти и другие признаки отличают его от водного льда, который относится обычно к тяжелым видам обледенения. Исследования В.В. Бургедорфа [9] показали, что сублимация водяного пара играет второстепенную роль в образовании отложений и что размеры и структура последних определяются прежде всего процессом замерзания переохлажденных капель воды.

Водный лед образуется в результате кристаллизации переохлажденной воды. Основную массу его формируют переохлажденные капли дождя, мороси и тумана. Замерзание переохлажденных капель зависит от их размера и скорости охлаждения. По господствующему в настоящее время представлению, существование переохлажденных капель неразрывно связывается с природой жидкости и ее фазовыми превращениями. В результате флуктуаций

(неоднородности), обусловленных молекулярно-тепловыми движениями, в системе возникают твердые зародыши внутри жидкости (капли). Эти зародыши, имеющие микроскопические размеры (близкие к размерам молекул) и обладающие кристаллической решеткой, являются теми элементами, которые приводят к неустойчивому состоянию воды. Основным условием для появления зародышей твердой фазы воды является низкая температура капли и ее медленный рост или испарение. Переохлажденное состояние капельной воды нарушается не только вследствие образования ледяного зародыша внутри капли, но и в результате соприкосновения ее с твердым телом. Последнее обстоятельство ускоряет кристаллизацию воды, делает ее как бы вынужденной. Так, в результате осаждения переохлажденных капель на провода и другие предметы возникает гололед и другие сходные с ним явления.

Процесс образования льда

Основные предположения при описании процесса нарастания льда:

- 1. Замерзание выпавшей на обтекаемую поверхность переохлажденной жидкости происходит со стороны стенки, являющейся источником центров кристаллизации.
- 2. Выделяющаяся скрытая теплота фазового перехода поглощается главным образом переохлажденной жидкостью, внешним потоком вследствие конвективной теплоотдачи и испарения (qi), а также слоем льда и обтекаемой поверхностью посредством теплопроводности (q2).
- 3. Жидкость, обладая сложным распределением температуры, в верхнем слое пленки может находиться в переохлажденном состоянии и, таким образом, отводить тепло посредством конвекции и теплопроводности из зоны кристаллизации во внешний поток.

Схематизируя процесс нарастания льда, а также опираясь на известные экспериментальные данные, применима модель обледенения с использованием метода контрольных объемов, базирующегося на уравнениях неразрывности, сохранения энергии и импульса.

Обобщая имеющуюся информацию о процессе образования льда, можно сформулировать предположение, что переохлажденные капельки воды, обычно имеющие такую же температуру, как и окружающий воздух вокруг некоторой поверхности, ударяются о поверхность обтекаемого тела или о лед, который ее покрывает. Степень переохлаждения капелек и условия обтекания профиля оказывают влияние на их поведение после удара.

В рамках рассмотренной модели будем полагать, что затвердевание воды, содержащейся в капле, осуществляется в пропорции, определяемой замерзшей долей f, главным образом зависящей от количества высвобождающейся скрытой теплоты фазового перехода, которая может быть поглощена воздухом, жидкостью и льдом. В процессе обледенения на поверхности образовываются неровности (шероховатость), которые влияют на развитие пограничного слоя, изменяя коэффициент теплообмена с окружающей средой, на коэффициент захвата и на форму ледяных наростов.

Учитывая существование различных типов льда и используя понятие пропорции затвердевания льда, различают: влажный, жидкий и сухой режимы обледенения [10].

Влажный режим отличается температурой поверхности, равной температуре затвердевания воды и пропорцией затвердевания, изменяющейся от 0 до 1. Переохлажденные капельки воды, ударяющиеся о поверхность предмета, объединяются, образовывая капли на поверхности. Нарастая, капли на поверхности могут начать двигаться, превращаться в ручейки или образовывать пленку. Форма жидкой воды на обтекаемой поверхности зависит главным образом от температуры поверхности и от сил, действующих на каплю.

Модель описывает рост поверхностных капель и движение жидкости в виде пленки. Когда количество воды в контрольном объеме достаточно, чтобы покрыть всю поверхность, совокупность поверхностных капель образовывает жидкую пленку, меньшая часть которой состоит из тонкого слоя льда.

Рис. 2 иллюстрирует различные формы и условия, при которых вода может существовать на обтекаемой поверхности во влажном режиме нарастания.



Рис. 2. Состояние воды на поверхности обтекаемого тела

Жидкий режим отличается тем, что температура обтекаемой поверхности выше температуры затвердевания воды и замерзшая доля равна 0. Вода существует на поверхности в виде капель, пленки или ручейков. Лед либо не образовывается, либо тает в присутствии пленки воды. Этот режим встречается, например, во время процесса размораживания, когда есть приток тепла, образовываемого нагревающими элементами.

Сухой режим отличается температурой поверхности ниже температуры затвердевания воды и твердой частью равной 1. Он указывает, что совокупность воды, которая вошла в контрольный объем, была превращена в рыхлый лед. Переохлажденные капельки воды, ударяющиеся о поверхность предмета, образовывают капли на поверхности. Эти крупные капли затвердевают прежде, чем достигнут достаточно большого размера, чтобы растечься или быть унесенными внешним потоком.

Общая методология моделирования процесса обледенения поверхности

Осаждение влаги на обтекаемую поверхность с ее последующим замерзанием является сложным процессом, сопровождающимся рядом слабо изученных явлений. Однако в общем случае для моделирования процесса обледенения используется двухэтапный подход. Первоначально проводится расчет параметров потока воздуха с переохлажденными каплями воды. После этого рассчитывается непосредственно процесс обледенения: моделирование осаждения капель жидкости на поверхность, расчет толщины и формы слоя.

Для расчета параметров несущей среды применяются уравнения Навье – Стокса сжимаемого газа. При описании движения капель могут быть использованы различные модели: инерционная или модель взаимопроникающих сред. В первой из них траектории капель рассчитываются после получения поля скоростей несущей фазы. Обратного влияния капли на несущую среду не оказывают. В модели взаимопроникающих сред набегающий поток принимается двухскоростным и двухтемпературным, состоящим из несущей фазы и дисперсной, состоящей из капель одного диаметра. Столкновениями между каплями пренебрегают, дисперсная фаза считается лишенной собственного давления. Вязкие силы проявляются только в несущей фазе и при взаимодействии капель с газом.

Моделирование процесса нарастания льда основано на методе, описывающем термодинамический процесс затвердевания переохлажденных капель воды, ударяющихся о неподвижный предмет. Процесс обледенения разделен на приращения по времени. Метод заключается в решении дифференциальных уравнений сохранения массы, энергии и импульса для каждого приращения по времени и для каждого элемента поверхности. Состояние влаги, находящейся в контрольном объеме, определяется на основе модели, описывающей рост капель воды на поверхности обтекаемого тела.

Моделирование нарастания льда продолжительностью в среднем 5–10 мин выполняется итерациями с приращениями по времени в условиях, определяемых параметрами атмосферы.

Математическая модель, описывающая движение переохлажденных капель, позволяет вычислить поток выпадающей влаги, определив нормальную к обтекаемой поверхности скорость переохлажденных капель и концентрацию их у поверхности. Затем на каждом шаге по времени на основе термодинамической модели нарастания льда для каждого контрольного объема определяется форма существования влаги, рассчитываются масса накопленного льда и шероховатость поверхности. При этом процесс моделирования нарастания льда можно разделить на макро- и микроуровни.

Макроуровень включает:

- моделирование движения воды по обтекаемой поверхности под воздействием внешнего потока;
- решение уравнений сохранения массы, энергии и количества движения для контрольного объема и определение массы образовавшегося льда;
- определение изменения геометрии обтекаемого тела вследствие накопления массы льда на каждом из элементов поверхности.

Микроуровень включает моделирование распределения и роста капель на обтекаемой поверхности в области выпадения влаги. Математическая модель затвердевания на микроуровне необходима для того, чтобы охарактеризовать шероховатость обтекаемой поверхности.

Выводы

Проанализированы основные эффекты работы градирен на микроклимат вблизи АЭС, характеризующиеся повышенной влажностью атмосферного воздуха и сопровождающиеся такими природными явлениями как туманы, морось, изморозь и гололед. Проведено исследование условий возникновения и механизмов образования гололедно-изморозевых отложений. Рассмотрены метеорологические параметры гололедообразования. Выполнен обзор моделей и методов исследования обледенения различных поверхностей. Изучены различные режимы обледенения: влажный, жидкий и сухой. Направлением дальнейших исследований будет учет особенностей обтекания тел многокомпонентным потоком с учетом взаимодействия несущей и жидкой фаз, формы существования влаги на профиле (капельки, ручейки, пленка), режима нарастания льда (сухой, влажный, смешанный), изменения геометрии обтекаемого тела и влияния этого изменения на внешний поток.

Список использованных источников

- Михайлюк, М. Л. Моделирование процессов формирования микроклимата в районе Белорусской АЭС: галоледо- и туманообразование / М. Л. Михайлюк, Т. В.Михайлюк, А. Г. Трифонов // Сборник материалов 19-й международной научной конференции «Сахаровские чтения 2019 года: экологические проблемы 21 века», 23–24 мая 2019 г., г. Минск / редкол.: А. Н. Батян [и др.]; под ред. д-ра ф.-м. н., проф. С. А. Маскевича, д-ра с.-х. н., проф. С. С. Позняка. – Минск, 2019.
- 2. Хргиан, А. Х. Физика атмосферы / А. Х. Хргиан. Л.: Гидрометеоиздат, 1969. 645 с.
- 3. Семенченко, Б. А. Физическая метеорология / Б. А. Семенченко. М.: Аспект Пресс, 2002. 415 с.
- 4. Польмен, Э. Циркуляционные системы атмосферы / Э. Польмен, Ч. Ньютон. Л.: Мир, 1973. 616 с.
- 5. Матвеев, Л. Т. Курс общей метеорологии. Физика атмосферы / Л. Т. Матвеев. Л.: Гидромет, 1986. 752 с.
- 6. Тверской, П.Н. Курс метеорологии (физика атмосферы)/П.Н. Тверской. Л.: Гидрометеоиздат, 1962. 700 с.
- 7. Хромов, С. П. Метеорология и климатология / С. П. Хромов, М. А. Петросянц. М.: Московский ун.-т, 1994. 582 с.
- 8. Бучинский, В. Е. Атлас обледенения проводов / В. Е. Бучинский. Л.: Гидрометеоиздат, 1966. 114 с.
- 9. Бургсдорф, В. В. Гололедные нагрузки линий электропередачи в СССР / В. В. Бургсдорф, Н. С. Муретов // Тр. ВНИИЭ. М.: Госэнергоиздат, 1960. 208 с.
- 10. Приходько, А.А. Математическое моделирование процессов тепломассообмена при обледенении аэродинамических профилей / А. А. Приходько, С. В. Алексеенко // Тепломассообмен-2008. ММФ-VI. – Т.1. – Конвективный тепломассообмен. – Минск: АНК «ИТМО им А.В. Лыкова» НАН Беларуси, 2008. – С. 1–10.

А.Е. Синкевич

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси, Минск, Республика Беларусь e-mail:7Sin AE@gmail.com

СОВМЕСТНАЯ РАБОТА ИСПАРИТЕЛЬНОЙ ГРАДИРНИ И ВОДООХЛАЖДАЕМОГО КОНДЕНСАТОРА В СИСТЕМЕ ОХЛАЖДЕНИЯ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО БЛОКА БЕЛОРУССКОЙ АЭС

Основная система охлаждающей воды (РА) предназначена для подачи охлаждающей воды на конденсаторы турбины и отвода нагретой воды для охлаждения на градирню во всех режимах нормальной эксплуатации [1].

Температурные условия по охлаждающей воде в конденсаторе обеспечиваются работой испарительной градирни.

На Белорусской АЭС предусмотрена на один энергоблок одна градирня площадью орошения 11400 м² [2].

Система запроектирована из условия обеспечения потребителей охлаждающей водой с температурой не менее 10 °C зимой и не более 33 °C летом. При расчете градирен величина номинального значения отвода тепла в атмосферу принята равной 1720 Гкал/ч, что соответствует 2000 МВт [3].

Анализ работы испарительной градирни проведен ОАО «СПб АЭП» в [2], где показано, что среднегодовая температура охлаждающей воды в среднем по метеоусловиям года в системе определена равной плюс 19,3 °С, максимальная (июль) – плюс 26,6 °С.

Данные, приведенные в [2], позволяют для испарительной градирни Белорусской АЭС определять температуру охлажденной воды t2 в зависимости от температуры воздуха по сухому термометру θ 1 и его относительной влажности j1, плотности орошения gж и температурного перепада Dt.

В табл. 1 и на рис. 1 приведены результаты расчета по влиянию температуры окружающей среды на производительность градирни при различных тепловых нагрузках.

t _{охл} °C,	φ, %	K	Q, MBT	$\Delta t_{_{\scriptscriptstyle extsf{ extsf} extsf{ extsf} extsf{ extsf{ extsf} extsf{ extsf{ extsf} extsf{ extsf} extsf{ extsf} exts$	g, м³/(м²∙ч)	q, кВт/м²	$t_{_{2p}}$, ^{o}C	$t_{_{ex}}$, ^{o}C
1	2	3	4	5	6	7	8	9
		0,6	1200	6,89	-	105,3	9,02	15,91
		0,7	1400	8,04		122,8	10,16	18,2
10.0	86.0	0,8	1600	9,19	12.16	140,4	11,24	20,43
-10,0	80,0	0,9	1800	10,34	13,10	157,9	12,12	22,46
		1,0	2000	11,49		175,4	12,97	24,46
		1,1	2200	12,63		193,0	13,78	26,41
		0,6	1200	6,89		105,3	11,66	18,55
		0,7	1400	8,04		122,8	12,70	20,74
5.0	92.1	0,8	1600	9,19	12 16	140,4	13,67	22,86
-5,0	83,1	0,9	1800	10,34	15,10	157,9	14,51	24,85
		1,0	2000	11,49		175,4	15,30	26,78
		1,1	2200	12,63		193,0	16,01	28,65

Таблица 1. Результаты расчета характеристик градирни при расходе охлаждающей воды, равном 150000 м³/ч

Продолжение таблицы 1

1	2	2	4	5		7	0	0
	2	3	4	3	6	105.2	8	9
		0,6	1200	0,89	-	105,3	14,42	21,31
		0,7	1400	8,04		122,8	15,55	25,39
0,0	80,4	0,8	1000	9,19	13,16	140,4	16,24	25,43
		0,9	1800	10,34		157,9	16,99	27,33
		1,0	2000	11,49		1/5,4	1/,/3	29,21
		1,1	2200	12,63		193,0	18,42	31,05
		0,6	1200	6,89	-	105,3	17,22	24,11
		0,7	1400	8,04	-	122,8	18,15	26,19
5,0	77,6	0,8	1600	9,19	13,16	140,4	18,96	28,15
,		0,9	1800	10,34	· ·	157,9	19,69	30,03
		1,0	2000	11,49	-	175,4	20,33	31,82
		1,1	2200	12,63		193,0	21,00	33,63
		0,6	1200	6,89		105,3	19,93	26,82
		0,7	1400	8,04		122,8	20,80	28,84
10.0	74.8	0,8	1600	9,19	13.16	140,4	21,51	30,70
10,0	/ 7,0	0,9	1800	10,34	15,10	157,9	22,18	32,52
		1,0	2000	11,49		175,4	22,80	34,29
		1,1	2200	12,63		193,0	23,47	36,11
		0,6	1200	6,89	13,16	105,3	22,67	29,56
		0,7	1400	8,04		122,8	23,45	31,49
15.0	72,0	0,8	1600	9,19		140,4	24,12	33,31
13,0		0,9	1800	10,34		157,9	24,76	35,09
		1,0	2000	11,49		175,4	25,36	36,84
		1,1	2200	12,63		193,0	25,99	38,62
		0,6	1200	6,89		105,3	25,46	32,35
		0,7	1400	8,04]	122,8	26,16	34,2
20.0	(0.2	0,8	1600	9,19	1210	140,4	26,76	35,95
20,0	09,5	0,9	1800	10,34	15,10	157,9	27,33	37,67
		1,0	2000	11,49]	175,4	27,90	39,39
		1,1	2200	12,63		193,0	28,44	41,07
		0,6	1200	6,89		105,3	28,00	34,89
		0,7	1400	8,04		122,8	28,67	36,71
25.0		0,8	1600	9,19	1216	140,4	29,25	38,44
25,0	66,5	0,9	1800	10,34	13,16	157,9	29,77	40,11
		1,0	2000	11,49		175,4	30,31	41,8
		1,1	2200	12,63	1	193,0	30,84	43,48
		0,6	1200	6,89		105,3	30,73	37,63
		0,7	1400	8,04	1	122,8	31,29	39,33
20.0		0,8	1600	9,19		140,4	31,85	41,04
30,0	63,8	0,9	1800	10,34	13,16	157,9	32,40	42,74
		1,0	2000	11,49	1	175,4	32,96	44,45
		1,1	2200	12,63	1	193,0	33,52	46,16
		· · · ·			1			· ·

Окончание таблицы 1

1	2	3	4	5	6	7	8	9
		0,6	1200	6,89		105,3	33,16	40,06
		0,7	1400	8,04		122,8	33,70	41,74
25.0	61.0	0,8	1600	9,19	13,16	140,4	34,25	43,44
55,0	01,0	0,9	1800	10,34		157,9	34,78	45,12
		1,0	2000	11,49		175,4	35,35	46,83
		1,1	2200	12,63		193,0	35,94	48,57

В табл.1. представлены следующие параметры в колонке:

1 – температура охлаждающего воздуха на входе в градирню; 2 – влажность воздуха;

3 – доля тепловой нагрузки по отношению к номинальному значению (Qн = 2000 MBт);

4 – тепловая нагрузка; 5 – перепад температуры воды в градирне; 6 – плотность орошения;

7 – удельная тепловая нагрузка градирни; 8 – температура охлажденной воды;

9 – температура воды на входе в градирню

Численные значения в колонках 1–4 являются исходными параметрами. Значения параметров в колонках 5–9 получены в результате расчетов.

Из этих данных видно, что с увеличением температуры окружающей среды растет и температура воды в градирне. При номинальной тепловой нагрузке и температуре наружного воздуха +5 °C, температура воды в градирне составляет 20,3 °C, а при температуре наружного воздуха +20 °C соответствующая температура воды равны 27,9.



Рис. 1. Зависимость температуры воды на выходе из градирни от тепловой нагрузки при различных температурах наружного воздуха

В табл. 2 приведены результаты расчета температуры воды в градирне при экстремальных условиях. Из результатов расчета, когда абсолютный максимум температуры окружающего воздуха равен 34,6 °С (абсолютный максимум для площадки и 30 км зоны АЭС), получено, что для номинальной тепловой нагрузки (Q = 2000 MBT) температура воды в градирне составляет 35,13 °С, что не удовлетворяет условию ограничения максимальной температуры воды 33 °С. Чтобы обеспечить данное условие (T \leq 33 °C), как видно из результатов расчета (табл. 4), при максимальной температуре окружающей среды 34,6 °С потребуется снижение тепловой мощности на градирне примерно до 1400 MBT, что соответствует 70 % от номинальной мощности градирни.

		<u>``</u>			-			
t _{охл} ^{возд} , °C	φ, %	K	<i>Q</i> , МВт	$\Delta t_{_{\!\scriptscriptstyle m heta}}$, oC	g, $\mathcal{M}^{3/}(\mathcal{M}^{2}\cdot \mathbf{u})$	q, кВт/м²	$t_{_{2p}}$, ^{o}C	$t_{_{\!$
1	2	3	4	5	6	7	8	9
		0,6	1200	6,89		105,3	32,86	39,75
		0,7	1400	8,04]	122,8	33,42	41,46
24.6	61.0	0,8	1600	9,19	12.16	140,4	33,99	43,18
54,0	61,0	0,9	1800	10,34	15,10	157,9	34,54	44,88
		1,0	2000	11,49]	175,4	35,13	46,61
		1,1	2200	12,63		193,0	35,73	48,36
		0,6	1200	6,89		105,3	30,73	37,63
		0,7	1400	8,04		122,8	31,31	39,35
22.5	50,0	0,8	1600	9,19	12.16	140,4	31,89	41,08
52,5		0,9	1800	10,34	15,10	157,9	32,45	42,79
		1,0	2000	11,49		175,4	33,03	44,52
		1,1	2200	12,63		193,0	33,61	46,25
		0,6	1200	6,89		105,3	28,95	35,84
		0,7	1400	8,04		122,8	29,54	37,58
26.5	66.5	0,8	1600	9,19	12.16	140,4	30,14	39,32
20,3	00,5	0,9	1800	10,34	15,10	157,9	30,70	41,04
		1,0	2000	11,49		175,4	31,28	42,76
		1,1	2200	12,63		193,0	31,84	44,47
		0,6	1200	6,89		105,3	23,89	30,79
		0,7	1400	8,04		122,8	24,65	32,69
17.0	75.0	0,8	1600	9,19	13.16	140,4	25,31	34,50
17,0	/3,0	0,9	1800	10,34	1 13,10	157,9	25,94	36,28
		1,0	2000	11,49		175,4	26,54	38,03
		1,1	2200	12,63		193,0	27,15	39,78

Таблица 2. Результаты расчета характеристик градирни при особых условиях (расход охлаждающей воды, равен 150000 м³/ч)

Результаты расчета, приведенные в табл. 2, подтверждают значение максимальной [3] температуры воды в градирне равное 33 °C на номинальном режиме при температуре наружного воздуха 32,5 °C и его влажности 50 %. Для варианта с максимальной среднемесячной температурой воздуха 26,5 °C температура воды в градирне составит 31,3 °C.

Максимальная среднемесячная температура воды в градирне согласно [2] определена равной 26,6 °С (для июля месяца). В табл. 2 приведены расчеты, которые подтверждают значение данной температуры воды 26,6 °С при среднемесячной температуре воздуха (июля) 17 °С и влажности 75 %.

Конденсационная установка состоит из четырех конденсаторов [1].

Конденсаторы объединены в две конденсаторные группы (по два конденсатора в каждой группе, вдоль вала турбоагрегата – до и после ЦВД).

В материалах ПООБ [4] приведена общая поверхность конденсатора, которая равна 101000 м², поверхность теплообмена одного из четырех конденсаторов составит 25250 м²; общее число труб в конденсаторе – 80000 шт., а число труб на один аппарат – 20000 шт., проходное сечение для воды 11,114 м². Проходное сечение для воды на весь конденсатор – 22,228 м².

Для осуществления систематического эксплуатационного контроля за работой конденсационной установки необходимо располагать нормативными характеристиками [5], определяющими зависимость показателей ее работы от указанных режимных условий. Сопоставление фактических и нормативных показателей позволяет выявить неполадки в работе конденсационной установки.

При испытаниях конденсатора определяются [5] опытные значения среднего коэффициента теплопередачи по формуле

$$K_{on} = D_2 \Delta h / (F \delta t_{cp}),$$

где $\delta t_{_{cp}}-$ средняя логарифмическая разность температур.

Отношение фактического коэффициента теплопередачи К_{оп} к расчетному К_р по [6] характеризует состояние конденсационной установки. Малые значения К_{оп}/К_р, достигающие значений 0,4–0,6, говорят о неудовлетворительной работе конденсационной установки и необходимости отыскания и устранения причин этого.

В табл. 3 приведены результаты поверочных расчетов основных параметров конденсатора при различных температурах и расходах охлаждающей воды.

tв1, °С	$D_{\kappa}/D_{\kappa}^{H}$	<i>Dк,</i> кг/с	Q, MBm	$\Delta_{ts}, {}^{o}C$	t ₂₆ , ^o C	K, Bm/ (м ² ·K)	δt, °C	$t_{\kappa} \circ C$	Р _к , кПа	ΔN, MBm
1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11
	0,5	413	1000	5,72	10,72	2090	2,44	13,16	1,51	0
	0,6	495	1200	6,86	11,86	2108	2,89	14,74	1,68	0
	0,7	578	1400	8,0	13,0	2126	3,32	16,32	1,85	0
5	0,8	660	1600	9,15	14,15	2144	3,74	17,88	2,05	0
3	0,9	743	1800	10,29	15,29	2162	4,14	19,43	2,26	0
	1,0	825	2000	11,43	16,43	2180	4,53	20,97	2,48	0
	1,1	908	2200	12,57	17,57	2199	4,92	22,49	2,72	0
	1,2	990	2400	13,72	18,72	2217	5,29	24,0	2,98	0
	0,5	413	1000	5,73	15,73	2531	1,72	17,45	1,99	0
	0,6	495	1200	6,87	16,87	2543	2,05	18,92	2,19	0
10	0,7	578	1400	8,02	18,02	2556	2,37	20,39	2,39	0
	0,8	660	1600	9,17	19,17	2568	2,68	21,85	2,62	0
	0,9	743	1800	10,31	20,31	2580	2,99	23,3	2,86	0
	1,0	825	2000	11,46	21,46	2593	3,29	24,75	3,12	0
	1,1	908	2200	12,6	22,6	2605	3,59	26,19	3,4	0
	1,2	990	2400	13,75	23,75	2618	3,88	27,62	3,7	0
	0,5	413	1000	5,74	20,74	2882	1,33	22,07	2,65	1,6
	0,6	495	1200	6,89	21,89	2890	1,59	23,47	2,89	0,8
	0,7	578	1400	8,03	23,03	2897	1,84	24,88	3,14	0,4
15	0,8	660	1600	9,18	24,18	2905	2,09	26,27	3,42	0,1
15	0,9	743	1800	10,33	25,33	2913	2,34	27,67	3,71	0
	1,0	825	2000	11,48	26,48	2921	2,59	29,06	4,02	0
	1,1	908	2200	12,62	27,62	2929	2,83	30,45	4,35	0
	1,2	990	2400	13,77	28,77	2937	3,07	31,84	4,71	0
	0,5	413	1000	5,74	23,74	3050	1,18	24,92	3,15	4,4
	0,6	495	1200	6,89	24,89	3056	1,41	26,3	3,42	3,1
18	0,7	578	1400	8,04	26,04	3062	1,64	27,68	3,71	2,2
	0,8	660	1600	9,19	27,19	3067	1,87	29,06	4,02	1,6
	0,9	743	1800	10,34	28,34	3073	2,09	30,43	4,35	1,2

Таблица 3. Результаты поверочного расчета основных параметров конденсатора при расходе охлаждающей воды, равном 150000 м³/ч

								Продол:	жение та	блицы 3
1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11
	1,0	825	2000	11,49	29,49	3079	2,31	31,8	4,7	1,0
18	1,1	908	2200	12,64	30,64	3084	2,53	33,17	5,08	0,8
	1,2	990	2400	13,78	31,78	3090	2,75	34,54	5,48	0,8
	0,5	413	1000	5,75	25,75	3145	1,1	26,85	3,53	7,0
	0,6	495	1200	6,9	26,9	3150	1,32	28,22	3,83	5,5
	0,7	578	1400	8,05	28,05	3154	1,54	29,58	4,14	4,5
20	0,8	660	1600	9,2	29,2	3159	1,75	30,95	4,48	3,7
20	0,9	743	1800	10,35	30,35	3163	1,96	32,31	4,84	3,1
	1,0	825	2000	11,5	31,5	3167	2,17	33,67	5,22	2,7
	1,1	908	2200	12,64	32,64	3172	2,38	35,03	5,63	2,6
	1,2	990	2400	13,79	33,79	3176	2,59	36,39	6,07	2,5
	0,5	413	1000	5,76	30,76	3324	0,97	31,73	4,68	17,7
	0,6	495	1200	6,91	31,91	3326	1,17	33,08	5,05	15,7
	0,7	578	1400	8,06	33,06	3328	1,36	34,42	5,45	14,0
25	0,8	660	1600	9,21	34,21	3329	1,55	35,77	5,87	12,7
25	0,9	743	1800	10,37	35,37	3331	1,74	37,11	6,31	12,2
	1,0	825	2000	11,52	36,52	3333	1,94	38,45	6,79	12,0
	1,1	908	2200	12,67	37,67	3335	2,13	39,8	7,3	12,0
	1,2	990	2400	13,82	38,82	3337	2,32	41,14	7,84	12,3
	0,5	413	1000	5,76	31,26	3337	0,97	32,23	4,82	19,0
	0,6	495	1200	6,91	32,41	3339	1,16	33,57	5,19	17,1
	0,7	578	1400	8,06	33,56	3340	1,35	34,91	5,6	15,5
25.5	0,8	660	1600	9,22	34,72	3342	1,54	36,25	6,02	14,1
23,3	0,9	743	1800	10,37	35,87	3344	1,73	37,6	6,48	13,4
	1,0	825	2000	11,52	37,02	3346	1,92	38,94	6,97	13,2
	1,1	908	2200	12,67	38,17	3347	2,11	40,28	7,49	13,3
	1,2	990	2400	13,82	39,32	3349	2,3	41,62	8,04	13,6
	0,5	413	1000	5,76	32,36	3363	0,95	33,31	5,12	21,9
	0,6	495	1200	6,92	33,52	3364	1,14	34,65	5,52	20,2
	0,7	578	1400	8,07	34,67	3366	1,32	35,99	5,94	18,8
26.6	0,8	660	1600	9,22	35,82	3367	1,51	37,33	6,39	17,6
20,0	0,9	743	1800	10,37	36,97	3368	1,7	38,67	6,87	16,8
	1,0	825	2000	11,53	38,13	3370	1,89	40,01	7,38	16,2
	1,1	908	2200	12,68	39,28	3371	2,07	41,35	7,92	16,4
	1,2	990	2400	13,83	40,43	3373	2,26	42,69	8,5	16,8
	0,5	413	1000	5,77	35,77	3418	0,91	36,68	6,17	32,0
	0,6	495	1200	6,93	36,93	3419	1,09	38,02	6,63	31,0
	0,7	578	1400	8,08	38,08	3419	1,27	39,36	7,13	30,3
20	0,8	660	1600	9,24	39,24	3420	1,46	40,69	7,65	29,8
30	0,9	743	1800	10,39	40,39	3420	1,64	42,03	8,21	29,7
	1,0	825	2000	11,55	41,55	3421	1,82	43,37	8,81	30,0
	1,1	908	2200	12,7	42,7	3421	2,0	44,7	9,44	30,5
	1,2	990	2400	13,86	43,86	3422	2,18	46,04	10,11	31,5

	Продолжение таблицы 3											
1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11		
	0,5	413	1000	5,8	40,8	3432	0,9	41,69	8,07	50,4		
	0,6	495	1200	6,95	41,95	3432	1,08	43,03	8,65	50,5		
	0,7	578	1400	8,11	43,11	3432	1,26	44,37	9,28	51,0		
25	0,8	660	1600	9,27	44,27	3432	1,44	45,71	9,94	51,9		
33	0,9	743	1800	10,43	45,43	3432	1,62	47,05	10,64	53,2		
	1,0	825	2000	11,59	46,59	3432	1,8	48,39	11,38	54,8		
	1,1	908	2200	12,75	47,75	3432	1,98	49,73	12,17	56,9		
	1,2	990	2400	13,91	48,91	3432	2,16	51,06	13,0	59,4		

В табл.3 представлены следующие параметры: в колонке

1 — температура охлаждающей воды на входе в конденсатор; 2 — доля паровой нагрузки по отношению к номинальному значению; 3 — значение паровой нагрузки на весь конденсатор; 4 — тепловая нагрузка; 5 — нагрев охлаждающей воды в конденсаторе; 6 — температура нагретой воды на выходе из конденсатора; 7 — коэффициент теплопередачи; 8 — минимальный температурный напор; 9 — температура конденсации; 10 — давление конденсации; 11 — снижение мощности турбины из-за изменения давления в конденсаторе.

В соответствии с данными по нагреву охлаждающей воды (колонка 5) изменяется и температура воды на выходе из конденсатора (колонка 6 табл. 3). Из представленных данных видно, что, например, при температуре воды на входе 20 °C, температура воды на выходе при номинальной паровой нагрузке составит 31,5 °C.



Рис. 2. Минимальный температурный напор в конденсаторе в зависимости от паровой нагрузки и температуры охлаждающей воды на входе в конденсатор

На рис. 2 и в табл. 3 (колонка 8) представлена зависимость минимального температурного напора в конденсаторе при различных значениях расхода пара D2 и температуры охлаждающей воды t₁в. Из рис. 2 видно, что температурный напор на выходе из конденсатора увеличивается с ростом паровой нагрузки. Увеличение температуры охлаждающей воды приводит к снижению температурного напора. Так, при номинальном значении паровой нагрузки и изменении температуры охлаждающей воды от 10 до 25 °C температурный напор изменяется от 3,54 до 2,12 °C.

Представленные данные на рис. 3 и в табл. 3 (колонки 9 и 10) характеризуют изменение температуры и давления в конденсаторе. Так понижение температуры от 25 до 10 °C при номинальном расходе охлаждающей воды приводит к понижению температуры конденсации от 38,45 до 24.75 °C, что в свою очередь приводит к понижению давления в конденсаторе от 6,79 до 3,12 кПа.

Рост давления в конденсаторе приводит к снижению мощности турбины (табл. 3, колонки 10,11). Из этих данных видно, что при давлении в конденсаторе 0,045 ата и ниже отсутствует снижение мощности турбины. Увеличение давления в конденсаторе до 0,088 ата, что для номинального расхода и температуре воды на входе равной 30 °C, приводит к недовыработке мощности 30 МВт.

Рис. 3. Давление в конденсаторе в зависимости от паровой нагрузки и температуры охлаждающей воды

Кроме рассмотренных вариантов представляет интерес поведения основных параметров конденсационной установки в некоторых определенных проектных точках работы системы охлаждения энергоблока.

В табл. 4 приведены результаты расчета для номинального режима основных параметров , конденсатора при некоторых характерных значениях температур воды на входе.

установки при карактерных неходных технературах оклаждающен воды									
Наименование параметра	Nº 1	Nº 2	Nº 3	Nº 4					
Температура воды на входе в конденсатор	33	26,6	21,5	19,3					
Температура воды на выходе из конденсатора	44,57	38,13	33	30,8					
Коэффициент теплопередачи, Вт/(м ² К)	3437	3370	3226	3138					
Минимальный температурный напор, °С	1,79	1,89	2,09	2,22					
Температура насыщения в конденсаторе, °С	46,37	40,01	35,09	33,01					
Давление в конденсаторе, кПа	10,28	7,38	5,65	5,03					
Снижение мощности турбины, МВт	44,2	16,2	4,9	2,0					

Таблица 4. Результаты расчета основных параметров конденсационной установки при характерных исходных температурах охлаждающей воды

В первой колонке табл. 4 приведены наименования рассматриваемых параметров.

В колонке 2 представлен режим, соответствующий максимальной температуре охлаждающей воды на входе в конденсатор равной 33°С [3]. Максимальная температура воды на входе в конденсатор приводит к температуре насыщения в конденсаторе равной 46,4°С, что в свою очередь приводит к повышению давления в конденсаторе до 10,28 кПа. Снижение мощности турбины при этом составит 44,2 МВт.

В колонке 3 (табл. 4) приведен режим соответствующий максимальной температуре воды [1,2] (июль месяц) равной 26,6 °С. Такая температура воды на входе в конденсатор характерна когда охлаждающий воздух в градирне соответствует температуре 17 °С при влажности 75 %. В этом случае давление в конденсаторе увеличивается до 7,38 кПа, при температуре насыщения в конденсаторе равной 40 °С. Снижение мощности турбины при этом составляет 16,2 МВт.

В колонке 4 (табл. 4) приведены параметры, соответствующие режиму гарантийных испытаний [4], когда температура охлажденной воды на входе в конденсатор составляет 21,5 °С. Расчетное давление в конденсаторе составило 5,65 кПа, что близко к проектному значению [4], которое составляет 5,5 кПа. Температура насыщения в конденсаторе при этом составила 35,09 °С. Снижение мощности турбины равно 4,9 МВт.

В колонке 5 (табл. 4) приведены параметры режима соответствующего среднегодовому значению температуры охлаждающей воды [2] в градирне равной 19,3 °С. При такой температуре охлаждающей воды на входе в конденсатор в нем устанавливается температура конденсации равная 33 °С и давление 5,03 кПа. Снижение мощности турбины составляет всего 2 МВт. Эти расчетные показатели хорошо согласуются с принятыми проектными показателями конденсатора обеспечивающего рабочие параметры турбогенераторного блока.

В табл. 5 приведены результаты расчета совместной работы конденсатора и испарительной градирни в системе охлаждения энергоблока на протяжении годового цикла изменения среднемесячных значений температур и влажности окружающей среды.

					<u> </u>							
№ п/п	°C	arphi,%	м ³ /ч	g, м³∕ (м²∙ч)	t²p, °C	tbx , °C	Δ t в, °С	К, Вт/ (м²·К)	δt, °C	tк, °C	Рк, кПа	ΔN, MBt
1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13
1	-6,6	88,0	130000	11,4	27,04	13,81	13,24	2718	2,57	29,61	4,15	0,1
2	-6,2	86,0	130000	11,4	27,21	13,97	13,24	2727	2,55	29,76	4,18	0,1
3	-2,2	84,0	130000	11,4	29,1	15,85	13,25	2818	2,37	31,47	4,61	0,8
4	5,0	75,0	130000	11,4	32,74	19,48	13,26	2960	2,12	34,86	5,58	4,5
5	12,1	69,0	130000	11,4	36,36	23,09	13,28	3061	1,96	38,32	6,74	11,6
6	15,3	72,0	150000	13,16	37,03	25,51	11,52	3346	1,92	38,95	6,97	13,3
7	17,0	75,0	150000	13,16	38,07	26,54	11,53	3369	1,89	39,95	7,36	16,0
8	16,7	77,0	150000	13,16	37,99	26,46	11,53	3367	1,89	39,88	7,33	15,8
9	11,2	82,0	130000	11,4	36,32	23,04	13,28	3060	1,96	38,28	6,72	11,5
10	5,8	86,0	130000	11,4	33,47	20,21	13,26	2984	2,08	35,55	5,8	5,7
11	0,4	90,0	130000	11,4	30,57	17,32	13,25	2881	2,26	32,83	4,98	1,8
12	-4,1	91,0	130000	11,4	28,29	15,04	13,24	2780	2,44	30,73	4,42	0,4
Σ	5,4	81,0	135000	11,84	32,83	20,06	12,77	3028	2,11	34,94	5,6	4,6

Таблица 5. Результаты расчета совместной работы конденсатора и градирни в системе охлаждения

Колонка 1 настоящей таблицы соответствует порядковому номеру месяца (1 – январь, ...); колонка 2 – среднемесячные значения температуры воздуха; 3 – влажность наружного воздуха; 4 – расход воды в системе охлаждения; 5 – плотность орошения в градирне; 6 – температура воды на выходе из конденсатора (на входе в градирню); 7 – температура охлажденной в градирне воды; 8 – перепад температуры воды в градирне (конденсаторе); 9 – коэффициент теплопередачи в конденсаторе; 10 – минимальный температурный напор в конденсаторе; 11 – температура конденсации; 12 – давление конденсации; 13 – снижение мощности турбины из-за изменения давления в конденсаторе.

По мере увеличения температуры воздуха в летнее время (июнь–август) до 15–17 °С растет и температура воды в градирне до 25,5–26,5 °С (колонка 7 табл. 5), что приводит к температуре конденсации 39–40 °С (колонка 11) и давлению в конденсаторе 7–7,4 кПа (колонка 12). Такое повышение давления в конденсаторе в летний период времени приводит к снижению мощности турбины в среднем на 13–16 МВт.

Таким образом, в результате выполненного исследования рассмотрено влияние внешних условий на параметры системы охлаждения энергоблока в течение годового цикла работы АЭС.

Расчетное обоснование выполнено в широкой области изменения рабочих параметров: температура охлаждающего воздуха изменялась в диапазоне от минус 10 °C до плюс 35 °C, температура охлаждающей воды на входе в конденсатор изменялась в диапазоне от +10 до +35 °C, тепловая нагрузка на градирню и конденсатор охватывала диапазон от 1200 до 2200 MBT.

Список использованных источников

- 1. Белорусская АЭС, Блок 2, Глава 1 Общее описание атомной станции, Книга 2, БЛ-02065пм, 2015.
- 2. Определение охлаждающей способности градирен с построением расчетных номограмм для различных типов оросительных устройств. Технический отчет, Белорусская АЭС, Энергоблоки № 1 и 2, Атомэнергопроект. СПб., 2013.
- 3. Белорусская АЭС. Энергоблоки 1, 2. Том 1 Книга 2 Башенные испарительные градирни АО«НИАЭП»:Инв. № БЛ-01308 с/о. – 2012.
- 4. Белорусская АЭС, Блок 2 Предварительный отчет по обеспечению безопасности. Глава 6, Бл-02065 пм, 2013.
- 5. Методические указания по эксплуатации конденсационных установок паровых турбин электростанций: РД 34.30.501 (МУ 34-70-122-85).
- 6. Теплоэнергетика и теплотехника: Справочная серия: в 4 кн.; под ред. чл.-кор. РАН А.В. Клименко и проф. В.М. Зорина. М.: Изд-во МЭИ, 2007. Кн. 3: Тепловые и атомные электростанции. Справочник. 648 с.

Н.В. Горбачева, Н.Д. Кузьмина, Н.В. Кулич, С.Н. Яцко, Ю.А. Корчева

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси, Минск, Республика Беларусь email: harbachova.nv@gmail.com

ВЕРОЯТНОСТНЫЙ АНАЛИЗ НАДЕЖНОСТИ ПРИПОВЕРХНОСТНОГО ПУНКТА ЗАХОРОНЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Введение

Безопасность системы хранения/захоронения радиоактивных отходов (далее – РАО) характеризуется способностью системы предотвратить выход радионуклидов в окружающую среду и снизить радиационное воздействие на население и окружающую среду до безопасных значений в течение периода потенциальной опасности РАО [1]. Эта способность обеспечивается совокупностью системы инженерных защитных барьеров хранилища РАО и природными условиями его размещения – вмещающей геологической средой.

При создании приповерхностных пунктов захоронения радиоактивных отходов (далее – ПЗРО) главной задачей является получение обоснованных гарантий того, что система захоронения обеспечит достаточный уровень экологической безопасности в течение нескольких сотен и даже до тысячи лет после изоляции объекта. В связи с этим, в поддержку предпроектных работ по созданию ПЗРО актуальным является научно обоснованное формирование требований к структуре, составу и качеству защитных барьеров системы захоронения, обеспечивающих за счет длительной стабильности их свойств и работоспособности конструкций приемлемый уровень защищенности окружающей среды от вредного радиационного воздействия РАО.

Общепринятой во всем мире методологией оценок долговременной безопасности приповерхностных ПЗРО является методология МАГАТЭ ISAM (Improvement of Safety Assessment Methodologies for Near Surface Disposal Facilities) [2]. Проведенный анализ сценарного подхода ISAM и опыта его применения [3] показал, что при имеющем место необратимом характере процессов деградации, приводящих к снижению прочностных, фильтрационных и сорбционных свойств инженерных барьеров, временные закономерности их разрушения в рамках сценария нормальной эволюции весьма условны и не всегда обоснованы.

В работе по оценке конкурентной площадки для размещения ПЗРО Белорусской АЭС проведена апробация вероятностного подхода к анализу безопасности системы захоронения РАО, результаты которой продемонстрировали его эффективность как инструмента оперативной оценки защитных свойств естественного барьера и определения наиболее перспективной площадки [4]. Данная работа посвящена развитию вероятностных методов анализа долговременной безопасности ПЗРО и вычислительных инструментов надежности элементов и конструкций хранилища в условиях деградации после изоляции объекта.

Вероятностные методы анализа долговременной безопасности и надежности ПЗРО

Методы оценки надежности защитных барьеров в условиях деградации. Деградация приводит к ухудшению защитных свойств инженерных барьеров: увеличению гидравлической проводимости и изменению таких физико-химических свойств, как эффективная пористость, сорбционные характеристики. Это, в свою очередь, способствует увеличению инфильтрации атмосферных осадков во внутренний объем хранилища РАО и ускорению миграции радионуклидов за пределы хранилища [3].

Для прогнозирования надежности инженерных барьеров ПЗРО в условиях деградации введен в рассмотрение параметр «время жизни барьера». В работе [4] при проведении оценок защитных свойств конкурентных площадок была продемонстрирована универсальность данного параметра, применение которого обеспечивает комплексный учет вариабельности гидравлических и физико-химических свойств инженерных и естественного барьеров при выполнении оценки времени транзита радионуклидов от источника загрязнения до водоносного горизонта, а также вероятностную оценку временного интервала сохранения системой защитной функции.

Изменения параметров элементов инженерных барьеров вследствие процессов деградации носят необратимый характер, когда возможен выход за допустимые границы и потеря работоспособности, т.е. отказ элементов системы. Однако эмпирические данные по отказам элементов, опираясь на которые можно было бы делать выводы или принимать решение, имеют малую статистику. Для разработки математических моделей надежности элементов, отдельных систем в структуре инженерных барьеров ПЗРО использованы принципы разработки физикостатистических моделей надежности технических систем (методы параметрической надежности) [5]. Задача оценки параметрической надежности состоит в нахождении плотности распределения времени выхода параметров работоспособности элемента за границы допустимой области. Для каждого элемента на основе предложенной модели получены функции распределения вероятности данного параметра, а также средние значения, медианы и другие статистические оценки.

При анализе систем важнейшим фактором является причина, по которой происходит отказ. К примеру, отказ по причине старения и отказ, являющийся следствием проникновения влаги в хранилище, по-разному определяют ожидаемое среднее время жизни большинства элементов систем. И в первом, и во втором случаях времена жизни случайны, но нет оснований предполагать, что законы их распределений одинаковы. Разработанные вероятностные модели надежности элементов инженерных барьеров, полученные на основе эмпирических зависимостей времени и глубины деградации стальных и бетонных контейнеров под влиянием агрессивных факторов и их компьютерные реализации, описаны в работе [6].

Вероятностный анализ полного набора сценариев эволюции системы ПЗРО в условиях деградации

Вероятностный подход к анализу сценариев эволюции системы ПЗРО в условиях деградации осуществляет разработку и вероятностный анализ полного набора возможных сценариев эволюции системы с оценкой вероятности развития каждого сценария в условиях деградации систем на этапе после закрытия объекта.

В основе предлагаемого методического подхода лежит системный подход к прогнозированию эксплуатационных свойств надежности и безопасности ПЗРО, функционирование которого протекает как единая взаимосвязанная сложная система, включающая [6 – 8]:

- источники возможного загрязнения упаковки РАО (матрицы отходов, контейнеры, закрытые радионуклидные источники и т.д.) и инженерные барьеры хранилища;
- ближнюю зону хранилища вмещающие или подстилающие естественные породы, непосредственно контактирующие с хранилищем;
- дальнюю зону хранилища (геосферу) вмещающие породы, контактирующие с ближней зоной и биосферой, состояние и характеристики которой влияют на миграцию радиоактивных веществ от границы ближней зоны к границе биосферы;
- биосферу окружающую среду, которая может подвергнуться воздействию в случае просачивания атмосферной влаги или подтопления грунтовыми водами с выносом радионуклидов из приповерхностного хранилища.

На данном этапе исследований будем представлять систему ПЗРО состоящую из функционально взаимосвязанных между собой трех основных подсистем (рис. 1):

Система 1 — матрица с иммобилизованными в ней РАО, размещенная в металлической бочке, которая, в свою очередь, размещена в железобетонном контейнере (упаковка РАО). Функции системы 1 — препятствовать выходу из матрицы за счет выщелачивания радионуклидов и замедления миграции их из объема матрицы с потоками влаги, которая обеспечивается физикомеханическими критериями матрицы и упаковки РАО.

Система 2 – инженерно-строительный комплекс ПЗРО (хранилище РАО), конструкции которого выполняют локализующие и защитные функции на пути миграции радионуклидов из

хранилища в окружающую среду, а также защиту матрицы РАО от проникновения в хранилище атмосферной влаги или грунтовых вод.

Система 3 – геологическая среда, в которой размещено хранилище РАО (естественный барьер), предназначенная для ограничения миграции радионуклидов в окружающую среду

Далее каждая из трех систем раскладывается на элементы, причем рассматриваются лишь те элементы, отказ которых может влиять на работу конкретной системы. Учитывая, что состояние каждого элемента, каждой системы описывается бинарным соотношением отказ – работа, множество всех цепочек событий, которые могут привести к нежелательному аварийному событию, определяется числом M=2N, где N – число подсистем; М – число сценариев.

Вероятностный подход к анализу полного набора сценариев эволюции во времени системы ПЗРО основан на построении дерева аварийных событий и деревьев отказов для системы ПЗРО. Дерево аварийных событий в нашем случае – это совокупность всех последовательностей событий с вариантами совместных отказов элементов и образующих систем (сценариев), результатом реализации которых может быть аварийный выброс радионуклидов в окружающую среду. Логическая схема развития каждого из всего множества сценариев изображена на рис. 1.

Множество всех сценариев обладает свойством полноты, и сумма вероятностей их равна единице. Для оценки безопасности системы ПЗРО вероятностными методами потребуется знание вероятности реализации каждого сценария и вероятности самой аварии. Очевидно, что сценарий 8 можно исключить из анализа, поскольку он соответствует безаварийной работе и заведомо не может привести к неблагоприятному исходу. Все остальные сценарии необходимо исследовать и проводить анализ в полном пространстве возможных состояний системы методами вероятностного анализа, используя процедуры анализа чувствительности, значимости, неопределенности.

Для поиска вероятностей отказов систем 1–3 используем методы построения дерева отказов, представляющего собой логическую цепочку событий отказов элементов, соединенных логическими символами «И», «ИЛИ».

Систему 1 предлагается представить состоящей из четырех элементов: элемент 1 – матрица с РАО (источник радионуклидов); элемент 2 – упаковка, содержащая металлическую бочку (элемент 3), – железобетонный контейнер (элемент 4). Система в такой конфигурации будет находиться в состоянии отказа, если будут находиться в состоянии отказа элемент 1 или элемент 2. Отказ элемента 1 – это выход радионуклидов из матрицы за счет процессов диффузии. Отказ элемента 2 – это неспособность упаковки РАО выполнить защитную функцию в результате процессов деградации.

Количественную оценку времени деградации упаковки РАО предлагается охарактеризовать временем выщелачивания радионуклидов за границу упаковки РАО.

В качестве критериев отказа матрицы РАО, в зависимости от используемой диффузионной модели, принято монофакторное непревышение радионуклидом в поровых водах заданной доли вышедшей активности, при которой матрица считается разрушенной (наступает отказ матрицы), или нормативно установленной величины референтного уровня в соответствии с [9]. При расчете времени жизни упаковок РАО вследствие диффузии рассчитывается время, при котором отношение активности радионуклида, вышедшего за пределы упаковки, к начальному значению превышает заданный критерий. Если упаковка РАО – контейнер с отходами, то можно применить модель диффузии через стенку конечной толщины (стенку контейнера) в полубесконечное пространство.

Элемент 1 и элемент 2 можно считать неконтролируемыми и невосстанавливаемыми. Вероятности их отказов определены расчетным путем, применяя формулы, в которых параметрами являются временные характеристики процессов диффузии и выщелачивания. Согласно физической интерпретации отказов этих элементов необходимо, используя подходящие модели, описывающие физико-химические процессы деградации, найти интервалы возможных времен отказов элементов:

- для элемента 1 интервал для возможного времени выхода радионуклида за границу матрицы за счет процесса диффузии;
- для элемента 2 интервал для возможного времени выхода радионуклида за границу упаковки РАО за счет процесса выщелачивания.

Система 2 – это инженерно-техническое сооружение (хранилище), элементами которого могут быть стены, перекрытия, основания, глиняные замки, гидроизоляция и другие строительные элементы, защитная функция которых состоит в ограничении поступления атмосферных осадков к РАО и предотвращении выхода радионуклидов за пределы сооружения. Система 2 состоит из элементов перекрытия, в качестве которых рассмотрены (1 – бетонная плита; 2 – шов; 3 – гидроизоляция), элементов ячейки (4 – гидроизоляция стенок; 5 – бетонная плита; 6 – шов; 7 – гидроизоляция; 8 – глиняный замок), элементов основания (9 – бетонная плита; 10 – шов; 11 – гидроизоляция). Событие отказа системы 2 наступает тогда, когда происходит определенная совокупность отказов отдельных элементов конструкции хранилища.

Физическим представлением отказа хранилища РАО является выход радионуклидов за его пределы в результате нарушения целостности конструкции. Это может произойти в результате деградации поверхностного покрытия, образования трещин в перекрытиях вследствие воздействия влаги и промерзания, разрушения швов между стенками, бетонного основания хранилища и т.д. Дерево отказов элементов системы 2 показано на рис. 2.

Система 3 – совокупность элементов, препятствующих горизонтальной миграции радионуклидов в направлении границы санитарно-защитной зоны, и вертикальной миграции в направлении водоносного горизонта. Отказ системы 3 наступит в случае выхода радионуклидов за границу санитарно-защитной зоны (элемент 1), либо попадания в водоносный горизонт в результате миграции через зону аэрации (элемент 2). Границами геологической среды, препятствующей миграции, считаются размеры санитарно-защитной зоны и глубина зоны аэрации. Отсюда следует, что упомянутые элементы, составляющие систему 3, соединены по схеме «ИЛИ», т.е. отказ любого из них приводит к отказу всей системы.

Физическое представление отказа элемента 3 – это горизонтальная миграция радионуклида за пределы санитарно-защитной зоны. Отказы элементов 2, 3, 4 – это миграция радионуклида в водоносный горизонт через условно предполагаемые слои грунтов зоны аэрации. Показателем надежности отдельного элемента или отдельной системы является вероятность того, что элемент или система не выполнят функции, заданные проектом на протяжении определенного промежутка времени, начиная с произвольного момента времени эксплуатации.

Результаты вероятностного анализа ПЗРО

Необходимыми параметрами для расчета вероятностей наиболее часто встречающихся типов отказов являются:

– интенсивность отказов, которая представляет собой величину, обратную среднему времени наработки на отказ;

– время от начала эксплуатации объекта; если элемент может быть восстановлен, то необходимо знать интенсивность восстановления или замены (величина, обратная среднему времени восстановления или замены);

– в случае периодического контроля элемента, необходимо знать время контроля и вероятность отказа из-за проведения контроля.

Вероятностные модели деградации систем 1 – 3 ПЗРО, обеспечивающие расчет плотности распределения времени транзита радионуклидов до границы защитного барьера и оценку вероятности отказов, интегрированы в разработанную логико-вероятностную модель ПЗРО. На основе логико-вероятностной модели проведена адаптация программного комплекса Proba_3 для расчета вероятностей отказов элементов, отдельных систем хранилища и системы захоронения РАО в целом для использования в качестве инструмента оценки вероятностей сценариев, описывающих варианты эволюции системы хранения/захоронения РАО и выполнен вероятностный расчет времени отказа тестовой системы элементов ПЗРО.

Ниже представлены исходные данные по элементам системы ПЗРО, использованные при расчете.

Концентрация радионуклида ⁹⁰Sr в источнике принималась равной 1–10¹⁰ Бк/м³. Активность равномерно распределена по объему цементной матрицы.

Элементы системы 2: вероятности отказов получены на основании данных по интенсивностям отказов элементов перекрытия (бетонная плита – 0,02 год⁻¹, шов между

плитами – 0,07 год⁻¹, гидроизоляция перекрытия – 0,02 год⁻¹), элементов основания (бетонная плита – 0,007 год⁻¹, шов между плитами – 0,02 год⁻¹, гидроизоляция основания – 0,02 год⁻¹), элементов ячейки (бетонная плита стенок – 0,02 год⁻¹, шов между плитами – 0,07 год⁻¹, гидроизоляция стенок – 0,02 год⁻¹, глиняный замок – 0,21 год⁻¹).

Система 3 – зона аэрации (естественный барьер) в тестовых расчетах представлена негомогенным слоем супеси и песка мощностью 12 м. В качестве исходных данных для оценки вероятности отказа системы 3 использованы результаты оценки интервала времени жизни естественного барьера для конкурентной площадки № 2 для размещения ПЗРО Белорусской АЭС, полученные с помощью компьютерной программы Unsut_Kvantil в работах [4, 6]. Значения гидравлических параметров зоны аэрации и коэффициентов распределения для каждого радионуклида представлены вероятностными функциями распределения из созданной базы данных для всех типов грунтов.

На рис. 3 приведены зависимости вероятности отказа тестового ПЗРО в случае реализации процесса по каждому из 8 сценариев на разных временных интервалах после закрытия. Идентифицированы следующие сценарии: S1(0 0 0) – отказы трех подсистем: матрицы с РАО, хранилища РАО и зоны аэрации; S2 (0 0 1) – совместный отказ матрицы с РАО и хранилища РАО; S3 (0 1 0) – отказ матрицы с РАО и зоны аэрации; S4 (0 1 1) – отказ матрицы с РАО; S5 (1 0 0) – совместный отказ хранилища РАО; S3 (1 1 0) – отказ хранилища РАО и зоны аэрации; S6 (1 0 1) – отказ хранилища РАО; S 7(1 1 0) – отказ зоны аэрации; S8 (1 1 1) – все системы в работе.

По результатам моделирования и оценки влияния деградации элементов системы захоронения после закрытия проведено их ранжирование по вкладу в вероятность отказа системы ПЗРО, представленное ниже.

На временном интервале 0-50 лет после закрытия ПЗРО в порядке убывания вероятности их реализации (приведены в скобках) следуют сценарии: S6 $(0,62) \rightarrow$ S 2 $(0,24) \rightarrow$ S 5 $(0,05) \rightarrow$ S 8 $(0,04) \rightarrow$ S 4 $(0,025) \rightarrow$ S 1 $(0,02) \rightarrow$ S 7 $(0,01) \rightarrow$ S3 (менее 0,001). На временном интервале 50-300 лет после закрытия ПЗРО в порядке убывания вероятности реализации сценария: S 2 $(0,54) \rightarrow$ S 1 $(0,32) \rightarrow$ S 6 $(0,08) \rightarrow$ S 5 $(0,04) \rightarrow$ S 4 (< 0,0001) \rightarrow S 7 (< 0,0001) \rightarrow S 3 (< 0,0001) \rightarrow S 8 (< 0,0001).

Из результатов, представленных на рис. 5, видно, что на временном интервале 50-300 лет после изоляции объекта наибольшую вероятность вносят сценарии, связанные с отказом системы 2 (хранилище РАО), что свидетельствует о том, что наиболее уязвимым местом ПЗРО, как сложной системы функционально взаимосвязанных между собой объектов, являются конструкции инженерно-технического сооружения. Суммарная вероятность сценариев 1, 2, 6, 5 после закрытия объекта составляет величину 0,98, в то время как на временном интервале 0 – 50 лет суммарная вероятность этих сценариев составляет величину 0,93.

Интерпретация результатов вероятностного анализа: оценка надежности хранилища РАО

Для подготовки выводов по результатам вероятностного анализа безопасности ПЗРО и рекомендаций по улучшению надежности данной системы будем использовать процедуры оценки значимости и чувствительности.

Значимость события отказа i-го элемента или отдельной конструкции в структуре системы хранилища РАО представим в виде:

$$Ii = Ris(1) - Ris(0) = Qis(0) - Qis(1),$$
(1)

где Qis(1) и Ris(1) – вероятности отказа и безотказной работы (надежности) хранилища РАО на интервале времени [0, T], которая вычисляется, полагая вероятность отказа i-го элемента или конструкции, равной 1; Qis(0) и Ris(0) вероятности отказа и безотказной работы (надежность) хранилища, полагая вероятность отказа i-го элемента, равной 0.

Полная вероятность работоспособности системы, определяемая i-м элементом, названа вкладом элемента в надежность системы. «Вклад» i-го элемента в надежность системы Rs определяется, как произведение вероятности безотказной работы элемента Ri(Xi) и его «значимости», то есть

$$Ki = Ri(Xi) \cdot Ii (Xi). \tag{2}$$

Расчет вкладов в надежность элементов, Кі, произведено по формулам (1), (2) с помощью программы Proba_03.

Результаты анализа структурной надежности хранилища РАО методами чувствительности, значимости приведены в табл. 1.

Проведенный анализ показал, что важнейшее значение в структуре хранилища РАО для выполнения функций ограничения поступления влаги к РАО и изоляции радионуклидов в хранилище имеют гидроизоляция ячейки, а также элементов плиты основания.

Заключение

В данной работе выполнено развитие сценарного методического похода ISAM МАГАТЭ, обеспечивающего вероятностный анализ долговременной безопасности ПЗРО в условиях деградации защитных барьеров.

Разработана концептуальная модель ПЗРО и его логико-вероятностная модель, представленная деревом аварийных событий для функционирующего ПЗРО. Эволюция объекта представлена полным набором из 8 сценариев, для расчета вероятностей реализации которых разработан программный комплекс Proba_3.

Выполнен тестовый расчет вероятности отказов системы элементов ПЗРО на разных временных интервалах от момента закрытия после изоляции объекта и показано, что на временном интервале 50–300 лет наибольший вклад в вероятность отказа системы ПЗРО вносят сценарии, связанные с отказом инженерных конструкции хранилища РАО.

Результаты анализа структурной надежности хранилища РАО методами чувствительности и значимости показали, что важнейшее значение в структуре хранилища РАО для выполнения функций ограничения поступления влаги к РАО и изоляции радионуклидов в хранилище имеют гидроизоляция ячейки, а также элементов плиты основания.

Разработанные вероятностная модель и расчетный инструментарий могут быть использованы для выбора оптимальной конструкции системы хранения РАО, а также для вероятностного анализа безопасности ПЗРО с использованием методов анализа чувствительности, значимости. Структура оценки, созданная в рамках этого исследования, может быть использована при проектировании, модификации и улучшении ПЗРО путем проведения анализа результатов оценки безопасности.

Рис. 1. Дерево аварийных событий для функционирующего ПЗРО, состоящего из трех подсистем

Рис. 2. Дерево отказов хранилища РАО (система 2)

Рис. 3. Значения вероятностей полной системы сценариев дерева событий:

S – сценарий; О – отказ; Р – работа

Таблица 1.	Показатели значимости и вклады в надежность элементов/конструкций
	и их чувствительность в структуре хранилища РАО

Элемент/ конструкция	Показатель значимости элемента/ конструкции Іі	Вклад в показатель значимости Ki, %	Чувствительность вероятности отказа хранилища к отказу i-го элемента
Гидроизоляция ячейки/верх	0.662	51,0	1.649
Гидроизоляция ячейки/низ	0.454	35,0	1.587
Шов стен/ячейки	0.115	8,86	1.127
Плита стен/ячейки	0.066	5,08	1.038
Глиняный замок	0.099	9,2	1.136
Плита основания	0.119	10,8	1.031
Шов плиты	0.137	10,5	1.01
Гидроизоляция	0.193	14,8	1.545

Список использованных источников

- 1. Нормы и правила по обеспечению ядерной и радиационной безопасности «Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования безопасности». Утверждены пост. МЧС от 20.01.2012 № 7 (в ред. от 5.06.2018 № 38).
- 2. Safety Assessment Methodologies for Near–Surface Disposal Facilities. Vol. 1. Vienna: IAEA, 2004. 413 p.
- 3. Оценка защитных характеристик инженерных барьеров в системе приповерхностного захоронения радиоактивны отходов / Н.М. Ширяева [и др.]. Минск, 2016. 64 с. (Препринт / НАН Беларуси, Объед. ин-т энергет. и ядер. исслед. Сосны; ОИЭЯИ-71).

- 4. Ранжирование конкурентных площадок по степени влияния на защищенность и безопасность водопользования при размещении пункта захоронения радиоактивных отзоодов Белорусской АЭС / Н.М. Ширяева [и др.]. Минск, 2019. 44 с. (Препринт / НАН Беларуси, Объед. ин-т энергет. и ядер. исслед. Сосны; ОИЭЯИ-74).
- 5. Острейковский, В.А. Вероятностное прогнозирование работоспособности элементов ЯЭУ. В.А. Острейковский, Н.Д. Сальников. М.: Энергоатомиздат, 1990. –416 с.
- 6. Разработка обобщенной модели, алгоритмов и компьютерных программ для оценки неопределенности основных характеристик защитных барьеров хранилищ радиоактивных отходов при проведении вероятностного анализа безопасности: отчет о НИР / Объед. ин-т энергет. и ядер. исслед. Сосны НАН Беларуси; рук. Н.В. Кулич. Минск, 2018. 195 с. Инв. № 1891.
- 7. Пузанов, Ю.В. Рифы безопасности / Ю.В. Пузанов. М.: Научтехлитиздат, 2010. 68 с.
- 8. Экологическая гидрогеология: учебник для вузов / А.П. Белоусова [и др.].– М.: ИЦК «Академкнига», 2006. 397 с.
- 9. Требования к радиационной безопасности, Гигиенический норматив «Критерии оценки радиационного воздействия»: утв. постановлением Министерства здравоохранения Республики Беларусь от 28 декабря 2012 г. № 213, с дополнением, утв. постановлением Министерства дравоохранения Республики Беларусь от 31 декабря 2013 г. № 137.

А.А. Сафронова, М.В. Конопелько, А.А. Суходольская, Л.Л. Василевский, И.В. Жук

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси, Минск, Республика Беларусь email: lab13@sosny.bas-net.by

ИССЛЕДОВАНИЕ УРОВНЕЙ СОДЕРЖАНИЯ РАДОНА В ВОЗДУХЕ ЗДАНИЙ НА ТЕРРИТОРИИ БРЕСТСКОЙ ОБЛАСТИ БЕЛАРУСИ

Введение

Оценка доз облучения населения от различных источников ионизирующего излучения является одним из основных критериев для принятия решений при проведении мероприятий по радиационной защите населения. Доминирующий вклад в суммарную дозу облучения населения от всех природных и техногенных источников ионизирующего излучения вносит природный радиоактивный газ — радон-222 и его дочерние продукты распада. Облучение радоном относится к ситуации существующего облучения, поскольку его источником являются неизмененные концентрации естественных радионуклидов в земной коре. Значительная вариабельность объемной активности радона в воздухе помещений обусловлена главным образом геологией территории и факторами, влияющими на разницу давлений снаружи и внутри здания, такими, как скорость воздухообмена, отопление здания и метеорологические условия. В то время как концентрация радона, поступившего из почвы, быстро разбавляется в наружном воздухе, в закрытых помещениях этого не происходит и в зависимости от скорости вентиляции газообразный радон может накапливаться в здании [1].

В Беларуси не менее 40 % территории является потенциально радоноопасной в связи с особенностями литологического состава горных пород и расположением конкретных участков в зонах тектонических разломов. Неравномерность поступления радона в помещения зданий обусловлена в основном различием содержания урана и тория в почвах и близповерхностных породах и проницаемостью таких пород для радона, поступающего из недр по трещинам и разломам в земной коре [2].

Особенности геологического строения Брестской области. Территория Брестской области приурочена к двум крупным тектоническим структурам с разной глубиной залегания кристаллического фундамента и мощностью отложений платформенного чехла: Подлясско-Брестской впадине и Полесской седловине.

Подлясско-Брестская впадина простирается в субширотном направлении и имеет вид структурного залива, открывающегося к западу. В пределах впадины поверхность фундамента залегает на отметках от минус 0,5 км до минус 1,4 км.

Субширотные разломы (Свислочский и Северо-Ратновский) ограничивают впадину с севера и юга. Амплитуда смещений по Свислочскому краевому разлому изменяется от нескольких метров на востоке до 150 м на западе. Внутри Подлясско-Брестской впадины выявлены разломы северо-восточного простирания. Наиболее значительные по амплитуде и протяженности Высоковский и Дивинский разломы. Амплитуда Высоковского разлома составляет более 200 м. Дивинский разлом общей протяженностью около 87 км простирается в восток-северо-восточном направлении; амплитуда его изменяется от нескольких десятков метров на востоке до 300 м на западе. Менее протяженными являются Прибугский и Кустинский разломы, с которыми связано формирование локальных поднятий Подлясско-Брестской впадины. Протяженность Прибугского разлома – 22 км, амплитуда – 300 м; Кустинского – соответственно 19 км и до 100 м.

В пределах Полесской седловины поверхность фундамента залегает на отметках до минус 0,9 км, мощность чехла изменяется от 10 до 1000 м и более. В восточной части Полесской

седловины выделяется Микашевичско-Житковичский выступ, кристаллический фундамент в его пределах перекрыт маломощной (до10–50 м) осадочной толщей. С севера и юга Подлясско-Брестская впадина ограничена разломами субширотного простирания: Свислочским и Северо-Ратновским.

Платформенный чехол Подлясско-Брестской впадины сложен образованиями рифея, венда и всех геологических систем палеозоя, мезозоя и кайнозоя, Полесская седловина – образованиями рифея, венда, мезозоя и кайнозоя. Четвертичные отложения, как правило, имеют незначительную (первые десятки метров) мощность, преобладают моренные супеси и водноледниковые пески.

Таким образом, основные отличительные особенности геологического строения преобладающей части территории Брестской области определяются значительной (до 1000–1500 м и более) мощностью осадочных и вулканогенно-осадочных отложений, перекрывающих радонопродуцирующие массивы кристаллических пород, а также относительно редкой сетью глубинных разломов, преимущественно не имеющих признаков современной тектонической активности. Эти особенности позволяют сделать заключение о сравнительно небольшой вероятности выявления в пределах региона участков с аномально высоким содержание радона в почвенном воздухе.

Материалы и методы исследований. Измерения объемной активности радона (OARn) проводились с использованием интегрального метода пассивной трековой радиометрии с применением твердотельных трековых детекторов альфа-частиц согласно методике [3]. Для измерений OARn в воздухе зданий применялись интегральные радиометры радона трековые, экспозиция которых в исследуемых помещениях составляла от 2 до 3 месяцев в холодные сезоны года (период отопления зданий).

Таким образом, измеряемой величиной является средняя за время экспозиции объемная активность радона в воздухе помещения. Нормируемым в Республике Беларусь параметром является среднегодовая эквивалентная равновесная объемная активность радона, которая в эксплуатируемых жилых зданиях не должна превышать 200 Бк/м³ [4]. Используя измеренные значения OARn, в соответствии с методикой [5] определены среднегодовые значения для каждого помещения.

Результаты и обсуждение. За 2004–2019 гг. измерения концентрации радона в воздухе зданий на территории Брестской области проводились в 113 населенных пунктах 16 административных районов, в зданиях 1935–2007 гг. постройки, различной этажности (в основном 1- и 2-этажные), построенных из различных строительных материалов (панель, кирпич, дерево, сборно-щитовой, блоки, в основном – дерево), с центральным, местным или печным отоплением, в различных помещениях (зал, спальня, жилая комната и др.) на 1-м этаже помещения. Общее количество обследованных зданий составило 488. Среди них 445 – жилые дома и 43 – общественные учреждения (включая детские) и производственные помещения.

Полученные результаты исследований показывают, что средние значения в различных административных районах Брестской области варьируют от 14 до 104 Бк/м³. Превышение нормируемых законодательством Республики Беларусь значений (200 Бк/м³) в целом по Брестской области выявлено в 8 помещениях или в 1,6 % случаев из 488 обследованных зданий, из которых 7 помещений являются жилыми.

Значения более 200 Бк/м³ обнаружены в зданиях 5 административных районов: Барановичском, Ляховичском, Ивацевичском, Пружанском, Каменецком. Наибольшее количество жилых помещений (2 или 6,1 % от обследованных) с более 200 Бк/м³ обнаружены в Барановичском районе. В данных зданиях необходимо проведение защитных мероприятий по снижению уровня объемной активности радона в воздухе помещений.

Гистограмма распределения значений в воздухе помщений Брестской области представлена на рис. 1. Распределение значений подчиняется логнормальному закону (критерий χ^2 , p> 0,05). Для жилых домов значения более 200 Бк/м³ наблюдается для 7 помещений (1,6 %) из 445 обследованных. Для наибольшего количества жилых домов Брестской области наблюдаются среднегодовые значения до 100 Бк/м³.

Рис.1. Частотное распределения значений в воздухе зданий Брестской области

На рис. 2 представлены данные о распределении средних и максимальных значений по административным районам Брестской области. Распределение средних значений в воздухе зданий административных районов Брестской области и районы Брестской области, в которых выявлены жилые здания с превышением норматива 200 Бк/м³ представлены на рис. 3. Наибольшая доля жилых помещений с > 200 Бк/м³ находится в Барановичском и Ляховичском районах.

Рис. 2. Распределение средних и максимальных значений в воздухе зданий административных районов Брестской области

Среднегодовая ЭРОА_{Rn} в помещениях, Бк/м³

Доля жилых помещений с ЭРОА Rn > 200 Бк/м3

Рис. 3. Средние значения в воздухе зданий административных районов Брестской области (а) и районы, в которых выявлены жилые здания с превышением норматива 200 Бк/м³ (б)

Проведена статистическая обработка и пространственный анализ данных мониторинга радона в воздухе помещений на территории Брестской области, занесенных в базу геоданных. Для анализа выбраны данные, полученные при измерениях на первых этажах жилых домов, для которых определены географические координаты (широта, долгота) посредством процедуры геокодирования. Для расчета среднегодовой концентрации радона в помещениях (А, Бк/м³) на основе измеренной в течение 2–3 месяцев объемной активности использованы коэффициенты сезонной вариации, рекомендованные в инструкции [5].

По результатам статистической обработки данных и последующего пространственного анализа результатов с использованием ГИС ArcGIS Pro построена карта среднегодовых концентраций радона в жилых помещениях и количества обследованных зданий в ячейках 10 км × 10 км на территории Брестской области (рис. 4).

Рис. 4. Распределение среднегодовой объемной активности радона в воздухе жилых помещений на территории Брестской области по результатам измерений, выполненных за 2004 – 2019 гг.

Для построения карты использована картографичекая сетка 10 км × 10 км, определенная Объединенным исследовательским центром (г. Испра, Италия) для построения карт Европейского атласа природной радиоактивности [6]. Данная сетка построена на основе равновеликой азимутальной проекции Ламберта с шагом 10 км и центром в точке с географическими координатами 9°E, 48°N. В данной системе координат территория Беларуси лежит в пределах ячеек с координатами центра от 965 км до 1535 км по оси X, и от 525 км до 1015 км по оси Y.

Территория Брестской области Беларуси включает 394 ячейки 10 км × 10 км, из которых к настоящему времени имеется 82 ячейки, содержащие хотя бы одно измерение, что составляет 20 % территории. Количество измерений в ячейке составляет от 1 до 18.

Список использованных источников

- 1. Публикация 103 Международной Комиссии по радиационной защите (МКРЗ); под общ. ред. М.Ф. Киселева, Н.К. Шандалы. М.: Изд. ООО ПКФ «Алана», 2009. 344 с.
- 2. Матвеев, А.В. Радон в геологических комплексах Беларуси / А.В. Матвеев, А.К. Карабанов, М.И. Автушко. Минск: Беларуская навука, 2017. 136 с.
- 3. Методика определения объемной активности радона в воздухе жилых и производственных помещений с использованием интегральных радонометров на основе твердотельных трековых детекторов альфа-частиц: МВИ. Мн. 1808-2002. Минск, 2002. 18 с.
- 4. Требования к радиационной безопасности: санитарные нормы и правила. Введ. 01.01.2013. –Минск: М-во здравоохр. Респ. Беларусь, 2012. 37 с.
- 5. Проведение радиационно-гигиенического обследования жилых и общественных зданий: МУК РБ № 11-8-6-2002. Минск, 2002. 21 с.
- Atlas of Natural Radiation // European Commission. Joint Research Centre [Electronic resource]. – 2018. –Mode of access: https://remon.jrc.ec.europa.eu/About/Atlas-of-Natural-Radiation. – Date of access: 13.04.2020.

М.Л. Жемжуров, Н.Д. Кузьмина, М.А. Козел, К.А. Грибанова

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси, Минск, Республика Беларусь e-mail: ndkuzmina@sosny.bas-net.by

АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ ВЫПОЛНЕННОГО КОМПЛЕКСНОГО ИНЖЕНЕРНОГО И РАДИАЦИОННОГО ОБСЛЕДОВАНИЯ ЗАКОНСЕРВИРОВАННЫХ И ВЫВОДИМЫХ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ХРАНИЛИЩ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ УП «ЭКОРЕС»

Введение

Спецпредприятие по обращению с радиоактивными отходами УП «Экорес» (далее – Спецпредприятие) расположено вблизи города Минска и создано в 1963 году для обеспечения безопасной эксплуатации исследовательского реактора ИРТ-2000 бывшего Института ядерной энергетики АН БССР. В дальнейшем, являясь единственным предприятием такого рода, объект обеспечил прием широкой номенклатуры радиоактивных отходов (далее – РАО), образующихся при использовании радиоактивных изотопов на территории Республики Беларусь. Ежегодно УП «Экорес» принимает до 3 т твердых РАО и до 3 тыс. отработавших свой ресурс закрытых радионуклидных источников (далее – ЗРнИ), в том числе радиоизотопные извещатели дыма, калибровочные и контрольные источники для дозиметрических приборов [1].

В первоначальный период размещение РАО осуществлялось в приповерхностных хранилищах траншейного типа, а затем – в специальных сооружениях заглубленного вида, представляющих собой монолитные конструкции (резервуары) из железобетона. Подобные сооружения в странах СНГ и Восточной Европы, выполненные по типовому проекту Московского проектного института, относят к приповерхностным хранилищам типа «Радон». Размещение РАО в хранилищах производилось в упаковке производителя без предварительной сортировки и переработки.

С 1997 года с целью приведения объекта в состояние, соответствующее современным требованиям безопасности, осуществлялась его реконструкция. На текущий момент на площадке объекта расположены:

два приповерхностных хранилища РАО заглубленного типа «первого поколения» (каньон № 1 и каньон № 2; эксплуатация с 1963 по 1978 гг., в 1979 законсервированы);

два приповерхностных хранилища РАО заглубленного типа «второго поколения» (хранилище № 1 и хранилище № 2; подземные монолитные блоки из 8 емкостей каждый, эксплуатация с 1978 по 2013 годы, сейчас одно из них законсервировано, второе находится на стадии вывода из эксплуатации), в которых находятся четыре законсервированных хранилища колодезного типа (по 2 в каждом) для размещения отработавших свой ресурс ЗРнИ;

хранилище отработавших ЗРнИ с 11 емкостями колодезного типа (эксплуатируется с 2003 г.);

хранилище кондиционированных твердых РАО наземного типа (эксплуатируется с 2013 г.); корпус переработки РАО с лабораториями (эксплуатируется с 2013 г.).

В настоящее время за счет введенного в эксплуатацию в 2013 году нового корпуса переработки РАО для вновь поступающих на предприятие отходов используются современные технологии их кондиционирования и хранения. Существующие новые мощности обеспечивают безопасное хранение РАО в соответствии с международными требованиями. Вместе с тем, дальнейшее хранение РАО в приповерхностных хранилищах «первого и второго поколения» может явиться причиной ухудшения радиоэкологической обстановки в регионе [2].

В связи с изложенным планируется разработка проекта вывода из эксплуатации Спецпредприятия, что в соответствии с современными нормативными требованиями [3] вызвало необходимость выполнения работ по комплексному инженерному и радиационному обследованию (далее – КИРО) хранилищ РАО Спецпредприятия.

Целью данной работы является анализ результатов выполненного КИРО законсервированных и выводимых из эксплуатации хранилищ РАО Спецпредприятия.

Требования к проведению КИРО

В 2016 году межведомственной рабочей группой с участием специалистов научного учреждения «ОИЭЯИ – Сосны» было разработано техническое задание на оказание услуг по КИРО законсервированных и выводимых из эксплуатации хранилищ РАО Спецпредприятия, которое утверждено решением Мингорисполкома от 25.11.2016 № 3495.

Согласно указанному техническому заданию, задачами проведения КИРО законсервированных и выводимых из эксплуатации хранилищ РАО Спецпредприятия являются:

- анализ соответствия фактического состояния хранилищ проектным решениям и требованиям действующих в Республике Беларусь нормативных правовых актов;
- определение технического состояния строительных конструкций, систем (элементов) и их остаточного ресурса;
- определение радиационной обстановки в наземных и подземных частях хранилищ и под хранилищами, а также на площадке их расположения;
- определение количества, агрегатного состояния, морфологического и радионуклидного состава, суммарной и удельной активности захороненных РАО;
- определение наличия в емкостях хранилищ средне- и высокоактивных отходов и неприемлемых материалов (взрыво- и пожароопасных, токсичных, делящихся);
- оценка ядерной и радиационной безопасности;
- прогноз развития ситуации с точки зрения соблюдения требований ядерной и радиационной безопасности, воздействия на население и возможности развития аварийной ситуации в среднесрочной и долгосрочной перспективе;
- разработка мероприятий по дальнейшему обращению с хранилищами РАО.

Результатами КИРО являются Программа проведения КИРО и Технический отчёт по результатам КИРО.

Программа проведения КИРО должна определять объем инженерных и радиационных обследований, достаточный для получения достоверных данных, необходимых для разработки проекта технологии извлечения РАО из хранилищ Спецпредприятия, в том числе для определения объемов и характеристик захороненных РАО, объемов и характеристик РАО, образующихся в результате вывода сооружений хранилищ из эксплуатации, объемов и характеристик загрязненных грунтов (в случае их недопустимого загрязнения), объемов и характеристик неприемлемых материалов (взрыво- и пожароопасных, токсичных, делящихся) и включать в себя:

- перечень подлежащих обследованию строительных конструкций и их элементов;
- перечень подлежащего обследованию оборудования и коммуникаций;
- места и методы инструментальных измерений и испытаний;
- места вскрытия конструкций и отбора проб материалов для исследования образцов в лабораторных условиях;
- необходимость проведения инженерно-геологических изысканий;
- перечень необходимых расчетов, испытаний и т.п.;
- перечень привлекаемого исследовательского оборудования и сведения о поверках;
- перечень методик и регламентов проведения работ.

В Техническом отчете по результатам КИРО должны быть изложены основные результаты, включая:

- описание зданий, сооружений, наружных установок и инженерного оборудования на площадке пункта хранения РАО;
- схемы и характеристики энергетических, технологических и транспортных связей между зданиями, сооружениями, наружными установками и помещениями;
- описание помещений хранилищ РАО и их характеристики;
- перечень оборудования и коммуникаций, размещенных в помещениях или проходящих через помещения, их технические характеристики;

- оценку фактического технического состояния и остаточного ресурса строительных конструкций зданий, сооружений, наружных установок, инженерного оборудования на момент проведения обследования;
- сведения о возможности использования существующих систем, элементов, конструкций и сооружений при выводе хранилищ из эксплуатации;
- перечень строительных конструкций, подвергшихся радиоактивному загрязнению, с указанием размера площади, вида поверхностей и их покрытий, радионуклидного состава и уровней радиоактивного загрязнения;
- перечень инженерного оборудования и коммуникаций, подвергшихся радиоактивному загрязнению, с указанием геометрических характеристик, вида, радионуклидного состава и уровней радиоактивного загрязнения внешних и внутренних поверхностей;
- сведения о мощности дозы гамма-излучения от сооружений и оборудования, плотности потока альфа и бета-частиц от поверхностей (картограммы полей излучений);
- сведения о количестве и характеристиках РАО, захороненных в емкостях хранилищ, их агрегатном состоянии, морфологическом и радионуклидном составе, удельной (по радионуклидам) и суммарной активности на момент проведения обследования;
- сведения о свободных объемах хранилищ для размещения РАО;
- сведения о количестве и характеристиках неприемлемых материалов, захороненных в хранилищах РАО (взрыво- и пожароопасных, токсичных, делящихся);
- сведения о радиационных характеристиках прилегающих и подстилающих хранилища грунтов и твердых покрытий (содержание радионуклидов, удельная активность, глубина проникновения радионуклидов в грунт);
- сведения о радиационной обстановке на прилегающих территориях (результаты гамма-съемки территории и мощности дозы гамма-излучения, удельной активности радионуклидов);
- сведения об радионуклидном составе и объемной активности радионуклидов в воздухе в хранилищах РАО и на площадке их расположения;
- сведения об радионуклидном составе и объемной активности радионуклидов в грунтовых водах и объектах растительного мира на площадке расположения хранилищ;
- сведения о соответствии фактического состояния хранилищ РАО проектным решениям и требованиям действующих нормативных правовых актов;
- отчет по оценке ядерной и радиационной безопасности;
- информацию о дальнейшем развитии ситуации с точки зрения соблюдения требований ядерной и радиационной безопасности;
- варианты мероприятий по дальнейшему обращению с хранилищами РАО и их обоснование.

Результаты КИРО должны стать информационной основой для обоснования вариантов дальнейшего обращения с хранилищами твердых РАО Спецпредприятия

Принимая во внимание, что в Республике Беларусь отсутствует опыт проведения КИРО «исторических» хранилищ РАО, для выполнения КИРО законсервированных и выводимых из эксплуатации хранилищ Спецпредприятия было привлечено российское АО «Логистический центр ЯТЦ» (правопреемник АО «Федеральный центр ядерной и радиационной безопасности»), которое определено базовой организацией государств-участников СНГ по вопросам обращения с отработавшим ядерным топливом, РАО и выводу из эксплуатации ядерно- и радиационно опасных объектов.

Для выполнения отдельных задач в рамках подготовки и проведения КИРО (инструментальное обследование сооружений хранилищ и размещенных в них отходов и источников ионизирующего излучения, исследования прилегающих и подстилающих хранилища грунтов, прилегающей территории, отбор проб, подготовка и исследование образцов, измерения объемной активности в емкостях хранилищ РАО) привлекались другие специализированные организации Российской Федерации: АО «Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации однотипных объектов использования атомной энергии), ООО АП
«КВАРК» (специализируется на проведении фундаментальных исследований и научноисследовательских и опытно-конструкторских работ в области использования атомной энергии), ФГУП «РАДОН» (специализируется на обращении с радиоактивными отходами средней и низкой активности, образующимися в различных областях народного хозяйства).

Работы по КИРО были выполнены в период с августа по декабрь 2019 года.

Научным учреждением «ОИЭЯИ – Сосны» осуществлялось научно-методическое сопровождение указанных работ по КИРО.

Результаты инженерного обследования законсервированных и выводимых из эксплуатации хранилищ Спецпредприятия

Основными целями выполненного инженерного обследования хранилищ РАО Спецпредприятия являлись получение информации о техническом состоянии хранилищ РАО (строительных конструкций, компонентов, оборудования); обоснование остаточного ресурса и (или) срока службы хранилищ и рекомендации по продлению ресурса их строительных конструкций.

Фрагмент площадки Спецпредприятия с размещением обследуемых хранилищ РАО представлен на рис. 1.

При проведении инженерного обследования хранилищ РАО использовались методика георадарного сканирования площадки размещения хранилищ РАО и методика инженерного обследования строительных конструкций хранилищ РАО и прилегающих грунтов. Объем работ, выполненных при инженерном обследовании хранилищ РАО, представлена в табл. 1 [4].

№ п/п	Перечень выполняемых работ	Примечание		
1	Определение границ строительных конструкций. Электромагнитное и георадарное сканирование	Обозначение границ строительных конструкций. Разметка участков для выполнения шурфов		
2	Оценка состояния гидроизоляции и бетона поверхности хранилища, оценка состояния перекрытия	Снятие участков грунтовой засыпки с поверхности перекрытия хранилища		
3	Освобождение от грунта вертикальных ограждающих конструкций хранилища с оборудованием пристеночных шурфов ~2×2 м	Выполнение шурфов в соответствии с разметкой не менее 2 шурфов для каждого хранилища на глубину не менее 2 м		
4	Инструментальное обследование состояния наружных поверхностей ограждающих конструкций (ударные и ультразвуковые приборы)	Выявление дефектов и повреждений в виде сквозных трещин, локальных разрушений и сколов, протечек, изменения усадки и ползучести, деградации изоляционных материалов и т.п.		
5	Визуальное и инструментальное определение фактического состояния армирования железобетонных конструкций. Осмотр внутренних полостей хранилищ через выбуренные проходки. Оценка состояния упаковок с твердыми РАО. Выборочное снятие плит перекрытий отсеков (хранилище № 2), определение степени заполнения отсеков, выявление использования консервации отсеков с помощью сыпучих или отверждаемых материалов, определение их морфологии и состава	Высверливание кернов (проходок) из освобожденных от грунта ограждающих конструкций хранилища на глубине не менее 2 м. Не менее 2 кернов на каждое хранилище Измерение влажности, определение концентрации радиоактивных аэрозолей радона (торона) и наличия вредных веществ в воздухе полостей хранилищ. Отбор проб жидких РАО, твердых РАО, засыпки и других материалов, находящихся за пределами упаковок с твердыми РАО (не менее 10 проб с каждого хранилища/ отсека хранилища)		

Таблица 1. Виды работ, выполненных при инженерном обследовании



Рис. 1. Фрагмент площадки Спецпредприятия с расположением обследуемых хранилищ РАО и зон проведения КИРО

По результатам проведенного инженерного обследования хранилищ РАО Спецпредприятия можно сделать следующие выводы:

- все проектные решения, заложенные на стадии строительства хранилищ РАО «первого и второго поколения», реализованы в полном объеме;
- проектный срок эксплуатации строительных конструкций хранилищ истек;
- фактическое состояние строительных конструкций хранилищ оценивается как работоспособное;
- консервация хранилищ «первого поколения» выполнена с отступлениями от проекта (внутреннее пространство не забетонировано, не выполнено асфальтирование поверх плит перекрытий, гидроизоляция плит и межстыковых швов не усилена, толщина слоя обваловки менее 1,2 м по проекту, что приводит к промерзанию плит перекрытий в холодный период года);
- после консервации хранилищ «первого поколения» было допущено прорастание поросли, в т.ч. деревьев, над перекрытием хранилищ, приведшее к нарушению битумной гидроизоляции и проникновению корневой системы в полость хранилищ через незагерметизированные щели в стыках плит перекрытия (на момент обследования растительность с поверхности хранилища удалена);
- консервация хранилищ «второго поколения» выполнена не в полном объеме (не были загерметизированы железобетонные перекрытия некоторых отсеков).

По результатам инженерного обследования проведена оценка остаточных ресурсов строительных конструкций хранилищ РАО, которые составляют от 18 до 27 лет. Установлено, что монолитные железобетонные стены и дно хранилищ находятся в удовлетворительном состоянии и имеют защитное гидроизоляционное покрытие. Целостность инженерных барьеров хранилищ подтверждается результатами исследования проб подстилающих и прилегающих грунтов.

Результаты радиационного обследования законсервированных и выводимых из эксплуатации хранилищ Спецпредприятия

При проведении радиационного обследования были использованы методики дозиметрических, радиометрических, спектрометрических измерений, а также методика

лабораторных измерений сложно измеряемых радионуклидов и методика определения наличия токсичных, взрывопожароопасных материалов.

По результатам проведенного радиационного обследования законсервированных и выводимых из эксплуатации хранилищ Спецпредприятия можно сделать следующие выводы:

- морфологический состав РАО в хранилищах неоднороден (рис. 2 [4]);
- присутствуют косвенные признаки наличия негерметичных упаковок и контейнеров с токсическими веществами (измерение концентрации вредных токсических и взрывоопасных веществ в пробах воздуха);
- использованные радиометрические методы не позволяют дать объективную оценку о качественном и количественном составе РАО, содержащихся в полостях обследованных хранилищ. Поэтому требуемая оценка суммарной и удельной активности захороненных РАО была получена по результатам такой оценки, выполненной специалистами научного учреждения «ОИЭЯИ – Сосны» в работе [5], исходя из архивных данных о заполнении хранилищ РАО.
- Суммарные альфа- и бета-активности проб, отобранных из подстилающих грунтов всех хранилищ РАО, имеют близкие к фоновым значения:
- по альфа-излучающим до 0,6 Бк/г (фоновое до 0,51 Бк/г);
- по бета-излучающим до 0,59 Бк/г (фоновое до 0,69 Бк/г).





Рис. 2. Внешний вид поверхностного слоя РАО в отсеках хранилища № 1(а) и хранилища № 2 (б)

Гамма-спектрометрическими исследованиями проб, отобранных из подстилающих грунтов всех хранилищ РАО, установлено, что их удельная активность по ¹³⁷Cs (до 0,0036 Бк/г) близка к фоновым значениям (до 0,0034 Бк/г).

По результатам жидкосцинтилляционной спектрометрии проб, отобранных из подстилающих грунтов всех хранилищ, установлено, что уровни активности зафиксированных радионуклидов ниже фоновых значений, за исключением дочерних продуктов распада радона – ²¹⁰Pb/²¹⁰Bi/²¹⁰Po, удельные активности которых близки к фоновым.

В результате измерений суммарной альфа- и бета-активности проб, отобранных из прилегающих грунтов всех хранилищ, установлено, что они имеют значения в разы выше фоновых:

по альфа-излучающим – до 1,4 Бк/г (фоновый до 0,51 Бк/г);

• по бета-излучающим – до 1,1 Бк/г (фоновый до 0,69 Бк/г).

Гамма-спектрометрическими исследованиями проб, отобранных из прилегающих грунтов хранилищ, установлено, что удельная активность ¹³⁷Cs в грунте на порядок выше фоновых значений. Наибольшие значения (до 0,069 Бк/г) зафиксированы в приповерхностных слоях до 0,5 м и снижаются до фоновых по глубине до 3,5 м.

По результатам жидкосцинтилляционной спектрометрии проб, отобранных из прилегающих грунтов всех хранилищ, установлено, что уровни активности зафиксированных радионуклидов на порядок выше фоновых значений, за исключением дочерних продуктов распада радона – ²¹⁰Pb/²¹⁰Bi/²¹⁰Po, удельная активность которых близка к фоновым.

Оценка текущего состояния и прогноз радиационной безопасности хранилищ РАО Спецпредприятия

В настоящее время хранилища «первого и второго поколения» обеспечивают радиационную безопасность населения и окружающей среды, так как строительные конструкции и инженерные барьеры хранилища обладают достаточным ресурсом надежности для предотвращения миграции радионуклидов в окружающую среду.

На ближайший период (в пределах остаточного ресурса строительных конструкций хранилищ 18–27 лет) существенного изменения радиационной обстановки в хранилищах РАО и в близлежащей к ним зоне, которое может повлиять на дозовые нагрузки на персонал, население и безопасность окружающей среды, не прогнозируется. При этом можно ожидать незначительное расширение ареалов распространения 210 Pb/ 210 Bi/ 210 Po, а также ³H, 14 C и 90 Sr рядом с местами их локализации в пристеночных участках внутри хранилищ РАО.

За указанный период, в соответствии с требованиями нормативных документов, должен быть разработан проект вывода хранилищ РАО из эксплуатации и проведены соответствующие мероприятия по подготовке к началу реализации проекта; подготовлены необходимые ресурсы.

В качестве прогноза на долгосрочный период в Техническом отчете по результатам КИРО [4] был использован прогнозный расчет оценки безопасности, выполненный специалистами научного учреждения «ОИЭЯИ – Сосны» для консервативного сценария (наиболее быстрой миграции радионуклидов из системы захоронения в окружающую геосферу и потенциально в источники водоснабжения при полной деградации барьеров) [5].

Указанные консервативные оценки показали, что в рассматриваемых объектах хранения РАО (хранилища «первого и второго поколения») в результате миграционных процессов через 100 лет после их консервации активность из хранилищ может поступить в зону аэрации, и тогда сама зона аэрации станет источником радиоактивного загрязнения воды, и реабилитировать загрязненную область будет весьма проблематично.

Таким образом, с учетом результатов проведенного КИРО был рекомендован вариант отложенной ликвидации хранилищ РАО. Данный вариант вывода из эксплуатации хранилищ РАО предполагает, что имеются отклонения от проектных решений и требований нормативных правовых актов, при этом хранилища РАО находятся в удовлетворительном состоянии и обеспечат радиационную безопасность населения и окружающей среды в краткосрочной перспективе. При этом, для обеспечения радиационной безопасности хранилищ РАО в среднесрочной перспективе, необходимо разработать и осуществить комплекс мероприятий по укреплению, замене и ремонту инженерных конструкций и оборудованию хранилищ, обеспечивающих дополнительную защиту размещенных в хранилище РАО от контакта с водой, воздействия отрицательных температур и других потенциально опасных факторов, а также совершенствованию системы радиационного мониторинга.

Заключение

В 2019 г. АО «Логистический центр ЯТЦ» с привлечением АО «ОДЦ УГР», ООО АП «КВАРК», ФГУП «РАДОН» (Российская Федерация) проведены работы по КИРО законсервированных и выводимых из эксплуатации хранилищ Спецпредприятия. Научным учреждением «ОИЭЯИ – Сосны» НАН Беларуси осуществлялось научно-методическое сопровождение указанных работ по КИРО.

Проведенное КИРО является одним из основных этапов подготовки к выводу из эксплуатации Спецпредприятия, позволяющим объективно оценить текущий уровень безопасности «исторических» хранилищ РАО. Результаты КИРО станут информационной основой для разработки проектной документации вывода из эксплуатации Спецпредприятия, в том числе проекта технологии извлечения РАО из хранилищ, и обоснования безопасности планируемой деятельности по реализации этих проектов.

Авторы выражают благодарность за помощь в выполнении настоящей работы Жмуре Г.М., Плещанкову И.Г., Жуку И. В., Ященко Ю.В.

Список использованных источников

- 1. Шестой национальный доклад Республики Беларусь О выполнении объединенной конвенции о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами Минск, 2017. 89 л.
- 2. Жемжуров М.Л. Республиканский пункт захоронения радиоактивных отходов: состояние и перспективы / М.Л. Жемжуров, В.В. Скурат // Международная конференция, посвященная 100-летию со дня рождения Н.В. Тимофеева-Ресовского: материалы междунар. конф, Минск, 17–18 октября 2000 г. / МЭУ им. А.Д. Сахарова. С. 18–20.
- 3. «Требования к обеспечению безопасности при выводе из эксплуатации пунктов хранения радиоактивных отходов»: утв. постановлением Министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь от 22.02.2019 № 25.
- 4. Технический отчет по результатам комплексного инженерного и радиационного обследования законсервированных и выводимых из эксплуатации хранилищ радиоактивных отходов УП «Экорес» / Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом», АО «Логистический центр ЯТЦ». Москва, 2019. 469 л.
- 5. Отчет по обоснованию безопасности объекта «специализированное предприятие по обращению с радиоактивными отходами УП «Экорес» / Коммунальное унитарное предприятие по обращению с отходами «Экорес». Минск, 2013. 273 с.

А.И. Киевицкая

Международный государственный экологический институт имени А.Д. Сахарова Белорусского государственного университета, Минск, Республика Беларусь e-mail: hannakiev@gmail.com

ПЕРВЫЙ В МИРЕ ПОДКРИТИЧЕСКИЙ СТЕНД, УПРАВЛЯЕМЫЙ ВНЕШНИМ ИСТОЧНИКОМ НЕЙТРОНОВ

Сегодня атомная энергетика – неотъемлемая часть мировой энергетики. Например, во Франции более 70% энергии производится на атомных электростанциях, в Англии – 19 %, в целом страны Евросоюза более 33 % энергии получают от АЭС. После аварии на Чернобыльской атомной электростанции, в период снижения темпов введения в эксплуатацию АЭС, были разработаны проекты ядерных установок с повышенным уровнем безопасности, но проблема обращения с радиоактивными долгоживущими отходами остается нерешенной. Обеспечить долговременное и устойчивое развитие мировой энергетической системы в целом невозможно без атомной энергетики, которую характеризуют: во-первых, высокая концентрация атомной энергии на единицу массы топлива, во вторых, наименьшее, по сравнению с энергетикой на органическом топливе, влияние на окружающую среду и, в третьих, большие запасы топлива.

Таким образом, атомная энергетика вступает в новую фазу развития, и сегодня в начале XXI века основными проблемами современной атомной энергетики, в том числе для обеспечения ядерной безопасности и радиационной безопасности человека и окружающей среды, является решение двух важнейших научных и практических задач: создание безопасных ядерноэнергетических установок и решение проблем обращения с долгоживущими радиоактивными отходами (далее – РАО), накопленными за время эксплуатации ядерных реакторов 1-го и 2-го поколений.

Современные научные исследования, в том числе проведенные в научном учреждении «ОИЯЭИ – Сосны», показали, что наиболее перспективным путем уменьшения количества долгоживущих РАО является трансмутация – превращение долгоживущих нуклидов в короткоживущие и стабильные с помощью нейтронов в подкритических установках, управляемых внешними источниками нейтронов. Подкритические установки, управляемые внешними источниками нейтронов, получили название синэнергетических систем. Они объединяют несколько технологий, в том числе и ядерных (технологии деления, синтеза и расщепления ядер высокоэнергетическими пучками частиц или ядер), для разработки целостной системы производства энергии и реализации энергопроизводящих систем.

Одним из таких направлений является применение ускорителей высоких энергий для крупномасштабного использования реакций расщепления для производства нейтронов в тяжелых протяженных мишенях, которые, размножаясь в подкритическом (k $\approx 0.9 - 0.98$) бланкете, используются для деления ядер урана или тория (Accelerator Driven Systems, далее – ADS-системы). Такая система позволяет получать достаточно высокие потоки нейтронов ($\Phi \approx 10^{15-17}$ нейтр./(см²с), вырабатывая энергию, трансмутируя радиотоксичные изотопы и нарабатывая тритий для термоядерных реакторов.

Основная идея, на которой основаны все ADS-системы, состоит в использовании ускорителей высоких энергий для производства нейтронов в мишенях, состоящих из тяжелых элементов (Pb, Bi, W, U, Pb-Bi) с последующим их размножением в подкритических (Кэф ≈ 0.9 - 0.98) бланкетах. Принципиальная схема предполагает, что ADS-система состоит из ускорителя высокоэнергетических протонов, мишени, подкритического бланкета с коэффициентом умножения M = 1/(1-кэфф) ~ 50, электрогенератора. Прекращение работы ускорителя приводит к прекращению ввода нейтронов из мишени в подкритический бланкет, что приводит к практически мгновенному затуханию цепной ядерной реакции.

Для реализации концепции ADS-систем должен быть решен ряд физических и технических задач:

- Выбраны энергия и ток протонного пучка и создан ускоритель с требуемыми параметрами.
- Выбран материал мишени, разработана и создана конструкция для получения нейтронов расщепления.
- Разработана схема и конструкция подкритического бланкета
- Разработаны методы контроля уровня подкритичности в режиме on-line (для решения проблемы безопасности).
- Разработана схема съема тепла в подкритическом бланкете.
- Определены скорости реакций трансмутации долгоживущих нуклидов и скорости их образования.

В сентябре 1994 года в Вене на 38-й Генеральной конференции МАГАТЭ была разработана программа «Использование высокоэнергетических ускорителей для трансмутации актинидов и производства энергии». Был составлен отчет о состоянии и перспективах работ в этой области в национальных научно-исследовательских программах различных стран. В рамках Международного проекта МАГАТЭ – Coordinated Research Project (CRP) on the "Use of Thorium-based Fuel Cycle in Accelerator Driven Systems to Incinerate Plutonium and to Reduce Longterm Waste Toxicities" (1997–2003 гг.) были скоординированы работы по подкритическим системам, управляемым ускорителями, объединив возможности научных центров Европы, США, России и Японии, что позволило определить наиболее важные направления теоретических и экспериментальных исследований на ближайшую перспективу. Исследования продолжались в рамках нового проекта МАГАТЭ "Analytical and Experimental Benchmark Analysis on Accelerator Driven Systems" (2005 – 2015 гг.),

Европейский союз объединил исследования по важнейшим направлениям в рамках 5 – 7-х Европейских рамочных программ для изучения ключевых вопросов технологий трансмутации долгоживущих радиоактивных отходов и создание Европейского подкритического пилотного реактора, управляемого ускорителем протонов с энергией 200 МэВ (проекты MYRRHA, EFIT, GUINEVERE). Стратегия ЕС включает разработку, конструирование и введение в эксплуатацию реакторов 4-го поколения, разработку, конструирование и введение в эксплуатацию ЯЭУ 5-го поколения для решения проблемы обращения с РАО.

Выполняемые в течение многих лет теоретические исследования взаимодействия высокоэнергетических заряженных частиц и атомных ядер позволили обосновать теоретически возможность использования низкоэнегетических ускорителей ионов (генераторов нейтронов) и циклотронов для изучения физики и кинетики подкритических систем, управляемых внешними источниками, а также технологий трансмутации. На основании полученных теоретических результатов, которые затем были подтверждены экспериментально, в научном учреждении «ОИЯЭИ – Сосны» был создан и действует уникальный экспериментальный комплекс ЯЛІНА. Идея использования генератора нейтронов в качестве внешнего источника нейтронов впервые была сформулирована к.ф.-м.н. наук С.Е. Чигриновым в Институте радиационных физико-химических проблем НАН Беларуси в 1993–1994 гг. и оказалась совершенно новой и востребованной. Следует отметить, что на современном этапе развития науки эта идея, воплощенная коллегами и единомышленниками, развивается дальше и позволяет получать новые научные результаты мирового уровня.

В 2000 году в рамках Протокола поручений Президента РБ № 2 и проекта Международного научно-технического центра (МНТЦ) в Институте радиационных физико-химических проблем НАН Беларуси была пущена в эксплуатацию первая в мире подкритическая уран-полиэтиленовая сборка «Яліна-Тепловая» с тепловым спектром нейтронов, управляемой генератором нейтронов. Исследовательская ядерная установка «Яліна-Тепловая» с кэфф ≤ 0,98 состоит из активной зоны, отражателя и свинцовой мишени, расположенной в центре активной зоны.

В 2005 году также согласно Протоколу поручений Президента РБ № 24 в научном учреждении «ОИЯЭИ – Сосны» сконструирована и пущена в эксплуатацию новая подкритическая

сборка «Яліна-Бустер» с кэфф ≤ 0,975, состоящая из подкритического бланкета (двухзонной активной зоны), отражателя и свинцовой мишени, расположенной в центре бланкета. Итогом реализации этих научных проектов стало создание ядерно-физического подкритического комплекса (стенда), предназначенного для проведения широкого круга исследований с использованием нейтронов в широкой области энергий: от энергий тепловых нейтронов и до 15 МэВ, состоящего из генератора нейтронов НГ-12-1, уран-полиэтиленовой (тепловой) и бустерной (быстро-тепловой) подкритических сборок, измерительного комплекса и системы жизнеобеспечения.

На ядерно-физическом подкритическом стенде проводятся исследования в области:

- ядерной и нейтронной физики;
- трансмутации долгоживущих осколков деления и младших актинидов в различных спектрах нейтронов;
- кинетики подкритических систем, управляемых внешними источниками нейтронов;
- развития методов определения уровней подкритичности:
- физики связанных нейтронных систем;
- оценки ядерных данных для радиотоксичных изотопов;
- нейтронно-активационного анализа.

Полученные в в научном учреждении «ОИЯЭИ – Сосны» теоретические и практические результаты, опыт эксплуатации уникальных ядерно-физических подкритических установок в ядерных исследованиях нашли широкое международное признание и стали важной частью мирового научного процесса в сфере ядерной физики, в том числе ее практических аспектов.

Так, например, опыт разработки, создания и эксплуатации подкритического стенда ЯЛІНА, состоящего из двух сборок, генератора нейтронов, измерительного комплекса и системы жизнеобеспечения стал одним из ключевых при разработке и создании аналогичных установок в Китае, Бельгии, Иордании и других странах.

Основываясь на представленной на конференции по ADS и трансмутации (Кальмар, Швеция, 1996 г.) идее, были проведены первые эксперименты в ядерном центре Кадараш, Франция. Из критической сборки МАЗУРКА, действующей на уран-плутониевом топливе, было выгружено несколько кассет для получения уровня подкритичности 0.98 и сделан нейтронопровод от импульсного генератора нейтронов.

В Китае была построена подкритическая сборка ВЕНУС, которая практически полностью являлась аналогом сборки, разработанной в научном учреждении «ОИЯЭИ – Сосны», для изучения физики и кинетики ADS-систем. В настоящее время в г. Хефей (Китай) создается сборка с быстрым спектром нейтронов (CLEAR-0), которая будет эксплуатироваться как в критическом, так и подкритическом режимах.

Подобные исследования также проводятся в Бельгии, где критический реактор физической мощности реконструирован и может работать как в критическом, так и подкритическом режимах. На первом этапе планируется проводить исследования с генератором нейтронов, который перевезен из Гренобля (Франция), а в дальнейшем будет использоваться ускоритель протонов 200 МэВ. В перспективе будет создан первый европейский пилотный подкритический реактор для демонстрации осуществимости технологий трансмутации и производства энергии. Аналогичные проекты разрабатываются в США, Италии, Японии, Индии, России.

В научном учреждении «ОИЯЭИ – Сосны» на подкритическом стенде ЯЛІНА был выполнен ряд заданий в государственных программах Республики Беларусь: ГНТП «Приборы для научных исследований»; ГПОФИ «Высокоэнергетические, ядерные и радиационные технологии»; ГПНС «Научное сопровождение развития атомной энергетики в Республике Беларусь на 2009–2010 гг. и на период до 2020 года»; ГПНИ «Атомная энергетика, ядерные и радиационные технологии»; ГПНИ «Энергобезопасность, энергоэффективность и энергосбережение, атомная энергетика». С 2009 по 2013 год на базе стенда работала Международная научная лаборатория, в рамках которой выполнялись международные проекты:

1. ПРОЕКТ МНТЦ В-070 «Экспериментальные и теоретические исследования особенностей трансмутации долгоживущих продуктов деления и младших актинидов на подкритической

сборке, управляемой генератором нейтронов» (1998–2005 гг., ЕС).

- 2. ПРОЕКТ МНТЦ В-1341 «Аналитическая и экспериментальная оценка возможности создания объемного источника нейтронов в бустерной подкритической сборке с низкообогащенным ураном, управляемой генератором нейтронов» (2005–2008 гг., Англия, США).
- ПРОЕКТ МНТЦ В-1732 «Теоретическая и экспериментальная оценка возможности создания универсального объемного источника нейтронов в подкритической бустерной сборке с низкообогащенным урановым топливом, управляемой генератором нейтронов» (2009–2013 гг., США, Англия).
- 4. ИП ЕВРОТРАНС: домен 2, задача 2.1 ЯЛІНА-эксперимент.
- 5. Исследовательский проект МАГАТЭ «Аналитический и экспериментальный бенчмарканализ ADS».

Заключение

Благодаря большому научному заделу научного учреждения «ОИЭЯИ – Сосны», поддержке Правительства Республики Беларусь, НАН Беларуси, МАГАТЭ и МНТЦ создан уникальный ядерно-физический подкритический комплекс ЯЛІНА. предназначенный для решения широкого круга задач, но главным образом для изучения возможности трансмутации долгоживущих нуклидов и проблем безопасной работы будущих и современных ядерно-энергетических установок.

Дальнейшее развитие ядерной и реакторной физики позволяет находить применение полученным теоретическим и практическим результатам в смежных областях науки, которые находятся в стадии становления, например, в ядерной медицине. Кроме того, научное обеспечение вопросов ядерной и радиационной безопасности в современных условиях является одним из наиболее значимых аспектов безопасности и требует исследований в этой области. В перспективе необходимо продолжать успешно начатые научные исследования, привлекая возможности отечественной и международной научной кооперации.

В.А. Немцев¹, А.М. Черкашин²

¹Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси, Минск, Республика Беларусь ²Институт тепло- и массообмена имени А.В. Лыкова Национальной академии наук Беларуси, Минск, Республика Беларусь

ОСОБЕННОСТИ ТЕПЛОПЕРЕДАЧИ В ПРЯМОТОЧНЫХ ПАРОГЕНЕРАТОРАХ «ВОДА – ФРЕОН-113»

В настоящее время актуальна проблема энергообеспечения вновь осваиваемых районов и территорий. Одним из альтернативных источников энергии для таких районов могут быть автономные ядерные установки [1].

Безопасность и эффективность работы АЭС определяется во многом как выбором теплоносителя – рабочего тела и его характеристик, так и выбором типа реактора. Одним из наиболее безопасных ядерных реакторов является водяной реактор бассейного типа. Однако такие реакторы имеют низкие термодинамические параметры (максимальная температура ~ 440 К), поэтому необходимо максимально эффективно преобразовать тепло в другие виды энергии. Наиболее приемлемыми в настоящее время схемами преобразования низкотемпературного тепла являются схемы с использованием низкокипящих веществ [2, 3], в частности фреона-113. Фреон-113 имеет достаточно низкие значения давления насыщения, невзрывоопасен, химически инертен и обладает низкой токсичностью [3]. Он производится в промышленных масштабах, стоимость его низка.

Рассчитываемый парогенератор представляет собой кожухотрубный прямоточный аппарат с гладкими трубами и противоточной схемой движения теплоносителей. Трубы в пучке расположены по вершине равностороннего треугольника. Фреон-113 движется внутри труб, вода – в межтрубном пространстве.

Исходные данные для расчета парогенератора приведены в табл. 1.

Таблица 1. Исходные данные для расчета парогенератора «вода – фреон-113»					
Параметр	Горячая сторона	Холодная сторона			
Температура теплоносителя, К: вход	443	309			
ВЫХОД	413	423			
Давление на входе, МПа	1,17	1,08			
Допустимый перепад давления, МПа	0,2	0,2			
Расход теплоносителя, кг/с	79,6	46			
Тепловая мощность, кДж/ч	35.106	35.106			
Теплоноситель	Вода	Фреон-113			

В прямоточном парогенераторе следует выделить следующие участки: экономайзерный, испарительный и перегрева пара. На испарительном участке при течении в обогреваемом канале фреона-113 имеют место несколько основных режимов течения двухфазных потоков: пузырьковый (поверхностное и развитое кипение), снарядный, дисперсно-кольцевой и дисперсный [4].

С точки зрения эффективной и безопасной работы рассматриваемого парогенератора важен достаточно обоснованный конструкторский и поверочный расчет теплообмена и гидродинамики потока фреона-113, особенно на испарительном участке парогенератора. Для этого требуется детальное изучение термогидравлических процессов, в частности динамики роста парового пузыря в перегретой жидкости и межфазного теплообмена.

Рост парового пузыря в перегретом объеме жидкого фреона-113

Получение замыкающих соотношений для математических моделей двухфазных потоков в большинстве случаев требует выделения и изучения отдельных процессов, имеющих место в двухфазных потоках. Так, для пузырькового кипения необходимо рассмотреть процессы роста и взаимодействия движущихся пузырей в перегретой жидкости.

На основании математической модели динамики инертного парового пузыря [5] были проведены расчеты роста пузыря пара в перегретом объеме фреона-113. Результаты расчетов (рис. 1) показывают, что с уменьшением перегрева жидкости и увеличением давления скорость роста пузырей понижается. Как видно из рис. 1, наблюдается близость настоящего численного решения и решения Скрайвена. Причем с уменьшением скорости роста пузыря сближение указанных решений увеличивается. Таким образом, рост пузыря в перегретом объеме фреона-113 достаточно хорошо описывается решением Скрайвена [6].



Рис. 1.

Рост парового пузыря в перегретом объеме фреона-113 (R0 = 10^{-6} м, P- $_{\infty}$ = 0,1МПа, T" $_{0}$ = 243 K):1– Δ T=5K; 2– Δ T=10K; 3– Δ T=15K, P' $_{\infty}$ = 1МПа, T" $_{0}$ = 315 K; 4– Δ T=10K; 1'–4' - решение Скрайвена

Межфазный теплообмен в потоке фреона-113 пузырьковой структуры

Численные исследования, проведенные в [5] показали, что рост пузыря пара в перегретом объеме четырехокиси азота и фреона-113 достаточно хорошо описывается решением Скрайвена [6]. Для системы невзаимодействующих пузырей, поскольку их рост соответствует количеству подведенного тепла, с помощью решения Скрайвена можно получить выражение для теплообмена пузырей в виде [6]

$$Nu_{0} = 3.9I_{a} \left[1 + \frac{1}{2} \left(\frac{\pi}{6I_{a}} \right)^{2/3} + \frac{\pi}{6I_{a}} \right].$$
(1)

Для достаточно больших перегревов и скоростей жидкости важен учет эффектов, связанных как с тепловым ростом пузыря, так и с конвективным переносом тепла. С учетом этого в работах [7, 8] для пузырькового кипения при хаотическом распределении центров пузырей получено уточнение описания межфазного теплообмена:

$$Nu = Nu_0 + 1.13Pe^2 \left[\frac{1}{13I_a^{3,3} + Pe^{1.5}} - \frac{6I_a^{0.63}}{31I_a^{4,3} + Pe^2} \right]$$
(2)

где $Nu = 2\alpha_M R_B / \lambda'$, R_B – характерный размер пузырей, определяемый распределением пузырей по размерам и условием их дробления [9,10].

Перегрев потока фреона-ПЗ при пузырьковом кипении в каналах

Использование выражения (2) позволяет провести оценки перегрева двухфазного потока при пузырьковом кипении в каналах. Паровая фаза, представленная в двухфазном потоке пузырями, находится практически в состоянии насыщения. Для оценки состояния жидкой фазы, пренебрегая диссипацией кинетической энергии по сравнению с тепловыми потоками от стенки канала, можно получить следующее балансовое уравнение энергии в канале:

$$\frac{4q}{d_{BH}} = G_1 c'_P \frac{dT'}{dl} + L \frac{dG''}{dl}$$
(3)

Левая часть уравнения (3) равна теплового потоку от стенки канала в единицу объема смеси. Первый член правой части П1 равен скорости увеличения перегрева единицы объема жидкости, второй член П2 характеризует интенсивность межфазного теплообмена в единице объема смеси. Второй член правой части можно представить также с использованием выражения (2) в следующем виде:

$$\Pi 2 = \alpha_M (T' - T_S) \frac{3\varphi}{R_B} + \frac{4q_{OS}}{d_{BH}}, \qquad (4)$$

где $\alpha_{M} = (\lambda'/2R_{B})Nu$

Оценки значений П1 и П2 при условии К/м (П2/П1 $\ge 10^3$ при $\phi \approx 0,04$ и $\Delta T \approx 5$ К) дают возможность упростить уравнение (4):

$$\frac{4q}{d_{BH}} \approx \alpha_M (T' - T_S) \frac{3\varphi}{R_B} + \frac{4q_{OE}}{d_{BH}},$$
(5)

где q_{об} – часть теплового потока от стенки, идущего на испарение.

Непосредственное измерение относительной доли тепла, идущего на испарение жидкости (qOБ/q), которое проведено в широком диапазоне параметров [11], показывает на существенное ее увеличение в общем балансе тепла с ростом давления и тепловой нагрузки. С учетом зависимостей q_{об}/q от q/q_{об} выражение (5) можно представить следующим образом:

$$\frac{4q}{d_{BH}} \approx \frac{1}{1 - (q_{OF}/q)} \alpha_M (T' - T_S) \frac{3\varphi}{R_B}$$
(6)

По соотношению (6) были проведены оценки перегревов жидкой фазы при пузырьковом кипении. Критический тепловой поток при этом рассчитывался по формуле [12]

$$q_{kp} = 0.18 \frac{L\sqrt{\rho''} \sqrt[4]{\sigma q(\rho' - \rho'')}}{1 + 2\sqrt{\rho''/\rho'} + \rho''/\rho'} \sqrt{\frac{\rho' - \rho''}{\rho'}}$$
(7)

Результаты расчетов приведены в табл. 2 (RB $\approx 10^{-4}$ м, $\phi \approx 0.04$, qkp $\approx 4.6 \cdot 10^5$ Bt/м², P ≈ 1 МПа, dBH = 0.016 м).

	n		1 11	2		
		MADAD MULTICATA	maanin 11	$4 \Pi \eta \eta \eta \eta$	VOLIMI KODO	M TATADATTATA
$1 a 0 \mu \mu \alpha \lambda$.	эначения пере	$D \cup B \cup B \longrightarrow M / (K \cup I \cup D)$	илосона-тт	.) 111711 11	V36ID6KUBU	
1.0.00000000000000000000000000000000000	• · · · · · · · · · · · · · · · · · · ·	percent miningheer e		•	Jobipbriobe	

q, Вт/м²	$q/q_{_{KD}}$	q _{оБ} /qкр	$\Delta T, K$		
4,6.104	0,1	0,45	0,8		
9,2.104	0,2	0,65	1,0		
18,4.104	0,4	0,75	1,5		

Как видно из табл. 2, перегревы жидкости для расчетных параметров незначительны. Однако с уменьшением движения и паросодержания возможны перегревы в несколько градусов, что отрицательно может сказаться на точности расчетов.

Аналогичные расчеты можно провести для оценки перегрева жидкости при снарядном и кольцевом режимах течения двухфазных потоков, поскольку состояние жидкой фазы характеризуется наличием в ней растущих пузырей пара.

Математическая модель и результаты теплогидравлического расчета парогенератора «вода – фреон-113»

Течение теплоносителя фреона-113 в парогенераторе на испарительном участке описывается моделями двухфазных потоков [13,14]. В частности, одной из них является достаточно полная и доступная для численной реализации термодинамически неравновесная модель двухфазного потока равных давлений со скольжением фаз, имеющая следующий вид [13]:

$$\frac{\partial}{\partial x}(\varphi_{k}\rho_{k}w_{m}) + (-1)^{k-1}\frac{\partial}{\partial l}\left(\frac{\varphi_{1}\varphi_{2}\rho_{1}\rho_{2}}{\rho_{m}}w_{R}\right) = \Gamma_{k};$$

$$\frac{\partial}{\partial l}(\rho_{m}w_{m}^{2}) + \frac{\partial}{\partial l}\left(\frac{\varphi_{1}\varphi_{2}\rho_{1}\rho_{2}}{\rho_{m}}w_{R}\right) + \frac{\partial P}{\partial l} = -\tau_{W\Sigma}^{*};$$

$$\frac{\partial}{\partial l}(\varphi_{k}\rho_{k}e_{k}w_{m}) + (-1)^{k-1}\frac{\partial}{\partial l}\left(e_{k}\frac{\varphi_{1}\varphi_{2}\rho_{1}\rho_{2}}{\rho_{m}}w_{R}\right) = \Gamma_{k}e_{ki} + q^{*}K_{W} + q_{ki}^{*} - \tau_{ki}w_{ki}$$
⁽⁸⁾

при условиях сопряжения на межфазной поверхности

где

$$\sum_{k=1,2} \Gamma_{k} = 0, \qquad \sum_{k=1,2} (\Gamma_{k} e_{ki} + q^{*} K_{W} + q_{ki}^{*} - \tau_{ki} w_{ki}) = 0,$$

$$\tau_{W\Sigma}^{*} = \sum_{k=1,2} \tau_{kW}^{*}; \qquad \sum_{k=1,2} \varphi_{k} = 1; \qquad F_{k} (\rho_{k} P_{k} h_{k}) = 0; \quad w_{k} = w_{m} - (-1)^{k} \left(\frac{\varphi_{k} \rho_{k}}{\rho_{m}} w_{k} \right);$$

Гк – скорость k-й фазы в единице объема; φ – паросодержание; wm – скорость смеси; wR – скорость скольжения; τ^*_{kw} и τ^*_{ki} – касательные напряжения на стенке и на межфазной поверхности k-й фазы; ek = $h_k + w_k^2/2$; $w_{ki}/2$ – скорость k-й фазы на межфазной поверхности; q^*_{kw} и q^*_{ki} – потоки тепла в k-ю фазу от стенки канала и через межфазную поверхность; k = 1 – паровая фаза; k = 2 – жидкая фаза.

Для замыкания системы уравнений (8) необходимо математическое описание элементарных теплогидравлических процессов в двухфазном потоке, представленных в системе уравнений (8) величинами τ^*_{kw} , τ^*_{ki} , q^*_{kw} , q^*_{ki} , w_k . С учетом этих замыкающих соотношений система восьми дифференциальных уравнений содержит восемь неизвестных функций (ϕ_k , ρ_k , w_k , h_k , P).

Для режимов течения двухфазного потока фреона-113 с незначительными перегревами фаз систему уравнений можно упростить, принимая температуры жидкости и пара равными температуре насыщения. В этом случае плотности ρ_k и энтальпии h_k фаз однозначно определяются давлением Р с помощью уравнений состояния на линии насыщения, поэтому независимыми остаются лишь следующие параметры потока: φ 1, φ 2, w1, w2, P. Уравнения сохранения энергии и массы для термодинамически равновесной модели будут иметь вид

$$\frac{\partial}{\partial l} (\rho_m e_m w_m) + \left[\frac{\varphi_1 \varphi_2 \rho_1 \rho_2}{\rho_m} (e_1 - e_2) w_R \right] = q_{W\Sigma}^*,$$

$$\frac{\partial}{\partial l} (\rho_m w_m) = 0,$$
(9)

$$e_m = \sum_{k=1,2} \varphi_k \rho_k e_k / \rho_m; \qquad q_{W\Sigma}^* = \sum_{k=1,2} q_{Wk}^*; \qquad q_{W\Sigma}^* = 4 / d_{BH} \alpha_{\phi p} (T_{C\Gamma} - T_S).$$
где

Коэффициент теплоотдачи при развитом кипении фреонов определяется по зависимости [15]

$$\alpha_{\phi p} = c_0 q^{0.75} f(\pi) (R_{\rm m}/R_{\rm ex})^{0.2};$$

$$c_0 = 550 (P_{\rm \kappa p} \cdot 10^{-5})^{1/4} T_{\rm \kappa p}^{-7/8} M_{\phi p}^{-1/8},$$
(10)

где $\pi = P/P\kappa p$; $f(\pi) = 0,14+(1,16+0,4/(1-\pi)) \pi$ при $0,003 \le \pi \le 0,95$; Rш – характеристика шероховатости данной поверхности; Rэт = 1 мкм.

По данным промышленных испытаний фреоновых испарителей термическое сопротивление загрязнений со стороны фреона можно принять (δ/λ) фр = 0,1·10⁻³ м²·K/Вт. При проведении расчетов на стадии эскизного проекта часто целесообразно пользоваться упрощенными математическими моделями. Такой является гомогенная равновесная модель [13]. Она соответствует условиям w1 = w2 = w_m, T1 = T2 = Ts, P1 = P2 и может быть получена из системы уравнений равновесной модели со скольжением фаз при w_R = 0 в следующем виде:

$$\frac{\partial}{\partial l} (\rho_m w_m) = 0;$$

$$\frac{\partial}{\partial l} (\rho_m w_m^2) + \frac{\partial P}{\partial l} = -\tau_{W\Sigma}^*;$$

$$\rho_m w_m \frac{\partial e_m}{\partial l} = q_{W\Sigma}^*.$$
(11)

При hk» $w_k^2/2$ (что имеет место в большинстве случаев) расчет по математической модели (11) сводится к общепринятой инженерной методике [16] с проверкой условия термодинамического равновесия по выражению (4) и с расчетом паросодержания с помощью соотношения

$$\varphi(z) = \frac{\pi d_H}{L} \int_{l_0}^{l} q_{W\Sigma} dl , \qquad (12)$$

где z₀ – координата начала развитого кипения.

Теплообмен для воды и фреона на экономайзерном участке и участке перегрева определяется по формуле Михеева [17]

$$Nu = 0.021 \text{ Re}^{0.8} \text{Pr}^{0.43}$$
(13)

Для численной реализации область изменения температуры горячего теплоносителя (вода) ΔTr Є [Tr.вx, Tr.вых] делится на элементарные участки ΔTri , связанные с отрезками длины парогенератора Δli . Баланс тепла на отрезке Δli определяется соотношением

$$\mathbf{G}_{\mathbf{r}}\Delta\mathbf{h}_{\mathbf{r}\mathbf{i}} = \mathbf{G}_{\mathbf{x}}\Delta\mathbf{h}_{\mathbf{x}\mathbf{i}} = \mathbf{q}_{\mathbf{i}} \quad , \tag{14}$$

из которого находится ΔTxi . Длина отрезка рассчитывается следующим образом:

$$\Delta l_{i} = \frac{q_{i}}{k_{i}\delta\overline{T}_{i}\pi d_{H}};$$

$$|k_{i} = \frac{1}{\frac{1}{\alpha_{xi}}\frac{d_{H}}{d_{BH}} + \frac{d_{H}}{2\lambda_{cT}}\ln\frac{d_{H}}{d_{BH}} + \left(\frac{\delta}{\lambda}\right)_{\phi p} + \frac{1}{\alpha_{Ti}}},$$
(15)

где $\delta \overline{T}_i$ – средний температурный напор на отрезке Δli .

Паросодержание потока определяется с помощью выражения, полученного из зависимости (10) то *т*

$$\varphi(l_i) = \frac{\pi d_H}{L} \sum_{m=1}^{r} q_m \Delta l_m \,. \tag{16}$$

Гидравлическое сопротивление без учета смены режимов течения рассчитывалось по формуле

$$\Delta P_{TP} = \left[1 + \overline{\psi} \left(\frac{\rho'}{\rho''} - 1 \right) \right] \xi_0 \frac{w_0^2}{2} \frac{l}{d}, \tag{17}$$

где ζ_0 - коэффициент сопротивления потока жидкости; w₀ – скорость циркуляции; ψ – коэффициент, учитывающий влияние структуры потока, определяемый по номограмме [16].

Проведенные расчеты парогенератора показали, что течение фреона-113на испарительном участке удовлетворяет термодинамическому равновесию $(T' - T_s(P) \le 0.6K)$. Результаты расчетов приведены в табл. 3.

Параметр	Значение
Общее число труб, шт.	721
Размер труб, мм	10x1
Длина трубного пучка, м	13,2
Шаг труб по равностороннему треугольнику, мм	16
Потери давления на трение по горячей стороне, МПа	0,088
Потери давления на трение по холодной стороне, МПа	0,098
Масса трубного пучка, кг	2300

Список использованных источников

- 1. Шадрин, А.П. Атомные электростанции на Крайнем Севере / А.П. Шадрин. Якутск, 1983. 44с.
- 2. Соколов, Е.Х. Энергетические основы трансформации тепла и процессов охлаждения / Е.Х. Соколов, В.М. Бродянский. М.: Энергия, 1981. 320 с.
- 3. Томаковская, В.Ф. Фреоны. Свойства и применение / В.Ф. Томаковская, Б.Е. Колотова. Л.: Химия, 1970. – 182 с.
- 4. Коррозия и защита химической аппаратуры, под ред. А.И. Сухотина. Л.: Химия, 1970. 308 с.
- 5. Немцев В.А. Математическая модель динамики парового пузыря в объеме химически реагирующего раствора / В.А. Немцев, А.М. Черкашин. Минск, 1998. 33 с. (Препринт / Нац. акад. наук Республики Беларуси, Ин-т проблем энергетики; ИПЭ-38).
- Scriven, L.E. On the dynamics of phase growth / L.E. Scriven //Chem. Eng. Science Genie chimigall. - 1959. - Vol. 10, N 1. - P. 1–13.
- 7. Нигматулин, Р.И. Влияние взаимодействия включений в газожидкостной смеси на межфазный теплообмен / Р.И. Нигматулин, А.Е. Крошилин, В.Е. Крошилин // Теплофизика высоких температур. 1979. Т. 17, № 4. С. 804–812.
- 8. Крошилин, А.Е. Влияние относительного движения и объемной концкентрации пузырей на межфазный теплообмен в парожидкостных средах / А.Е. Крошилин, В.Е. Крошилин, Р.И. Нигматулин // Теплофизика высоких температур. 1984. Т. 22, № 2. С. 355–362.
- 9. Solbrig, C.W. Heat Transfer and friction correlations required to describe steam-water behavior in nuclear safety studies / C.W. Solbrig // AIChE Symp. Ser. 1978. Vol. 74, N 1. P. 100–128.
- Беспалов, А.А. О дроблении газовых пузырей сверхкритического радиуса в турбулентном потоке жидкости / А.А. Беспалов, И.И. Морозов // Динамика машин и рабочих процессов. – Москва, 1975. – №162. – С. 65–69.
- 11. Теория тепломассообмена; под ред. А.Н. Леонтьева. М.: Высш. школа, 1979. 496 с.

- 12. Мойссис, Р. К вопросу о гидродинамических переходах при пузырьковом кипении / Р. Мойссис, Беренсон // Теплопередача. Серия С. 1963. Т. 85, № 3. С 39–50.
- 13. Кузнецов, Ю.Н. Теплообмен в проблеме безопасности ядерных реакторов / Ю.Н. Кузнецов. М.: Энергоатомиздат, 1989. 296 с.
- 14. Делайе, Дж. Теплообмен и гидродинамика в атомной и тепловой энергетике / Дж. Делайе, М. Гио, М. Ритмюллер. М.: Энергоатомиздат, 1984. 438 с.
- 15. Данилова, Г.И. теплообменные аппараты холодильных устанговок / Г.И. Данилова, С.И. Богданов. Л.: Машиностроение, 1986. 304 с.
- 16. Руководящий технический материал. Оборудование теплообменное АЭС. Расчет тепловой и гидравлический: РТМ.108.031.05-84. Л.:НПО ЦКТИ, 1986. 200 с.
- 17. Михеев, М.А. Основы теплопередачи / М.А. Михеев, И.М. Михеева. М.: Энергия, 1973.– 320 с.

Н.А. Маковская, А.А. Баклай, Т.Г. Леонтьева

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси, Минск, Республика Беларусь

ИССЛЕДОВАНИЕ ГЛИНИСТЫХ МАТЕРИАЛОВ РЕСПУБЛИКИ БЕЛАРУСЬ ДЛЯ ВОЗМОЖНОГО ИСПОЛЬЗОВАНИЯ В СОСТАВЕ ИНЖЕНЕРНЫХ БАРЬЕРОВ ПУНКТА ЗАХОРОНЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ БЕЛОРУССКОЙ АЭС

Значительная роль при решении проблем долгосрочной изоляции и захоронения радиоактивных отходов (РАО) отводится инженерным барьерам безопасности (ИББ), материалы и конструкция которых должны обладать свойствами, обеспечивающими безопасные условия захоронения РАО на долгосрочную перспективу (сотни и тысячи лет). В течение этого времени их свойства и характеристики должны быть надежно предсказуемы и поддаваться оценке.

Глинистые материалы, благодаря их уникальным свойствам, являются чрезвычайно перспективными для применения в качестве материалов ИББ пункта захоронения радиоактивных отходов (ПЗРО) Белорусской АЭС [1]. Несмотря на широкое распространение глин в природе, выбор глинистых материалов для инженерных барьеров еще на проектной стадии разработки ПЗРО должен обязательно включать аналитическую работу по оценке и отбору месторождений, подходящих по запасам, логистике и качеству материала. При отсутствии аналитической проработки по изучению свойств и применению глин для захоронения РАО могут быть предложены недостаточно проработанные и обоснованные проектные решения, так как в проекты могут быть заложены характеристики материалов, которые не могут быть достигнуты или проконтролированы, и излишний консерватизм проектных решений приведет к удорожанию создаваемого объекта. Проектировщик, как правило, не имеет точной информации о характеристиках применяемых материалов, поэтому при расчетах использует литературные данные, не всегда отражающие свойства заданного материала. В результате подрядчик, не получивший в проектной документации требований к материалу ИББ, при закупке будет ориентироваться на поставщиков, предложивших более низкие цены на материал. Данная проблема в разработке и испытании глинистых материалов в качестве ИББ является комплексной и обусловлена несовершенством нормативной технической базы по применению материалов на основе глин на объектах атомной отрасли в Российской Федерации [2-4], в том числе и нашей стране.

Следует отметить, что в НП-055-14 [5], Нормах и правилах по обеспечению ядерной и радиационной безопасности [6] и в других нормативных документах отсутствуют конкретные требования и рекомендации по выбору барьерных материалов и их характеристикам. Далее на примерах рассмотрим, выбор барьерных материалов в Российской Федерации с учетом этих требований. В открытом доступе на официальных ресурсах находятся материалы обоснования лицензий на строительство и эксплуатацию приповерхностных пунктов захоронения радиоактивных отходов (ППЗРО), строительство которых выполнено или планируется в различных городах Российской Федерации [2, 3]. В табл. 1 представлены материалы, планируемые к использованию в составе подстилающего и покрывающего экранов при строительстве ПЗРО в России и Беларуси [7]. Расположение слоев различных материалов приведено снизу вверх.

Из табл. 1 видно, что в проектной документации на сооружение ППЗРО не всегда содержатся требования к глинистым материалам, используемым в составе ИББ. Так, требования к природе или минеральному составу глины, толщине слоя и коэффициенту уплотнения не указаны. При использовании таких важных показателей изоляционных свойств, как коэффициенты фильтрации, необходимо указывать, при каком уплотнении получали (или требуется получить) данные значения, так как один и тот же материал будет обладать различной гидроизоляцией при различной степени уплотнения. Проектировщиком часто указываются

только качественные характеристики или название минерала, что не является достаточным для того, чтобы корректно сформировать техническое задание на поставку барьерного материала и проводить его входной контроль. Таким образом, выбор конкретных материалов и установление требований и характеристик, предъявляемых к ним, должен осуществляться на стадии проектирования ПЗРО.

ИББ	г. Новоуральск 1 очередь	г. Новоуральск 2 очередь	г. Озерск	г. Северск	Белорусская АЭС
Подсти- лающий экран	Нет данных	Глиняный экран (толщина 0,5 м) и бентонитовые маты	Глиняный экран (толщина 0,5 м) и тонитовые маты	Жирная мятая глина (толщина 0,5 м)	Песок, сорбционный слой из уплотненной глины (толщина 0,3 м), сорбционный слой из суглинка (для ОНАО) защитный слой из песка, бетон
Покрыва- ющий экран	Глина (толщина 1,0 м), песчано-гравийная смесь, дробленый камень, почвенно- растительный покров		Бентонитовые маты, песок, слой уплотненной глины или суглинка (толщина 0,5 м), бентонитовые маты, дренажный слой, почвенно- растительный слой	Песок, бентонитовое покрывало (BFG 5000), полиэтилен высокой плотности, бентонитовое покрывало (BFG 5000), песок, щебень, песчано- гравийная смесь, плодородный слой земли	

Таблица 1. Выбор глинистых материалов в проектах ППЗРО [2-4]

Целью данной работы является установление перечня ключевых показателей качества и пригодности добываемого в Беларуси глинистого сырья для использования в составе подстилающего экрана ПЗРО Белорусской АЭС.

В результате разработки концептуального проекта ПЗРО Белорусской АЭС [7] определено строительство приповерхностного ПЗРО для очень низкоактивных, низкоактивных и среднеактивных РАО 3-го и 4-го класса опасности в районе размещения АЭС после ввода ее в эксплуатацию. Основные защитные функции от проникновения радионуклидов в окружающую среду выполняет система защитных барьеров, включающая в себя как естественный барьер (геологическая среда), так и инженерные барьеры безопасности. В качестве долговечных слабопроницаемых или непроницаемых материалов для сооружения подстилающего и покрывающего экранов ПЗРО предлагается использовать глину, суглинок, бентонитовые маты или бентонитовое покрывало (табл. 1).

Как уже было отмечено, в Республике Беларусь отсутствуют показатели (критерии) для глинистых материалов, позволяющие оценить возможность их использования в составе защитных барьеров ПЗРО. Анализ европейского и российского опыта использования глин в качестве глиняного экрана при захоронении РАО 3-го, 4-го классов для проектируемых в настоящее время ППЗРО в г. Северск и г. Озерск (Россия) позволил определить основные свойства глины в составе подстилающего экрана ПЗРО [2, 3, 8]. Материал защитного барьера должен иметь:

- низкую гидравлическую проводимость (коэффициент фильтрации);
- способность сорбировать радионуклиды, т. е. иметь достаточную сорбционную емкость;
- способность набухать и иметь пластичность, что способствует герметизации (самозалечивание) трещин;
- обладать долговечностью, т. е. сохранять свойства в течение предусмотренного времени под действием давления и геохимических условий во вмещающей окружающей среде.
- снижать гидравлические и миграционные характеристики окружающей среды, измененной в результате создания ППЗРО.

Выполнение каждой из указанных функций является важным качеством глинистых материалов, как защитных барьеров, для надежной изоляции РАО.

Из перечисленных свойств барьерного (сорбционного) слоя из глины определен перечень основных показателей для оценки и отбора глинистых материалов, пригодных для использования в составе подстилающего экрана ПЗРО, к которым относятся:

- число пластичности для глин в составе подстилающего экрана должно быть не менее 20, для суглинков не менее 7;
- коэффициент фильтрации для глин в уплотненном состоянии не менее 10⁻⁵ м/сут; для суглинков 10⁻²–10⁻³ м/сут;
- общее содержание глинистой фракции (размер частиц <0,005 мм) для глин не менее 50 %, для суглинков менее 50 %;
- содержание минерала монтмориллонита для глин не менее 30 %, для суглинков не нормировано;
- катионная обменная емкость для глин не менее 20 мг-экв/100 г, для суглинков не нормировано.

В перечень месторождений глин и суглинков Республики Беларусь с запасами полезного ископаемого не менее 300 тыс. м³ вошли три категории месторождений: разрабатываемые или эксплуатируемые, законсервированные и резервные месторождения, подготовленные к промышленному освоению и не требующие проведения детальных геологоразведочных работ. На основании анализа геологической информации и фактического состояния карьеров (масштаб проводимых работ на разрабатываемых, резервных и законсервированных месторождениях республики) выбраны 13 разрабатываемых месторождений глин и суглинков, используемых в настоящее время для кирпичного, черепичного и цементного производства. Для наглядности и анализа экономических и логистических затрат по доставке глинистого материала к месту предполагаемого строительства ПЗРО (Островецкий р-н, Гродненская обл.) составлена схема расположения разрабатываемых (эксплуатируемых) месторождений в республике и определено «плечо доставки». В результате установлено, что ни одно из эксплуатируемых месторождений глин и суглинков не попадает в 70-км зону Белорусской АЭС.

При отборе месторождений глинистых материалов были определены следующие критерии:

- наличие эксплуатации и промышленной добычи природного сырья из месторождения на момент анализа;
- запасы сырья месторождения не менее 300 тыс. м³;
- качество сырья (число пластичности, содержание тонкодисперсной фракции частиц (<0,001 мм) не менее 30–50 % и минимальное содержание неглинистых минералов карбонатов).

Для оценки и отбора перспективных месторождений глинистых материалов использован качественный показатель полезного ископаемого – число пластичности. Данный показатель характеризует степень глинистости грунта, т.е. содержание глинистых частиц и их свойства (гидрофильность, степень дисперсности). Согласно требованиям, предъявляемым к глинистым материалам для их использования в составе глиняного экрана ППЗРО, число пластичности для глины должно быть не менее 20, для суглинков, используемых в составе подстилающего экрана ППЗРО траншейного типа, – не менее 7. Данным требованиям отвечают глины месторождений «Городное» Брестской обл., «Кустиха» и «Марковское» Гомельской обл., а также суглинки

месторождений «Фанипольское» Минской обл. и «Крупейский сад» Гомельской обл.

Установлено, что наиболее перспективными для использования в составе подстилающего экрана являются глинистые материалы с высоким содержанием монтмориллонита, иллита и смешаннослойных минералов (монтмориллонит-иллит).

Таким образом, по результатам анализа геологической информации и установленным основным показателям качества и пригодности глинистых материалов для использования в составе подстилающего экрана ПЗРО сформирован перечень эксплуатируемых месторождений глинистых материалов Республики Беларусь, который включает в себя 11 месторождений глин Минской, Витебской, Гомельской и Гродненской области, а также 2 месторождения суглинков Минской и Гомельской области. Из данных 13 разрабатываемых месторождений отобраны образцы глинистых материалов, для которых в дальнейшем будут определены их физико-химические свойства и определена возможность их использования в составе глиняного экрана при сооружении ПЗРО Белорусской АЭС.

Список использованных источников

- Об утверждении Стратегии обращения с радиоактивными отходами Белорусской атомной электростанции [Электронный ресурс]: постановление Совета Министров Респ. Беларусь, от 02 июня 2015 г. № 460 // Национальный правовой Интернет-портал Республики Беларусь. – Режим доступа: http://minenergo.gov.by/wp-content/uploads/C21500460_1433538000.pdf. – Дата доступа: 15.03.2019.
- 2. Линге, И.И. О системных мерах по расширению применения материалов на основе глин на объектах атомной отрасли / И.И. Линге, А.Ю Иванов, К.С. Казаков // Радиоактивных отходы. 2018. № 4(5). С. 33–41.
- 3. Современное состояние в разработках и использовании глинистых материалов в качестве инженерных барьеров безопасности на объектах консервации и захоронения радиоактивных отходов в России / О.А. Ильина [и др.] // Радиоактивных отходы. 2019. № 4(9). С. 71–84.
- 4. 4 Савоненков, В.Г. Глины как геологическая среда для изоляции радиоактивных отходов / В.Г. Савоненков, Е.Б. Андерсон, С.И. Шабалев. СПб.: ИД «Инфо Ол», 2012. 216 с.
- 5. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования безопасности»: НП-055-14; утв. приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору Российской Федерации от 22.08.2014 № 379. М., 2014. 53 с.
- 6. Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования безопасности. Нормы и правила по обеспечению ядерной и радиационной безопасности; утв. пост. М-ва по чрезвычайным ситуациям Респ. Беларусь от 20.01.2012 № 7 (в редакции пост. М-ва по чрезвычайным ситуациям Респ. Беларусь от 05.06.2018 № 38) [Электронный ресурс] // Госатомнадзор. Режим доступа: https://gosatomnadzor.mchs.gov.by/upload/iblock/602/np-yarb-zakhoroneniye-rao.pdf. Дата доступа: 12.03.2019.
- Разработать концептуальный проект пункта захоронения (хранения) радиоактивных отходов (кроме высокоактивных), образующихся в процессе эксплуатации и вывода из эксплуатации Белорусской АЭС, на основе референтных технологий и существующих проектов. ГП «Наукоемкие технологии и техника» на 2016–2020 годы, подпрограмма 6 «Научное сопровождение развития атомной энергетики в Республике Беларусь»: отчет о НИР (заключ.) / Научное учреждение «ОИЭЯИ – Сосны»; науч. рук. М.Л. Жемжуров. – Минск, 2018. – 411 с. – Инв. № 1860. – № ГР 20162228.
- 8. Обзор зарубежных практик захоронения ОЯТ и РАО / Н.С. Цебаковская [и др.]; под ред. И.И. Линге, Ю.Д. Полякова. М.: Комтехпринт, 2015. 208 с.

Н.А. Маковская, А.А Баклай, Т.Г. Леонтьева

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси, Минск, Республика Беларусь

ИССЛЕДОВАНИЕ СОРБЦИИ ¹³⁷СS И ⁸⁵SR ПЕРСПЕКТИВНЫМИ БЕЛОРУССКИМИ ГЛИНАМИ И СУГЛИНКАМИ ДЛЯ ИХ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ В СОСТАВЕ ИНЖЕНЕРНЫХ БАРЬЕРОВ ПУНКТА ЗАХОРОНЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ БЕЛОРУССКОЙ АЭС

Введение

Использование специальных глин для нужд атомной отрасли представляет собой очень широкое перспективное, но пока мало проработанное поле научно-практической деятельности, которое должно быть ориентировано, в том числе, на создание новых технологий и материалов на основе глин, обеспечивающих надежную изоляцию радиоактивных отходов (РАО). При строительстве конкретного объекта хранения/захоронения РАО определяются основные характеристики и состав инженерных барьеров, удовлетворяющие требованиям соблюдения безопасности захораниваемых РАО [1, 2].

В рамках научно-исследовательских работ проведен анализ физико-химических свойств добываемых в Республике Беларусь глинистых материалов и их соответствия критериям качества глин и суглинков, пригодных для использования в составе подстилающего экрана и засыпки траншей пункта захоронения радиоактивных отходов (ПЗРО). Из полученных данных установлено, что качество белорусских глинистых материалов по изученным физико-химическим свойствам не уступает аналогичным показателям качества российских природных (небентонитовых) глин, которые используются компанией «Росатом» для целей приповерхностного захоронения РАО.

Анализ результатов экспериментальных данных показал, что оптимальными по качеству и пригодности в составе подстилающего экрана ПЗРО являются белорусские глины из месторождений «Городное» Брестской области, «Кустиха» и «Марковское» Гомельской области. Перспективными суглинками для использования при засыпке траншей ПЗРО по физико-химическим показателям являются месторождения «Фанипольское» Минской области и «Крупейский сад» Гомельской области.

Целью данной работы является изучение сорбции радионуклидов ¹³⁷Cs и ⁸⁵Sr образцами глинистых материалов выбранных месторождений и определение наилучших среди них по сорбционным показателям.

Объекты и методы исследований. Объектами исследований являются образцы глинистых материалов из перечисленных выше месторождений, удовлетворяющие по качеству требованиям кглиняному сырью, пригодному для захоронения РАО. Дополнительно для сравнения исследованы образцы бентонитовых глин из месторождений «Острожанское» (Республика Беларусь) и «10-й Хутор» (Хакасия, Российская Федерация). Бентонитовая глина из месторождения «10-й Хутор» используется группой компаний «Бентонит» при изготовлении бентонитсодержащих смесей, буферных засыпок, бентонитовых матов, предназначенных для приповерхностного и глубинного захоронения РАО.

Кинетику сорбции ¹³⁷Cs и ⁸⁵Sr (зависимость сорбции ¹³⁷Cs и ⁸⁵Sr от времени) образцами глинистых материалов изучали в условиях ограниченного объема при температуре 20 ± 2 °C с использованием в качестве раствора дистиллированной воды. Навеску образца глинистого материала перемешивали с радиоактивным раствором ¹³⁷Cs или ⁸⁵Sr с удельной активностью 1,5 · 10⁶ или 1,7 · 10⁶ Бк/л соответственно. Через заданные промежутки времени (1, 3, 7, 14, 21 и 30 сут) жидкую и твердую фазы разделяли центрифугированием (10000 об/мин, 10 мин) и фильтрованием через бумажный фильтр «синяя лента». В полученном фильтрате определяли удельную активность ¹³⁷Cs и ⁸⁵Sr прямым спектрометрическим методом по линии Е $\gamma = 662$ кэВ

 (^{137}Cs) и E $\gamma = 514$ кэB (^{85}Sr) с использованием универсального спектрометрического комплекса РУС-91М. Повторность опытов трехкратная.

Степень сорбции (S, %) радионуклидов ¹³⁷Сs и ⁸⁵Sr рассчитывали по формуле

$$S = \frac{A_0 - A_p}{A_0} \cdot 100 \,\%,\tag{1}$$

где A_0 и A_p – соответственно исходная и равновесная активность радионуклида ¹³⁷Cs или ⁸⁵Sr в растворе, Бк/л.

Для количественной характеристики распределения радионуклида ¹³⁷Cs и ⁸⁵Sr в системе «твердая фаза – раствор» широко используемым параметром является коэффициент распределения (Kd, л/кг), равный отношению равновесных концентраций радионуклида ¹³⁷Cs или ⁸⁵Sr в твердой и жидкой фазах глинистого материала. Коэффициент распределения ¹³⁷Cs или ⁸⁵Sr определяли по формуле

$$K_d = \frac{A_0 - A_p}{A_p} \cdot \frac{V}{m},\tag{2}$$

где $A_0 u_A p$ – соответственно исходная и равновесная удельная активность радионуклида ¹³⁷Cs или ⁸⁵Sr в растворе, Бк/л; V – объем раствора, л; m – масса образца, кг.

Коэффициент распределения является основным параметром, который экспериментально определяет задерживающие (барьерные) свойства глинистых материалов и широко используется в расчетных формулах и моделях миграции радионуклидов. В качестве инженерных барьеров используются глины, которые имеют максимальную способность удерживать и поглощать радионуклиды. К ним относятся глинистые минералы группы монтмориллонита или бентонитовые глины [3].

Результаты исследований сорбции ¹³⁷Сs

Анализ данных, полученных в результате исследования сорбционных свойств природных глин из месторождений «Городное» «Кустиха» и «Марковское» и суглинков из месторождений «Фанипольское» и «Крупейский сад» в отношении радионуклида ¹³⁷Cs показал следующие результаты:

- Наибольшие значение коэффициента распределения (Kd) ¹³⁷Cs наблюдается для образца глины из месторождения «Городное» (2,6 · 10⁴ л/кг), а наименьшее – для образца бентонитовой глины месторождения «10-й Хутор» (2,6 · 10³ л/кг). В порядке уменьшения значений Kd ¹³⁷Cs исследованные образцы глин можно расположить по месторождениям следующим образом: «Городное» > «Марковское» > «Острожанское» > «Кустиха» > «10-й Хутор». Для суглинков из месторождений «Фанипольское» и «Крупейский сад» значения Kd составляют 3,8 · 10⁴ и 8,5 · 10³ л/кг соответственно.
- 2. При продолжительном контакте растворов ¹³⁷Cs с образцами глинистых материалов происходит перераспределение в твердой фазе содержания подвижных и неподвижных (фиксированных) форм ¹³⁷Cs с увеличением доли последних. Установлено, что содержание подвижных форм ¹³⁷Cs с увеличением времени взаимодействия раствора ¹³⁷Cs и глинистого материала уменьшается для всех исследованных глинистых материалов и соответственно возрастает содержание неподвижных (фиксированных) форм ¹³⁷Cs. Это свидетельствует о том, что с течением времени фиксация ¹³⁷Cs на глинистых материалах увеличивается, т.е. в составе подстилающего экрана глинистый материал будет обладать высокими противомиграционными свойствами.
- 3. Наибольшей фиксирующей способностью по отношению к ¹³⁷Cs обладает глина месторождения «Марковское» (содержание фиксированной (остаточной) формы ¹³⁷Cs 93,8% от сорбированного ¹³⁷Cs), а наименьшей бентонитовая глина месторождения «10-й Хутор», Россия (содержание фиксированной (остаточной) формы ¹³⁷Cs 70,6 % от сорбированного ¹³⁷Cs). Среди исследованных образцов суглинка большей фиксирующей ¹³⁷Cs(содержание остаточной формы ¹³⁷Cs 93,7 % от сорбированного ¹³⁷Cs).

Следовательно, по уменьшению фиксирующей способности ¹³⁷Cs глинистые материалы можно расположить в ряд по месторождениям:

- глины месторождений: «Марковское» > «Острожанское» > «Городное» > «Кустиха» > «10-й Хутор»;
- суглинки месторождений: «Крупейский сад» > «Фанипольское».
- 4. Несмотря на схожий минеральный состав, глины различных месторождений имеют различные сорбционные характеристики при высоких и низких концентрациях цезия в растворе. Установлено, что коэффициент распределения при сорбции цезия образцами глинистых материалов из водного раствора в следовых концентрациях ¹³⁷Cs+ (3,5 ⋅ 10⁻⁹ моль/л эквивалентно 1,5 ⋅ 10⁶ Бк/л) в 2–70 раз выше, чем при высоких концентрациях ¹³⁷Cs+ и Cs+ (10⁻³ моль/л эквивалентно 4,35 ⋅ 10¹¹ Бк/л). Имитацию высокой активности цезия в растворе осуществляли с использованием неактивного катиона Cs+ (CsNO₃).

По уменьшению сорбционной способности (Kd) в отношении катионов ¹³⁷Cs+ и Cs+ при разных их концентрациях в водном растворе изученные образцы глинистых материалов расположились в следующей последовательности:

- при следовых концентрациях ¹³⁷Cs+ (3,5 · 10⁻⁹ моль/л) в водном растворе:
 -глины месторождений: «Городное» > «Марковское» > «Острожанское» > «Кустиха» > «10-й Хутор»;
- суглинки месторождений: «Фанипольское» > «Крупейский сад»:
 - -при высоких концентрациях ¹³⁷Cs+ и Cs+ (10⁻³ моль/л) в водном растворе;
- глины месторождений: «10-й Хутор» > «Острожанское» > «Городное» > «Кустиха» > «Марковское»;
- суглинки месторождений: «Фанипольское» > «Крупейский сад».

Таким образом, глины месторождений «Кустиха», «Городное» и «Марковское» обладают высокими сорбционными свойствами в отношении радионуклида ¹³⁷Cs, поскольку значения степени сорбции ¹³⁷Cs из водного раствора составляют около 99 %, а значения коэффициента распределения ¹³⁷Cs составляют порядка 10⁴ л/кг.

Результаты исследований сорбции ⁸⁵Sr

Анализ результатов, полученных при исследовании сорбционных свойств глинистых материалов в отношении радионуклида ⁸⁵Sr, показал следующее:

- Наибольшее значение коэффициента распределения (Kd) ¹³⁷Cs наблюдается для образца глины из месторождения «Городное» (≈104 л/кг), а наименьшее – для образца бентонитовой глины месторождения «10-й Хутор» ≈103 л/кг). В порядке уменьшения значений Kd ¹³⁷Cs исследованные образцы глин можно расположить по месторождениям следующим образом: «Городное» > «Марковское» > «Острожанское» > «Кустиха» > «10-й Хутор». Для суглинков из месторождений «Фанипольское» и «Крупейский сад» значения Kd составляют ≈104 и ≈103 л/кг соответственно.
- 2. Образцы глин по уменьшению сорбционной способности по отношению к⁸⁵Sr при его высоких концентрациях в водном растворе можно расположить в следующий ряд по месторождениям: «10-й Хутор» > «Острожанское» > «Кустиха» > «Городное» ≈ «Марковское».
- 3. Рассчитанные значения коэффициента распределения (Kd) при следовых концентрациях ⁸⁵Sr₂+ (2,3 · 10–11 моль/л) в водном растворе, показали, что:

– наибольшее значение Kd ⁸⁵Sr наблюдается для образца глины из месторождения «Марковское» (3,3 · 10⁴ л/кг), а наименьшее – для образца глины месторождения «Кустиха» (2,8 · 10³ л/кг);

– в порядке уменьшения значений Kd⁸⁵Sr исследованные образцы глин можно расположить в ряд по месторождениям: «Марковское» > «Городное» ≈ «Острожанское» > «10-й Хутор» > «Кустиха». Для суглинков из месторождений «Фанипольское» и «Крупейский сад» значения Kd⁸⁵Sr составляют 2,5 · 10³ и 1,5 · 10³ л/кг соответственно.

4. При высоких концентрациях 85 Sr₂+ и Sr₂+ (10⁻³ моль/л) в водном растворе:

– наибольшее значение Kd установлено для образца глины из месторождения «10-й Хутор» (6,0 · 10³ л/кг), а наименьшее – для образцов глин месторождений «Кустиха», «Городное», «Марковское», которые имеют схожие низкие значения коэффициента распределения ⁸⁵Sr (2,3–2,6 · 10² л/кг);

– для суглинков наибольшее значение коэффициента распределения ⁸⁵Sr₂+ и ⁸⁵Sr+ наблюдается для образца суглинка месторождения «Крупейский сад» (1,4 · 10³ л/кг).

5. Таким образом, экспериментально полученные значения коэффициента распределения стронция для образцов глинистых материалов из водного раствора при следовых концентрациях 85 Sr₂+ (2,3 · 10⁻¹¹ моль/л) в 11–142 раза выше, чем при высоких концентрациях 85 Sr₂+ и Sr₂+ (10⁻³ моль/л).

6. При оценке сорбционной способности глин как потенциального материала системы инженерных барьеров ПЗРО важно учитывать наличие двух основных механизмов сорбции ⁸⁵Sr – ионообменной сорбции, когда поглощенные радионуклиды находятся в состоянии динамического равновесия с водорастворимыми формами радионуклидов, и необменной сорбции, в результате которой ⁸⁵Sr фиксируется глинами.

7. Полученные результаты по распределению подвижных и неподвижных форм ⁸⁵Sr от времени показывают, что преобладающим механизмом сорбции ⁸⁵Sr на образцах глинистых материалов является ионный обмен (содержание обменных форм ⁸⁵Sr составляет 60–85 %, на долю необменных (фиксированных) форм ⁸⁵Sr приходится 15–40 %). С увеличением времени взаимодействия радионуклида ⁸⁵Sr и глинистого материала содержание неподвижных (фиксированных) форм ⁸⁵Sr повышается, выходя на стационарный уровень, и далее не изменяется (быстрая фиксация ⁸⁵Sr). Время выхода фиксированных форм ⁸⁵Sr на стационарный уровень составляет:

- 7 сут для образов бентонитовых глин месторождений «Острожанское» и «10-й Хутор»;
- 14 сут для образцов суглинка месторождений «Фанипольское» и «Крупейский сад»;
- 21 сут для образцов глин месторождений «Кустиха», «Городное» и «Марковское».

Наибольшей фиксирующей способностью по отношению к ⁸⁵Sr среди исследованных образцов глин обладает бентонитовая глина месторождения «10-й Хутор» (содержание фиксированной формы ⁸⁵Sr составляет 21,5 % от сорбированного ⁸⁵Sr), а наименьшей – глина месторождений «Городное» и «Марковское» (содержание фиксированной формы ⁸⁵Sr составляет 17,4 % от сорбированного ⁸⁵Sr).

Среди исследованных образцов суглинка большей фиксирующей способностью по отношению к ⁸⁵Sr обладает суглинок месторождения «Фанипольское» (содержание фиксированной формы ⁸⁵Sr составляет 31,4 % от сорбированного ⁸⁵Sr), что возможно связано с наличием оксидных пленок железа, алюминия, марганца на поверхности микрочастиц суглинка.

Таким образом, несмотря на относительно схожий минеральный состав, глины имеют различные сорбционные характеристики при высоких или низких концентрациях стронция в растворе. В порядке уменьшения сорбционной способности по отношению к ⁸⁵Sr₂+ и Sr₂+ при различных их концентрациях в водном растворе образцы изучаемых глинистых материалов можно расположить в следующей последовательности:

- при следовых концентрациях 85 Sr₂+ (2,3 \cdot 10⁻¹¹ моль/л) в водном растворе:
- глины месторождений: «Марковское» > «Городное» ≈ «Острожанское» > «10-й Хутор»
 > «Кустиха»;
- суглинки месторождений: «Фанипольское» > «Крупейский сад».
- при высоких концентрациях ⁸⁵Sr₂+ и Sr₂+ (10⁻³ моль/л) в водном растворе:
 - глины месторождений: «10-й Хутор» > «Острожанское» > «Кустиха» ></br/>«Городное» \approx «Марковское»;
 - суглинки месторождений: «Крупейский сад» > «Фанипольское».

При продолжительном контакте глинистых материалов с радионуклидами ¹³⁷Cs и ⁸⁵Sr происходит перераспределение между подвижными и неподвижными их формами с увеличением доли (более 90 %) фиксированных неподвижных форм ¹³⁷Cs для всех исследованных образцов глин и суглинков, а для ⁸⁵Sr с выходом неподвижной формы (фиксированной) на стационарный уровень, что будет способствовать снижению вероятности миграции радионуклидов ¹³⁷Cs и ⁸⁵Sr за пределы ПЗРО.

В результате проведенных исследований по выбранному критерию (степень сорбции радионуклидов ¹³⁷Cs и ⁸⁵Sr из водного раствора) наилучшими сорбционными показателями в отношении ¹³⁷Cs и ⁸⁵Sr при их низких (следовых) концентрациях обладают белорусские глины месторождений «Городное» Брестской области и «Марковское» Гомельской области и суглинок из месторождения «Фанипольское» Минской области. Полученные результаты в дальнейшем будут использованы для изучения влияния изменений гидрогеологических условий

(концентрации конкурирующих ионов в растворе, кислотности) на сорбцию радионуклидов ¹³⁷Cs и ⁸⁵Sr глинами, суглинком и выбора наилучших глинистых материалов с целью использования в составе подстилающего экрана ПЗРО Белорусской АЭС.

Список использованных источников

- 1. Линге, И.И. О системных мерах по расширению применения материалов на основе глин на объектах атомной отрасли / И.И. Линге, А.Ю Иванов, К.С. Казаков // Радиоактивных отходы. 2018. № 4(5). С. 33–41.
- 2. Современное состояние в разработках и использовании глинистых материалов в качестве инженерных барьеров безопасности на объектах консервации и захоронения радиоактивных отходов в России / О.А. Ильина [и др.] // Радиоактивных отходы. 2019. № 4(9). С. 71–84.
- 3. Савоненков, В.Г. Глины как геологическая среда для изоляции радиоактивных отходов / В.Г. Савоненков, Е.Б. Андерсон, С.И. Шабалев. СПб.: ИД «Инфо Ол», 2012. 216 с.

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси, Минск, Республика Беларусь

ЭФФЕКТИВНОСТЬ ТЕПЛООТВОДА В НЕЙТРОНООБРАЗУЮЩИХ МИШЕНЯХ ПОДКРИТИЧЕСКИХ ЯДЕРНЫХ СИСТЕМ, ОСНАЩЕННЫХ МИКРОКАНАЛАМИ

Одним их альтернативных вариантов установки для переработки радиоактивных отходов (РАО) может служить электроядерная энергетическая установка, использующая внешний источник нейтронов. Ядерные установки, использующие в качестве внешнего источника нейтронов высокоточный ускоритель протонов, получили название ADS (Accelerator Driven System – системы, управляемые ускорителями).

Исследования и разработки нейтронообразующих мишеней для ускорителя заряженных частиц связаны во многом с решением разнообразных теплофизических задач (процессы теплопроводности, конвективный и сложный теплообмен, теплообмен при химических и фазовых превращениях и т.д.).

Как правило, при конструировании узлов мишени стремятся увеличить площадь мишени и обеспечить по возможности ее прямой контакт со средой, способной отводить тепло. Одно из эффективных решений увеличения интенсивности охлаждения мишени – использование теплообменных устройств с характерным размером проходного сечения порядка и меньше величины капиллярной постоянной.

Теплообменные каналы с характерным размером проходного сечения порядка и меньше величины капиллярной постоянной успешно используются в современных технологических устройствах, обеспечивающих передачу больших тепловых потоков в ограниченном пространстве и объеме.

Несмотря на большое число работ по исследованию режимов течения и теплообмена однофазных и двухфазных потоков в трубах относительно большого диаметра, они не могут быть прямо использованы для течений в каналах с малым проходным сечением. Это обусловлено тем, что в каналах малого размера в условиях вынужденного течения в стесненных условиях влияние капиллярных сил становится преобладающим и определяет режим течения и, в конечном счете, теплообмен.

В настоящее время имеются в значительной степени противоречивые опытные данные по гидродинамике и режимам теплообмена в условиях вынужденной конвекции в капиллярных каналах, которые могут быть объяснены только в рамках совместного рассмотрения режимов течения и теплообмена [1–3].

В данной работе проведен анализ состояния экспериментальных и теоретических исследований теплообмена и гидродинамики ньютоновских жидкостей при течении в каналах с характерными размерами порядка и меньше капиллярной постоянной.

Гидродинамика течений в капиллярных каналах

Гидродинамике двухфазных течений в капиллярных каналах посвящено значительное число теоретических и экспериментальных работ. Формы течения в стесненных условиях весьма разнообразны из-за существенного проявления действия капиллярных сил, изменяющих традиционные режимы течения.

В литературе имеется различная классификация каналов по их проходным сечениям. Например, в работе [4] предложена следующая классификация каналов теплообмена по размерам гидравлического диаметра проходного сечения:

- микроканалы с характерным размером проходного сечения (10-200)·10⁻³ мм;
- миниканалы с характерным размером (200–3000) · 10⁻³ мм;
- конвективные каналы с характерным размером > 3 мм.

Другая классификация каналов, представленная авторами в работе [5], предусматривает введение мезо- и компактных каналов и устанавливает минимальный размер гидравлического диаметра для конвективного канала равным 6 мм (табл. 1).

Наименование канала	Гидравлический диаметр, мм
Микро	$(1-100) \cdot 10^{-3}$
Мезо	$(100-1000) \cdot 10^{-3}$
Компактный	1–6
Конвективный	> 6

Таблица 1. Классификация каналов теплообмена по размеру проходного сечения [5]

Отметим, что представленные выше классификации каналов не зависят от физических процессов, происходящих в каналах. В связи с этим возникает вопрос о критериальном описании границ переходов между режимами течения и определения областей влияния капиллярных, гравитационных, инерционных и вязких сил в двухфазных течениях.

В обзорной работе [3] авторы провели анализ капиллярных эффектов, сравнили их с влиянием других факторов при двухфазном течении в каналах, а также обосновали классификацию каналов по степени проявления капиллярности. Авторами данной работы выполнен анализ режимов двухфазных течений в цилиндрических трубах и капиллярах разного диаметра от 20 мкм до 255 мм, а также рассмотрены режимные карты двухфазного течения в каналах некруглого сечения. Подавляющая часть экспериментов была выполнена для газоводяных смесей.

В результате анализа опытных данных были выделены следующие базовые режимы двухфазных течений в цилиндрических каналах:

- раздельный режим течения, включающий гладкий и волновой подрежимы;
- прерывистый режим течения, включающий снарядный и пробковый подрежимы;
- переходной режим течения, включающий вспененный и псевдоснарядный подрежимы;
- кольцевой режим течения, включающий волновой подрежим, а также подрежим с кольцевым утолщением;
- дисперсный режим течения, включающий пузырьковый и капельный подрежимы.

Сравнение режимных карт двухфазного потока в цилиндрических каналах показало, что в зависимости от диаметра трубы существенно изменяются режимы течения в каналах.

Можно выделить следующие особенности течения двухфазного потока в круглых трубах в широком диапазоне изменения диаметра проходного сечения:

- в трубах с диаметром D > 12 мм изменение диаметра не приводит к существенному изменению границ режимов течения;
- для труб диаметром от 5 до 12 мм практически отсутствуют данные по режимам течения. Это переходная область от труб «большого» диаметра, где влияние капиллярных сил пренебрежимо мало, к капиллярным каналам;
- при изменении диаметра в диапазоне 100 мкм ≤ D ≤ 5000 мкм капиллярные эффекты оказывает значительное влияние на границы режимов течения. Раздельный режим течения вырождается в диапазоне 1000 мкм ≤ D ≤ 1600 мкм;
- в каналах с D ≤ 100 мкм обнаружен режим с кольцевым утолщением. Режимы течения определяются капиллярными силами, а влияние гравитации не проявляется.

Изменение режимов течения для большинства рассмотренных в обзорной работе [3] экспериментов определялось в первую очередь влиянием капиллярных и гравитационных сил, которое можно описать отношением диаметра канала D к величине капиллярной постоянной $l\sigma = (l\sigma/g(\rho f - \rho g))^{\frac{1}{2}}$, σ – коэффициент поверхностного натяжения жидкости, ρf , ρg – плотности жидкости и газа соответственно, g – ускорение свободного падения. В результате авторы обзорной работы предлагают следующую классификацию размеров каналов, представленную в табл. 2.

Учет относительного влияния вязких сил можно производить аналогичным образом. Однако имеющиеся опытные данные не позволяют это сделать, так как подавляющая часть экспериментов выполнены для газоводяных смесей.

В работе [6] авторы произвели учет относительного влияния инерционных сил. Была построена режимная карта течений для круглых каналов с показателем D/l_σ <5, т.е. рассматривалась область, где, согласно классификации [3], влиянием гравитационных сил можно пренебречь. В этом случае соотношение инерционных и капиллярных сил учитывалось посредством введения чисел Вебера, вычисленных по приведенным скоростям газа и жидкости.

Наименование каналов	Отношением диаметра канала к величине капиллярной постоянной, D/lo	Характеристика течения в канале
Конвективные (крупномасштабные)	$D/l\sigma > 5$	Отсутствует влияние капиллярных сил за счет кривизны канала
Гравитационно- капиллярные	$0,5 < D/l\sigma < 5$	Совместное влияние капиллярных и гравитационных сил, но гравитационные силы превосходят капиллярные. При D/lo = 0,5 происходит вырождение раздельного режима течения
Капиллярно- гравитационные (минимасштабные)	$0,1 < D/l\sigma < 0,5$	Совместное влияние капиллярных и гравитационных сил, когда капиллярные силы превосходят гравитационные
Капиллярные (микромасштабные)	$< D/l\sigma < 5.0,1$	Отсутствует влияние гравитационных сил. Определяющее влияние оказывают капиллярные эффекты

Таблица 2. К	Классификация	цилиндрических каналов	теплообмена	[3	Ī
--------------	---------------	------------------------	-------------	----	---

Была выделена область преимущественного влияния капиллярных сил, включающая пузырьковый, пробковый и снарядный режимы течения. Установлены две области преимущественного влияния инерционных сил: первая область включала в себя кольцевой и волнокольцевой режимы, вторая – дисперсный режим течения. Также была определена переходная область течения.

Для каналов некруглого поперечного сечения типичными режимами течения являются [1–3]:

- пузырьковый с мелкими пузырями;
- режим с тейлоровскими пузырями-снарядами (снарядный режим);
- ячеистый (вспененный) режим течения;
- кольцевой режим течения.

Характерные режимы течения восходящего потока воды и воздуха в кольцевом зазоре размером 680 мкм представлены в работе [7]. Показано, что режим с мелкими пузырями существует при высокой скорости жидкости, когда турбулентные пульсации в потоке разрушают крупные пузыри. В то же время при малых приведенных скоростях смеси мелкие пузыри объединяются и устойчивым становится снарядный режим течения. При приведенных скоростях воздуха больше 10 м/с волны на противоположных сторонах кольцевого канала смыкаются, что приводит к возникновению ячеистого режима течения с жидкими перемычками, стабилизированными капиллярными силами.

Непосредственно к кольцевым каналам примыкают течения в щелевых зазорах. Например, в работе [8] авторы исследовали характеристики двухфазного течения в узком вертикальном прямоугольном канале длиной 2000 мм и шириной 40 мм. Величина зазора изменялась в пределах от 1 до 5 мм. Для водовоздушного течения в работе представлена карта режимов и выделено четыре режима течения: пузырьковый, снарядный, вспененный и кольцевой. Авторы данной работы провели сравнение с вертикальной трубой и показали качественное соответствие между режимами течения.

Необходимо отметить, что анализ экспериментальных результатов, полученных разными авторами при исследовании двухфазных течений в прямоугольных каналах, показал, что в прямоугольных каналах карта течений качественно соответствует режимам течения в трубах, однако границы между режимами существенно отличаются [3].

В работе [9] исследовалось течение водовоздушного потока в прямоугольном канале с гидравлическим диаметром 5,36 мм и отношением сторон 0,725. Полученные данные сравнивались с результатами для труб с диаметром 5,5 мм. Показано, что принципиальное отличие между режимами течения в круглом и прямоугольном каналах появляется при переходе к дисперсному режиму в области высоких значений приведенной скорости жидкости. Раздельный режим течения наблюдался в круглом и прямоугольном каналах указанных размеров, но в последнем он возникал при существенно меньших значениях приведенной скорости газа.

Очевидно, что применение безразмерных критериев для описания двухфазного течения в прямоугольных каналах существенно усложняется. Здесь появляются два линейных размера, и в зависимости от их отношений существенно меняется картина процесса.

Значительное отличие для круглых каналов и каналов другой геометрии наблюдается при всплытии (опускании) снарядных пузырей в вертикальных каналах в условиях отсутствия течения жидкости. В последнее время были выполнены систематические исследования всплытия одиночных пузырей в капиллярных каналах. Например, в работе [10] показано, что в отличие от цилиндрических труб малого диаметра в прямоугольном тупиковом канале скорость пузырей в снарядном режиме течения не достигает нулевого значения. Отмечается, что если для вертикальных круглых каналов можно выделить область преобладающего влияния капиллярных сил (D/l σ < 6,5), определяемую условием прекращения всплытия пузырей, то в каналах иной геометрии в диапазоне исследуемых размеров всплытие пузырей не прекращается.

Интересными представляются результаты, представленные в работе [11]. Здесь, в частности, было проведено исследование свободного всплытия пузырьков жидкости R21 в вертикальных прямоугольных каналах с одним из размеров меньше капиллярной постоянной. Было показано, что в отличие от круглых каналов в прямоугольном канале пузырьки всплывают практически всегда из-за течения жидкости в углах канала. При этом капиллярные силы при прохождении пузыря формируют на стенках канала очень тонкую пленку и можно ожидать очень высоких коэффициентов теплообмена при испарении пленки жидкости.

Авторами работы [11] была построена теория кольцевого течения в прямоугольном канале с прямыми и искривленными стенками, основанная на выделении двух зон течения: течения в углу канала, ограниченного межфазным мениском, и пленочного течения на стенках канала. Сшивка решений в этих зонах происходит с учетом условий сопряжения.

Теплообмен в капиллярных каналах

Однофазное течение

Соотношения для теплообмена при течении в капиллярных каналах однофазных теплоносителей необходимы для определения условий возникновения процесса кипения, являющегося наиболее важным с точки зрения использования микроканальных устройств. Однако, в настоящее время, имеются в значительной степени противоречивые данные по теплообменным характеристикам при течении жидкостей в мини- и микроканалах [1,2,12,13].

Важным моментом исследований является изучение перехода от ламинарного режима течения к турбулентному режиму в капиллярных каналах. В работе [12] показано, что для гладких микротруб переход от ламинарного к турбулентному режимам течения происходит при тех же значениях чисел Рейнольдса, что и для конвективных каналов. Однако наличие шероховатостей может привести к снижению величины переходного числа Рейнольдса.

В обзорной работе [13] автор приходит к заключению, что известные конвективные соотношения можно использовать для оценки теплообменных характеристик при однофазном течении теплоносителя в капиллярных каналах. Однако при этом отмечается, что существуют расхождения между опытными и расчетными результатами при использовании известных

конвективных соотношений в ламинарной и турбулентной областях течения. Учитывая это, в работе [14] были получены корректирующие соотношения, для получения приемлемых результатов по теплообменным характеристикам как в ламинарной, так и в турбулентной областях. При этом известные конвективные соотношения применительно к капиллярным каналам использовались только для усредненной оценки теплообменных характеристик

Испарение и кипение

Теплообмен при кипении в мини- и микроканалах $(0,1 < D/l\sigma < 0,5$ и $D/l\sigma < 0,1$ соответственно) имеет ряд особенностей, связанных с режимами течения. Например, в режиме с мелкими пузырями перекрытия сечения канала паровой фазой не происходит и закономерности теплоотдачи при пузырьковом кипении должны быть близки к известным зависимостям. В то же время при кипении жидкости в стесненных условиях капиллярного канала существует высокая вероятность объединения пузырьков и возникновения снарядного режима течения. Тонкая пленка жидкости на стенках канала в области снаряда, толщина которой определяется капиллярными силами и скоростью всплытия снаряда, имеет высокие значения коэффициентов теплообмена, что может привести к подавлению процесса кипения жидкости.

В настоящее время существует несколько обобщенных соотношений для расчета теплоотдачи как в условиях естественной циркуляции, так и при вынужденном движении двухфазного потока (пузырьковое кипение и испарение) в вертикальных и горизонтальных каналах с различной формой проходного сечения. Исследования были выполнены разными авторами в период с 1966 (Чен) по 2005 (Ли и Мудавар) гг. Подавляющее число опытных данных получено для воды и различных хладагентов (R12, R21, R113 и др.)

При рассмотрении процессов кипения в цилиндрических каналах с соотношением $0.5 < D/l_{0} < 5$ (макроканалы) часто пользуются зависимостью Лиу и Винтертона [15]. Более широкий диапазон режимов течений двухфазного потока в каналах ($0.2 < D/l_{0} < 25$) рассмотрен в работе Клименко [16]. Генеральное соотношение, полученное автором, описывает экспериментальные данные для вертикальных и горизонтальных каналов с полностью смоченным периметром для двадцати одной различной жидкости (вода, органические жидкости, фреоны, креогены) в следующем диапазоне основных параметров: давление 0.06-19.6 МПа, плотность теплового потока $10 - 8 \cdot 10^6$ Вт/м², массовая скорость 5.6-6240 кг/(м² • с), гидравлический диаметр канала 0.47-74.7 мм. Показано, что теплоотдача при пузырьковом кипении описывается единым уравнением в безразмерных переменных, содержащим индивидуальную для каждой из четырех групп жидкостей константу, а теплоотдача при испарении описывается единым уравнением с константой, универсальной для всех жидкостей.

В работе Ли и Мудавара [17] было проведено исследование теплообмена в условиях двухфазного течения хладагента R134A в системе коротких вертикальных капиллярных каналов (длина канала 25,27 мм, проходное сечение 0,231 мм х 0,713 мм) при высоких удельных тепловых потоках 159–938 кВт/м² и давлении 0,144–0,66 МПа. Опытное определение коэффициентов теплообмена производилось посредством измерения тепловых потоков и массового паросодержания (х = 0,26–0,87) в широком диапазоне изменения массовой скорости 127 – 654 кг/(м²•с).

Было показано, что пузырьковое кипение имеет место лишь при низких значениях паросодержания потока (x < 0,05) и невысоких величинах тепловой нагрузки. Здесь преобладает пузырьковый режим течения с мелкими пузырьками.

При повышении величины удельного теплового потока формируются течения смеси при средних (0,05 < x < 0,55) и высоких (x > 0,55) величинах паросодержания. Преимущественным режимом течения в этих областях являются: снарядный режим течения (при 0,05 < x < 0,55) и ярко выраженное кольцевое течение с очень тонкими пленками жидкости (при x > 0,55).

Основным механизмом теплообмена в этих областях является конвективное испарение кольцевых пленок жидкости различной толщины и геометрии. С возрастанием величины х (при постоянстве теплового потока) коэффициент теплоотдачи имеет тенденцию к снижению. Наоборот, при постоянном паросодержании смеси на входе теплоотдача растет с ростом тепловой нагрузки.

Обработка опытных данных с использованием известных соотношений [15, 16] показала существенное расхождение между расчетом и экспериментом. В результате авторы работы [17] предложили три новых соотношения для расчета теплоотдачи в каждой из трех выделенных ими по параметру х областей.

Несколько иной характер теплообмена наблюдается при небольших массовых скоростях потока на входе в канал и малых величинах тепловых потоков. В работе [18] проводилось экспериментальное исследование процессов гидродинамики и теплообмена при восходящем течении фреона R21 в сборке капиллярных каналов с гидравлическим диаметром 1,8 мм и высотой 6,7 мм. Массовая скорость изменялась в пределах 30 – 50 кг/(м²•с) при давлении 0,2 МПа. Плотность теплового потока составляла порядка 2 кВт/м².

Показано, что в данных условиях коэффициент теплоотдачи слабо зависит от массового паросодержания х и практически не зависит от теплового потока. Пузырьковое кипение подавляется испарением тонких слоев жидкости во всем диапазоне изменения величины х. Экспериментальные данные были близки к расчету локального коэффициента теплоотдачи по модели испарения жидкости, разработанной Кузнецовым и др. [11].

Заключение

1. Полученные экспериментальные результаты в условиях вынужденного течения двухфазных потоков в капиллярных каналах сложной формы показывают большое разнообразие режимов течения.

Это течение с мелкими пузырьками, характерное для высоких массовых скоростей потока, снарядный режим течения с тейлоровскими пузырями, блокирующими проходное сечение канала, ячеистое течение со стабилизированными капиллярными силами перемычками, в которых происходит интенсивное кипение жидкости при высоких тепловых потоках, и кольцевое течение с неравномерно распределенной по периметру пленкой жидкости.

- 2. Наиболее изученными являются режимы течения газожидкостных смесей в круглых трубах. Однако практически отсутствуют данные по режимам течения для переходной области от конвективных каналов, где влияние капиллярных сил пренебрежимо мало, к минимасштабным каналам (диаметра труб от 5 до 12 мм). Из анализа и сравнения режимных карт для двухфазных потоков в круглых трубах следует, что в зависимости от диаметра проходного сечения режимы течения существенно меняются. В микроканалах с D ≤ 100 мкм обнаружены специфические режимы течения, характерные только для капиллярных каналов, например течение с кольцевыми утолщениями. В прямоугольных каналах картина течения качественно соответствует круглым трубам, однако границы между режимами значительно отличаются.
- 3. Построение режимных карт с использованием безразмерных критериев в качестве координат целесообразно в зонах вырождения влияния некоторых физических факторов, например сил гравитации. Однако отсутствие достаточных данных по влиянию физико-химических свойств жидкости на режимы течения не позволяют построить детальные карты. Влияние изменения свойств жидкости (особенно вязкости) на режимы течения остаются наименее изученными, так как подавляющее число экспериментов выполнено для газоводяных смесей.
- На наш взгляд наиболее представительной является классификация каналов по степени проявления капиллярности. Данная классификация [3] включает в себя: конвективные (D/lσ > 5), гравитационно-капиллярные (0,5 < D/lσ < 5), капиллярно-гравитационные (0,1 < D/lσ < 0,5) и капиллярные (D/lσ < 0,1) каналы.
- 5. Фазовые переходы в мини- и микроканальных системах происходят в условиях определяющего влияния капиллярных сил на режимы течения и массопереноса. При рассмотрении процессов пузырькового кипения в цилиндрических каналах с соотношением 0,5 < D/lo < 5 (макроканалы) коэффициенты теплоотдачи могут быть рассчитаны по зависимости Лиу и Винтертона [15] или Клименко [16].</p>

Для расчета теплоотдачи при двухфазных течениях в мини- и микроканалах в условиях высоких тепловых нагрузок (> 150 кВт/м²) и больших массовых скоростей смеси (> 120 кг/(м²•с) предпочтительным является использование соотношений

Ли и Мудавара [17], представленные для трех различных областей течения потока, выделенных в зависимости от изменения величины входного паросодержания х: пузырьковый режим течения с мелкими пузырьками (x < 0,05), снарядный режим течения (0,05 < x < 0,55) и ярко выраженное кольцевое течение с очень тонкими пленками жидкости (x > 0,55).

- 6. Вклад теплообмена при испарении сверхтонких пленок жидкости становится определяющим в области малых массовых скоростей (< 50 кг/(м²·с) и невысоких тепловых потоках (<2 кВт/м²). Коэффициенты теплоотдачи могут быть рассчитаны с помощью модели испарения жидкости [11], полученная в результате построения теория кольцевого течения в прямоугольном канале с прямыми и искривленными стенками, основанная на выделении двух зон течения: течения в углу канала, ограниченного межфазным мениском, и пленочного течения на стенках канала.
- 7. На основе численного моделирования процесса испарения с поверхности жидких пленок (с размером парогазовой структуры L < 100 мкм) получена зависимость для расчета коэффициента теплоотдачи для условий низких приведенных давлений и высоких температурных напоров. Расстояние между центрами кипения принималось порядка 100 мкм.

Список использованных источников

- Накоряков, В.Е. Тепломассообмен при фазовых переходах и химических превращениях в микроканальных системах / В.Е. Накоряков, В.В. Кузнецов // Материалы Четвертой Российской национальной конференции по теплообмену, Москва, 23–26 октября / Изд. МЭИ. – Москва, 2006. – Т. 1. – С. 33–37.
- 2. Bergles, A. Thermal- hydraulic phenomena in microchannels with boiling / A. Bergles // Massachusetts Institute of Technology. Cambridge. 2006. P. 42–58.
- 3. Чиннов, Е.А. Двухфазные течения в трубах и капиллярных каналах / Е.А. Чиннов, О.А. Кабов. // ТВТ. 2006. Т.44, № 5, С. 777–795.
- Kandikar, S.G. Microchannels and Minichannels History, Terminology, Classification and Current Research Needs // Proc. First International Conference on Microchannels and Minichannels, USA, Rochester, ASME. – 2003. – P.1.
- Mehendale, S.S. Fluid Flow and Heat Transfer at Micro- and Meso-Scales with Application to Heat Exchanger Design / S.S. Mehendale, A.M. Jacobi, R.K. Shah // Applied Mechanics Reviews. – 2000. – Vol. 53. – № 7. – P. 175–193.
- 6. Akbar, M.K. Gas-liquid Two-phase Flow Regimes in Microchannels / M.K. Akbar, D.A. Plummer // Int.J. Multihhase Flow. 2003. V.29. P. 855.
- Кузнецов, В.В. Экспериментальное исследование восходящего газо-жидкостного течения в вертикальном кольцевом канале / В.В. Кузнецов, В.Е. Накоряков, О.В. Витовский // Int.J. Multihhase Flow. – 1992. – Р. 313–326.
- Mishima, K. Some Characteristics of Gas-liquid Flow in Narrow Rectangular Ducts / K. Mishima, T. Hibiki, H. Nishihara // Int.J. Multihhase Flow. – 1993. – V.19. – № 1. – P. 115.
- 9. Coleman, J.W. Characterization of Two-phase Flow Patterns in Small Diameter and Rectangular Tubes / J.W. Coleman, S.M. Garimella // Int. J. Heat Mass Transfer. Vol. 42. –P. 2869.
- 10. Чиннов, Е.А. Экспериментальное исследование гидродинамики движения цепочек пузырей в вертикальных капиллярных каналах / Е.А. Чиннов, Д.Н. Кравченко // Изв. СО АН СССР. Сер. техн. наук. – 1990. – № 1. – С.120.
- 11. Кузнецов, В.В. Теплообмен при кипении в стесненных условиях / В.В. Кузнецов, А.С. Шамирзаев // Материалы Третьей Российской национальной конференции по теплообмену, Москва, 21–25 октября / Изд. МЭИ. Москва, 2002. Т. 4. С.119–122.
- 12. Rands, C. Characterisation of Transition to Turbulence in Microchannels / C. Rands, B.W. Webb // Int. J. Heat Mass Transfer. 2006. Vol. 49. P. 2924–2930.
- 13. Obot, N.T. Toward a Better Understanding of Friction and Heat //Mass Transfer in Microchannels / N.T. Obot // A Lit. R. Microscale Thermophysical Engeneering. 2002. Vol. 6. P. 155–173.

- 14. Sobhan, C.B. Heat Transfer in Microchannels / C.B.Sobhan, S.V. Garimella // Microscale Thermophysical Engeneering. 2001. Vol. 5. P. 293–311.
- Liu, Z. A generalization correlation for saturated and subcooled flow boiling in tubes annuli, based on a nuclear pool boiling equation / Z. Liu, R.H.S. Winterton // Int. J. Heat Mass Transfer. – 1991. – Vol. 34. – N. 1. – P. 2759–2766.
- 16. Klimenko, V.V. A Generalization Correlation for Two-Phase Forced Flow Heat Transfer Second Assessment / V.V. Klimenko // Int. J. Heat Mass Transfer. 1993. Vol. 33. N. 10. P. 2073–2088.
- Lee, J. Two-Phase Flow High-Heat-Flux Micro-Channel Heat Sink for Refrigeration Cooling Applications. Part II. Heat Transfer Characteristics / J. Lee, I. Mudawar // Int. J. Heat Mass Transfer. - 2005. – Vol. 48. – P. 941–955.
- Kuznetsov, V.V. Upflow Boiling and Condensation in Rectangular Minichannels / V.V. Kuznetsov, A.S. Shamirzaev // Proc. of First International Conference on Microchannels and Minichannels. NewYork. – 2003. – P. 683–689.

О.Б. Гурко, М.А. Козел

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси, Минск, Республика Беларусь e-mail: max kozel@rambler.ru

САМООЦЕНКА ЯДЕРНОЙ ИНФРАСТРУКТУРЫ НА ЭТАПЕ 3 – ПОДГОТОВКИ К ВВОДУ В ЭКСПЛУАТАЦИЮ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

Для развития почти во всех направлениях – от повышения уровня жизни до улучшения здравоохранения и повышения производительности в промышленности и сельском хозяйстве – требуется доступ к современным источникам энергии. Согласно сегодняшним прогнозам, глобальное потребление электроэнергии в мире к 2030 году увеличится на 65–100 %, причем ожидается, что наибольший рост будет происходить в развивающихся странах. Многие государства – члены МАГАТЭ, не имеющие атомной энергетики, проявляют заинтересованность в ее развитии в целях удовлетворения своих энергетических потребностей без роста зависимости от ископаемого (органического) топлива.

Республикой Беларусь решение о строительстве атомной электростанции было принято в 2008 году и основано на приверженности использовать атомную энергию безопасно, надежно и в мирных целях. Это обязательство включает создание устойчивой национальной инфраструктуры, которая обеспечивает государственную, нормативную правовую, регулирующую, управленческую, технологическую, кадровую поддержку, а также поддержку промышленности и заинтересованных сторон ядерно-энергетической программы на протяжении всего ее жизненного цикла. Обязательным условием разработки ядерно-энергетической программы является обеспечение соблюдения международных правовых документов, а также признанных на международном уровне норм ядерной безопасности, руководящих принципов в области физической ядерной безопасности и требований, связанных с гарантиями.

Осуществление ядерно-энергетической программы представляет собой серьезную задачу, решение которой требует тщательного планирования и подготовки, больших затрат времени, участия различных учреждений и привлечения значительных человеческих ресурсов. Атомная энергетика имеет свои отличия в том, что касается требований, предъявляемых к безопасности, физической ядерной безопасности и применению гарантий в связи с использованием ядерных материалов.

Разработка ядерно-энергетической программы требует внимания ко многим сложным и взаимосвязанным вопросам в течение длительного периода. Внедрение ядерно-энергетической программы предполагает обязательство не менее 100 лет поддерживать устойчивую национальную инфраструктуру на протяжении всего строительства, эксплуатации, вывода из эксплуатации и удаления отходов. Необходимая инфраструктура включает не только установки и оборудование, но и человеческие и финансовые ресурсы, а также правовую и регулирующую основу, в рамках которой будет осуществляться программа.

С учетом того, что освоение атомной энергетики требует решения широкого круга вопросов, связанных с развитием соответствующей инфраструктуры, в 2007 году МАГАТЭ выпустило брошюру «Considerations to Launch a Nuclear Power Programme» («Вопросы, которые следует учитывать при разработке ядерно-энергетической программы»), предназначенную главным образом для лиц, ответственных за разработку политики, в которой освещаются эти вопросы. Позднее в том же году МАГАТЭ издало первоначальный вариант публикации NG-G-3.1 «Milestones in the Development of a National Infrastructure for Nuclear Power» («Вехи развития национальной инфраструктуры ядерной энергетики»).

В соответствии с данным документом период от момента принятия стратегического решения о строительстве первой АЭС до ввода АЭС в эксплуатацию состоит из трех фаз:

Фаза 1: рассмотрение вопроса до принятия решения о развитии программы атомной энергетики (готовность страны принять осмысленное обязательство о начале выполнения программы развития атомной энергетики);

Фаза 2: подготовительные работы по сооружению АЭС (готовность к объявлению тендера на сооружение первой АЭС);

Фаза 3: строительство АЭС (готовность к вводу АЭС в эксплуатацию).

Завершает каждую из фаз этап, по достижении которого можно оценить успешность работ по развитию ядерного энергетического проекта и принять решение о переходе к следующей фазе. Такими этапами являются:

Этап 1: готовность принять осмысленное обязательство о начале выполнения программы развития атомной энергетики (разработка обоснования инвестирования в строительство АЭС);

Этап 2: готовность к объявлению тендера на сооружение первой АЭС (строительство);

Этап 3: готовность к вводу в действие и последующей эксплуатации первой АЭС (пуск АЭС).

В соответствии с методологией МАГАТЭ деятельность на каждом этапе рассматривается по девятнадцати областям (инфраструктурным элементам):

- 1) национальная позиция;
- 2) ядерная безопасность;
- 3) управление;
- 4) субсидирование и финансирование;
- 5) законодательная база;
- 6) гарантии;
- 7) регуляторная база;
- 8) радиационная защита;
- 9) национальная энергосеть;
- 10) развитие людских ресурсов;
- 11) участие заинтересованных сторон;
- 12) строительная площадка и вспомогательные сооружения;
- 13) защита окружающей среды;
- 14) аварийное планирование;
- 15) безопасность и физическая защита;
- 16) ядерный топливный цикл;
- 17) радиоактивные отходы;
- 18) отраслевое участие;
- 19) закупки.

Всем странам, принявшим решение о строительстве первой АЭС, секретариат МАГАТЭ рекомендует проводить оценку степени готовности всех девятнадцати направлений, так называемую «самооценку», на основе специально разработанного документа «Оценка положения дел в области развития национальной ядерной инфраструктуры» (NG-T-3.2).

Для проведения оценки готовности национальной инфраструктуры на этапах 1 и 2 в Республике Беларусь была создана специальная Координационная группа экспертов, которая провела данную самооценку и соответствующий отчет был направлен в Секретариат МАГАТЭ. По итогам проведенной в 2012 году миссии (INIR-1,2) Республике Беларусь были даны 17 рекомендаций и 25 предложений. В ходе миссии эксперты МАГАТЭ также определили ряд позитивных наработок белорусской стороны, так называемые «хорошие практики».

Миссия INIR-1,2 отметила четкое обязательство белорусского правительства в отношении ядерно-энергетической программы и значительный прогресс в развитии необходимой инфраструктуры.

По итогам данной миссии был разработан и 24.01.2013 утвержден Правительством Республики Беларусь Национальный план действий по выполнению рекомендаций миссии МАГАТЭ по комплексной оценке развития инфраструктуры атомной энергетики Республики Беларусь. Большинство мероприятий данного плана реализованы, некоторые находятся в стадии выполнения.

В последующие годы до достижения целей этапа 3 – готовность к вводу в действие и последующей эксплуатации первого энергоблока Белорусской АЭС (пуск АЭС), Беларусь провела ряд рекомендуемых оценочных миссий МАГАТЭ.

Миссия по оценке регулирующей инфраструктуры (**IRRS**, октябрь 2016 г.) отметила, что в Беларуси существует регулирующая инфраструктура и твердая приверженность принципам ядерной и радиационной безопасности.

Миссия по оценке площадки с учетом внешних событий (SEED, январь 2017 г.) подтвердила, что были предприняты необходимые шаги по обеспечению защищенности Белорусской АЭС в случае наступления наихудшего возможного внешнего события.

Миссия по оценке аварийной готовности (**EPREV**, октябрь 2018 г.) отметила наличие на различных уровнях исчерпывающих механизмов аварийного реагирования.

27–31 мая 2019 г. в Республике Беларусь проведена консультативная миссия МАГАТЭ по вопросам государственной системы учета и контроля ядерных материалов (миссия **ISSAS**), в ходе которой экспертами МАГАТЭ было отмечено, что в Беларуси создана и функционирует инфраструктура, которая позволяет надлежащим образом исполнять гарантии: разработано законодательство, определены ответственные органы государственного управления, созданы системы учета и контроля ядерных материалов, противодействия незаконному обороту ядерных материалов.

В период с 5 по 23 августа 2019 г. на Белорусской АЭС состоялась миссия группы анализа эксплуатационной безопасности для оценки готовности к эксплуатации АЭС (миссия **pre-OSART**). В ходе миссии были охвачены следующие области: лидерство и управление безопасностью, подготовка и квалификация персонала, эксплуатация, ремонт, техническая поддержка, опыт эксплуатации, радиационная защита, химия, аварийная готовность и реагирование, управление авариями и ввод в эксплуатацию. Команда экспертов МАГАТЭ дала 11 рекомендаций, 8 предложений и отметила несколько хороших практик, которые будут представлены вниманию мирового ядерного сообщества.

По итогам миссий в стране подготовлены и реализуются национальные планы действий по дальнейшему развитию национальной инфраструктуры атомной энергетики и ядерной безопасности.

Результаты выводов указанных миссий и реализации национальных планов учитывались Координационной группой при подготовке оценки степени готовности национальной инфраструктуры атомной энергетики.

В 2019 году Республика Беларусь обратилась к МАГАТЭ с просьбой провести миссию по комплексной оценке ядерной инфраструктуры на этапе 3 (подготовка к вводу в эксплуатацию первого блока Белорусской АЭС).

Для оценки ядерной инфраструктуры на этапе 3 приказом Министерства энергетики Республики Беларусь от 19.07.2019 № 179 актуализирован состав Координационной группы экспертов по проведению оценки готовности национальной инфраструктуры ядерной энергетики (далее – Координационная группа) под руководством заместителя Министра энергетики Михадюка М.И.

Членам данной Координационной группы экспертов, которые представляют все вовлеченные в ядерный энергетический проект организации, направлялись материалы, связанные с подготовкой к миссии INIR, в том числе проект руководства МАГАТЭ по проведению самооценки на этапе 3, отчет об итогах проведенной миссии INIR-3 в ОАЭ, результаты самооценки эксплуатирующей организации и др.

На основании проекта документа МАГАТЭ «Оценка положения дел в области развития национальной ядерной инфраструктуры на рубеже 3» и в рамках подготовки к миссии INIR членами данной Координационной группы выполнена оценка готовности национальной инфраструктуры ядерной энергетики по 19 направлениям на этапе 3. Следует отметить ключевые организации – Департамент по ядерной энергетике Министерства энергетики Республики Беларусь, РУП «Белорусская АЭС» и Департамент по ядерной и радиационной безопасности Министерства по чрезвычайным ситуациям.
В отчете об Оценке положения дел в области развития национальной ядерной инфраструктуры на рубеже 3 представлена исчерпывающая информация по каждому из 19 инфраструктурных элементов и подтверждающая информация.

Проведенная координационной группой оценка степени готовности национальной инфраструктуры атомной энергетики показала, что по многим направлениям развития данной инфраструктуры достигнут уровень, необходимый для ввода АЭС в эксплуатацию.

По некоторым направлениям в целях устранения выявленных в ходе самооценки недостатков для достижения рекомендуемого МАГАТЭ уровня развития национальной инфраструктуры, государственными органами и вовлеченными организациями определены и реализуются соответствующие мероприятия.

Беларусь представила свой отчет об Оценке положения дел в области развития национальной ядерной инфраструктуры на рубеже 3 в МАГАТЭ 24 декабря 2019 года. Предварительная миссия INIR, во время работы которой были согласованы состав команды миссии, программа и порядок работы основной миссии, была проведена с 14 по 15 января 2020 года.

Основная миссия INIR проводилась с 24 февраля по 4 марта 2020 года в Министерстве энергетики в Минске. Команда миссии INIR, возглавляемая Милко Ковачевым, главой Сектора развития ядерной инфраструктуры МАГАТЭ, состояла из сотрудников Департаментов МАГАТЭ ядерной энергии, ядерной безопасности и гарантий, а также международных экспертов (всего 11 человек).

Основными целями миссии INIR были:

- оценить статус развития национальной инфраструктуры для поддержки ядерноэнергетической программы в соответствии с публикацией МАГАТЭ, озаглавленной «Вехи развития национальной инфраструктуры для ядерной энергетики», Серия публикаций МАГАТЭ по ядерной энергии № NG-G-3.1 (Rev. 1) и условия оценки, описанные в Оценке статуса развития национальной ядерной инфраструктуры на этапе 3 (Рабочий документ МАГАТЭ 2016 года);
- определить области, требующие дальнейших действий для достижения вехи 3: готовность к вводу в эксплуатацию и эксплуатации первой атомной электростанции;
- предоставить рекомендации и предложения, которые могут быть использованы Правительством Республики Беларусь и государственными организациями для подготовки плана действий.

Миссия INIR проводилась на основе сотрудничества и координировалась с белорусской стороны Департаментом по ядерной энергии Министерства энергетики Республики Беларусь при участии представителей соответствующих организаций, вовлеченных в ядерноэнергетическую программу и развитие соответствующей инфраструктуры.

Как отметила в своем отчете команда миссии INIR, интервью проводились в течение пяти дней. Беларусь была хорошо подготовлена к миссии и эффективно управляла своим участием в ходе оценки. Во время проведения собеседований белорусские участники представили обновленную информацию о статусе направлений, по которым был достигнут прогресс за время после представления отчета о самооценке, а также предоставили дополнительную информацию и подтверждающую документацию.

Команда миссии INIR пришла к выводу, что Беларусь близка к завершению создания необходимой ядерной энергетической инфраструктуры, необходимой для начала эксплуатации своей первой АЭС. Страна имеет компетентные организации и завершает свою деятельность по подготовке к запуску первого энергоблока.

Чтобы помочь Беларуси завершить и поддержать развитие инфраструктуры, команда миссии **INIR** подготовила 7 рекомендаций и 6 предложений. Также команда миссии INIR также определила 5 хороших практик, которые могут принести пользу другим странам, реализующим ядерно-энергетическую программу.

В.Н. Степаненко, Е.А. Шапорова, С.В. Василевич, Д.Е. Бельская

Белорусская государственная академия авиации, Министерство транспорта и коммуникаций, Минск, Республика Беларусь

ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ПСЕВДООЖИЖЕНИЯ НА ПРИМЕРЕ РАБОТЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ УСТАНОВКИ С РЕАКТОРОМ КИПЯЩЕГО СЛОЯ ЧАСТИЦ КРЕМНИЯ

Введение

«Кипящий» слой представляет собой слой частиц, через который пропускается нагнетаемый снизу воздух, либо иной газ. При увеличении скорости потока газа происходит квадратичное по отношению к скорости падение давления над слоем топлива. Затем при определенной скорости воздушного потока падение давления становится постоянным. Эту скорость называют минимальной скоростью сжижения. При этой скорости частицы начинают интенсивно перемещаться в потоке воздуха, приобретая свойства, напоминающие свойства жидкостей. Если скорость воздушного потока меньше этого предельного значения скорости, слой топлива остается статичным.

Если скорость воздушного потока превышает минимальную скорость сжижения, падение давления над слоем топлива более не увеличивается.

Основная часть

В настоящее время существуют определенные **методики расчетов** [1–9] реакторов с «кипящими» слоями для различных применений. Но имеющиеся методики нуждаются в экспериментальной проверке; надежных экспериментальных данных, удостоверяющих теоретические предпосылки с учетом изложенных выше требований к реальным РКС, опубликовано крайне мало [10–27]. Поэтому представляется необходимым обеспечить проектантов перспективных РКС экспериментальными данными, полученными для конкретно выбранных технических условий и выполненных донышек-решеток.

Процесс псевдоожижения изучался с применением реактора «кипящего» слоя (РКС) для осуществления термического разложения моносилана SiH₄ \xrightarrow{T} Si+ 2H₂↑ на горячих частицах кремния Si, взвешенных в потоке восходящего газа моносилана.

Газ SiH₄ поступает снизу в PKC с температурой t_{вх} ≈ 350 °C. Выделяющийся при разложении кремний осаждается на поверхностях частиц. Частицы Si нагреваются в поле CBЧ до температуры t_{max} ≈ 850 °C. В реакторе важно организовать псевдоожижение материала, при котором каждая частица надежно омывается потоком газа.

Схема эксперимента установки приведена на рис. 1.

Рабочий объем РКС – кварцевая трубка (рис.2) с засыпкой, дном которой служит решетка (рис. 3). Высота проточной части трубки 323 мм.

Донышко-решетка, устанавливаемое в нижней части РКС, служит для распределения потока газа, набегающего снизу на засыпку частиц, по возможности равномерно по всей площади сечения.

Для настоящих исследований были изготовлены донышка-решетки. Общие геометрические характеристики их примерно одинаковы (рис. 3).

В опытах использованы засыпки трех различных типоразмеров частиц, получаемых после их просеивания через сита:

- с размером ячеек от 0,1 мм до 0,3 мм,
- с размером ячеек от 0,3 мм до 0,4 мм,
- с размером ячеек от 0,4 мм до 0,63 мм.



Рис. 1. Экспериментальная установка с реактором «кипящего» слоя частиц: 1 – экспериментальное устройство-имитатор РКС; 2 – линия подачи продувочного газа; 3 – регулирующий вентиль; 4 – линия отвода продувочного газа; 5 – датчик температуры продувочного газа; 6 – расходомер; 7 – манометр;

- 8 дифманометр определения перепада давления в "кипящем" слое;
 - 9 дифманометр определения общего перепада давления в РКС



Рис. 2. Коническая и цилиндрическая трубки 183



Рис. 3. Донышко-решетка

Для получения частиц-заготовок кремния использовался лом кремниевых пластин, измельчение которых осуществлялось на ранее изготовленной мельнице вихревого типа.

В опытах засыпались навески каждого из трех типоразмеров частиц массой 100, 200 и 305 г.

Перед каждой серией экспериментов до подачи продувочного газа измерялись высота столбов засыпок навески.

Эксперименты проводились при давлении близком к атмосферному.

Количество режимов, устанавливаемых для измерений параметров в каждой серии, количество опытов в серии составляло в среднем около 10, т.е. всего их было записано примерно 36 x 10=360.

На рис. 6 показана схема движения потока газа в трубке с постоянным диаметром. Видно, что газы устремлены вверх «строго» параллельно оси трубки. В восходящем потоке газа левитируют частицы. Частицы, поднятые этим потоком и левитирующие в нем, образуют «кипящий» слой (КС) без организованных циркуляционных траекторий движения частиц.

Схема и общий вид псевдоожижения в РКС представлен на рис. 4.





Рис. 4. Схема и общий вид псевдоожижения в РКС 184

Общий вид РКС представлен на рисунке 5.



Рис. 5. Экспериментальная установка

Методика проведения экспериментов. В каждом опыте каждой серии устанавливался расход продувочного газа с помощью регулирующего вентиля 3 (рис. 1) и расходомера 6, фиксировались значения: расхода продувочного газа G, температуры продувочного газа T, перепада давления на «кипящем» слое ΔPC , высота «кипящего» (фонтанирующего) слоя h_c , перепада давления общего $\Delta Poбщ$. (сумма перепадов на донышке-решетке, «кипящем» слое, конструктивных элементах остальной проточной части экспериментального устройства-имитатора РКС), давление продувочного газа на входе, описание поведения слоя.

Предварительная обработка опытов каждой серии, имеющей свое обозначение заключалась в:

1) оформлении таблиц опытов с присвоением им обозначений согласно п.II.7 и редакции описания поведения слоя;

2) построении графической зависимости от величины расхода G таких значений, как ΔPC, ΔРобщ, hC;

3) отборе опытов с режимами продувок, оцененных как оптимальные для "кипящего" слоя,

4) переходе со свойств продувочного газа на свойства рабочего газа – моносилана, с целью обеспечения (сохранения) режимов оптимального поведения «кипящего» слоя и экономичного потребления моносилана.

Обработка экспериментальных данных

Проточная часть РКС без засыпки частиц продувалась азотом. Измерялся перепад на донышке-решетке с установленной под ней сеткой, на трубке и на элементах отвода продувочного газа. Данные измерений собраны в табл. 1–3 и наглядно представлены рис. 6–8.

Донышко-решетка имела диаметры отверстий 0,5 мм. Диаметр проточной части трубки равен Øт36 мм.

	Таблица 1. П	Іерепад давления на донышке-	решетке при массе сло	я 100 г, tазота = 20 °С
--	--------------	------------------------------	-----------------------	-------------------------

№ опыта	G, л/мин	$\Delta P \Pi a$
1.	1,11	29,42
2.	2,22	68,65
3.	3,67	117,68
4.	5,67	215,75
5.	7,83	343,25
6.	8,94	421,7
7.	12,5	480,54
8.	13,8	509,96
9.	15,8	519,77
10.	17,5	529,58
11.	21	539,38
12.	26	529,58
13.	47	544,29

Таблица 2. Перепад давления на донышке-решетке при массе слоя 200 г, tазота = 20 °C

№ опыта	G, л/мин	$\Delta P \Pi a$
1	1,67	73,55
2	3,33	171,62
3	5,5	294,21
4	8,5	539,38
5	11,75	858,11
6	13,417	1054,25
7	17	1059,16
8	20	1059,16
9	25,2	1059,16
10	30,5	1059,16
11	46	1088,58

Таблица 3. Перепад давления на донышке-решетке при массе слоя 350 г, tазота = 20 °C

№ опыта	G, л/мин	∆Р Па
1	1	105,07
2	2	245,17
3	3,3	420,3
4	5,1	770,55
5	7,05	1225,87
6	8,05	1506,07
7	16	1618,15
8	18	1618,15
9	21	1627,96
10	25,5	1647,57
11	31	1676,99

Данные табл. 1–3 также представлены в виде графиков (рис. 6).



Рис. 6. Зависимость перепадов давления на донышке-решетке при массе слоя 100, 200 и 350 г, tазота = 20 °C

На графиках явно выделяются два режима: режим фильтрации (при котором наблюдается рост избыточного давления при увеличении скорости) и режим псевдоожижения (при этом режиме значение избыточного давления практически остается постоянным).

В табл. 4-6 представлены значения высоты кипящего слоя от расхода газа в режиме псевдоожижения.

G, л/мин	h, мм
12,5	51,5
13,8	52
15,8	53
17,5	53,5
21	54,5
26	57,5
47	70

Таблица 4. Зависимость высоты кипящего слоя от расхода газа в режиме псевдоожижения, при массе 100 г, h0 = 51,5 мм

Таблица 5. Зависимость высоты кипящего слоя от расхода газа в режиме псевдоожижения, при массе 200 г, h0 = 102 мм

G, л/мин	h, мм
17	102
20	103
25,2	108,5
30,5	113,5
46	122,5

Таблица 6. Зависимость высоты кипящего слоя от расхода газа в режиме псевдоожижения, при массе 350 г, h0 = 152 мм

G, л/мин	h, мм
16	152
18	153
21	158
25,5	164,5
31	171,5
27	168,5

График влияния массы слоя на избыточное давление в режиме псевдоожижения приведен на рис. 8. Этот график описывается линейной зависимостью.



Для теоретического описания кипящего слоя проведем расчет по следующим выражениям: $\Delta P = c_{12} \cdot \frac{\vartheta^{2}}{2}$

$$\Delta P = \varsigma \cdot \rho_g \cdot \frac{\upsilon}{2\varepsilon^2},$$

где ΔP – перепад давления, Па; ξ – коэффициент гидравлического сопротивления; ρg – плотность газов, кг/м³; ϑ – скорость движения газов, м/с; ϵ – пористость слоя.

Значение коэффициента ξ сопротивления определялось как

$$\varsigma = \Delta P_{\rm H\pi} \cdot \frac{2\varepsilon^2}{\rho_g \cdot \vartheta_{\rm H\pi}^2},$$

где ΔP нп – перепад давления при начале псевдоожижения, Па; 9нп – скорость начала псевдоожижения, м/с.

Избыточное давление, характерное для начала псевдоожижения, определяется как

$$\Delta P_{\rm HII} = \frac{(\rho_{\rm q} - \rho_g) \cdot g \cdot h_0}{1 - \varepsilon},$$

где рч – плотность частиц слоя, кг/м³; h₀ – начальная высота слоя, м.

Скорость начала псевдоожижения рассчитывается следующим образом

$$\vartheta_{\rm H\Pi} = \frac{Re_{\rm H\Pi} \cdot \mu}{d \cdot \rho_g},$$

где Reнп – число Рейнольдса при начале псевдоожижения; µ – динамическая вязкость газов, Па*с. *Аr*

$$Re_{\rm HII} = \frac{1}{1400 + 5,22 \cdot \sqrt{Ar}}$$

Число Архимеда Ar определяется как

$$Ar = \frac{d^2 \cdot \rho_g \cdot (\rho_q - \rho_g) \cdot g}{\mu^2}$$

где d – диаметр частиц слоя, м.

Были определены расчетные значения избыточного давления начала псевдоожижения. На рис. 9 представлены расчетные и экспериментальные данные избыточного давления начала псевдоожидения.



Рис. 9. График расчетных значений избыточного давления начала псевдоожижения

Из рис. 9 видно, что результаты расчетов достаточно хорошо согласуются с экспериментальными данными.

Скорость начала псевдоожижения не зависит от начальной высоты слоя и равна 1,78 м/с.

Коэффициент сопротивления ξ был рассчитан с учетом определенной скорости начала псевдоожижения и равен для слоя начальной высотой 51,5 мм – 114,3349; для слоя с начальной высотой 101 мм – 224,2295; для слоя начальной я высотой 151 мм – 335,2342.

Подставляя значения коэффициентов сопротивления в уравнение

$$\Delta P = \varsigma \cdot \rho_g \cdot \frac{\vartheta^2}{2\varepsilon^2},$$

получаем выражение для определения расчетной зависимости разницы давлений на входе в реактор и на выходе из него от скорости течения газа. На рис. 10–12 приведены экспериментальные и расчетные зависимости разницы давлений от скорости газа для слоя с начальной высотой 51,5 мм (а), 101 мм (б) и 151 мм (в).



Рис. 10. Экспериментальные и расчетные зависимости разницы давлений от скорости газа для слоя с начальной высотой 51,5 мм



Рис. 11. Экспериментальные и расчетные зависимости разницы давлений от скорости газа для слоя с начальной высотой 101 мм



Рис. 12. Экспериментальные и расчетные зависимости разницы давлений от скорости газа для слоя с начальной высотой 151 мм

Как видно из рис. 10–12, расчетные данные хорошо согласуются с результатами экспериментов, что указывает на адекватность выбранной модели расчета. Особенно хорошо данные согласуются при небольшой начальной высоте слоя (51,5 и 101 мм). Среднеквадратическое отклонение равно 0,96. При начальной высоте слоя 151 мм расхождение экспериментальных и расчетных значений более существенные. Среднеквадратическое отклонение равно 1,35. Это объясняется тем, что с увеличением начальной высоты слоя увеличивается влияние дополнительных сил вязкостного сопротивления движению потока газа вдоль стенки реактора.

Выводы

Технологии, основанные на методах кипящего слоя, обладают неоспоримыми достоинствами благодаря высокой интенсивности и управляемости процессов в псевдоожиженных системах. Использование моделей псевдоожижения различного уровня сложности и детализации оказывается чрезвычайно полезным при проектировании соответствующих промышленных аппаратов.

В ходе проведенной работы были проведены комплексные исследования процесса псевдоожижения, включающие в себя проведение экспериментов и разработку математической модели.

Расчетные данные, полученный с использованием разработанной математической модели,

хорошо согласуются с результатами экспериментов, что указывает на адекватность выбранной модели.

Список использованной литературы

- 1. Бородуля В.А. Математические модели химических реакторов с кипящим слоем, 1976, 209 с.
- 2. Агапов Ю.Н. Моделирование и разработка методов расчета процессов гидродинамики и тепломассообмена в аппаратах с центробежным псевдоожиженным слоем: авт-реф. дис. ... д-ра техн. наук / Воронеж. ГТУ. Воронеж, 2005. 32 с.
- Агапов Ю.Н., Бараков А.В. Перспективы использования перемещающегося псевдоожиженного слоя в энергетике и теплотехнологии // Физико-технические проблемы энергетики, экологии и ресурсосбережения: сб. науч. тр. – Воронеж: ВГТУ, 2005. – С.79–95.
- 4. Бородуля В.А. Высокотемпературные процессы в электротермическом кипящем слое. Минск: Наука и техника, 1973. 176 с.
- Бородуля В.А. Исследование процесса перемешивания твердой фазы в псевдоожиженном (кипящем) слое: автореф. дис. ... канд. техн. наук / АН БССР, Отделение техн. наук. – Минск, 1963. – 22 с.
- 6. Бородуля В.А., Виноградов Л.М. Сжигание твердого топлива в псевдоожиженном слое. Мн.: Наука и техника, 1980. 191 с.
- 7. Бородуля В.А., Ганжа В.Л., Ковенский В.И. Гидродинамика и теплообмен в псевдоожиженном слое под давлением. – Минск: Наука и техника, 1982. – 206 с.
- 8. Бородуля В.А., Гупало Ю.П. Математические модели химических реакторов с кипящим слоем. Минск: Наука и техника, 1976. 207 с.
- Моделирование тепло- и массопереноса в реакторах кипящего слоя, используемых на различных стадиях производства поликристаллического кремния / Бородуля В.А., Виноградов Л.М., Пальченок Г.И., Рабинович О.С., Акулич А.В., Корбан В.В. // Международная научнотехническая конференция «Кремний-2007»: 3–6 июля 2007г., г. Москва, МИСиС. – Москва, 2007. – 5с.
- 10. Технология полупроводникового кремния / Э.С.Фалькевич, Э.О.Пульнер, И.Ф.Червоный и др.; под ред. Э.С.Фалькевича. М.: Металлургия, 1992. 406 с.
- 11. Беляев А.И., Жемчужина Е.А., Фирсанов Л.А. Металлургия чистых металлов и элементарных полупроводников. М.: Металлургия, 1969. 503 с.
- 12. Некоторые особенности термического разложения силана в процессе получения полупроводникового кремния / О.Г.Поляченок, Н.В.Степаненко, Н.В.Брановицкая, Г.П.Дудчик // Проблемы проектирования и производства радиоэлектронных средств: Материалы II Международной научно-технической конференции, Новополоцк, 15–17 мая 2002 г. / Полоцкий государственный университет. – Т.1. – Новополоцк, 2002. – С. 24–31.
- 13. Айвазян Р.Г., Азатян В.В., Сатункина Л.Ф. Кинетические закономерности пиролиза моносилана и роль реакционных цепей // Кинетика и катализ. 1996. Т. 37, № 4. С. 492–499.
- Температурная зависимость скорости распада силана в статических условиях / А.Г.Гаспарян, Г.Б.Ростомян, Р.А.Бадамян, Г.А.Арутюнян // Кинетика и катализ. – 1988. – Т. 29, вып. 4. – С. 935–938.
- 15. Scott B.A., Estes R.D., Jasinski J.M. The role of surface reactions in monosilane pyrolysis // J. Chem. Phys. 1988. Vol. 89, № 4. P. 2544–2549.
- 16. Сухов М.С. Механизм пиролиза моносилана при пониженном давлении // Изв. АН СССР. Неорг. матер. 1982. Т. 18, № 7. С. 1077–1082.
- 17. 17. Slootman F., Parent J.-C. Homogeneous gas-phase nucleation in silane pyrolysis // J. Aerosol Sci. 1994. Vol. 25, № 1. P. 15–21.
- 18. Роль аэрозолеобразования при термическом разложении силана / Онищук А.А., Струнин В.П., Ушакова М.А., Панфилов В.Н. // Хим. физика. 1992. Т. 11, № 8. С. 1136–1145.
- 19. К вопросу о термолизе силана / Онищук А.А., Струнин В.П., Ушакова М.А., Панфилов В.Н. // Хим. физика. 1994. Т. 13, № 5. С. 129–133.
- 20. Robertson R., Gallagher A. Reaction mechanism and kinetics of silane pyrolysis on a hydro-genated amorphous silicon surface // J. Chem. Phys. 1986. Vol. 85, № 6. P. 3623–3630.

- Haas C.H., Ring M.A. Reaction of Silyl Radical and Silylene with Acetylene and Application of Orbital Symmetry to the Pyrolysis of Silane and Disilane // Inorg. Chem. – 1975. – Vol. 14, № 9. – P. 2253–2256.
- 22. Newmann C.G., Ring M.A., O'Neal H.E. Kinetics of the Silane and Silylene Decompositions under Shock Tube Conditions // J. Am. Chem. Soc. 1978. Vol. 100, № 18. P. 5945–5946.
- 23. 23. Robertson R., Hils D., Gallagher A. Silane pyrolysis // Chem. Phys. Lett. 1984. Vol. 103, № 5. P. 397–404.
- 24. Носов В.В., Репинский С.М., Дульцев Ф.Н. Изучение пиролиза силана и смеси силан-аммиак методом лазерного ИК-нагрева // Кинетика и катализ. 1984. Т. 25, вып. 3. С. 530–534.
- 25. 2Изотопный обмен в ходе термического разложения смеси SiH4-SiD4 / Н.К.Сердюк, В.П.Струнин, Е.Н.Чесноков, В.Н.Панфилов // Кинетика и катализ. 1985. Т. 26, вып. 4. С. 790–798.
- 26. Tetramer formation on Si(100)-(2x1) during CVD growth from SiH4/J.Spitzmuller, M.Fehrenbacher, H.Rauscher, R.J.Behm // Surf. Sci. 1997. Vol. 377–379, № 20. P. 1001-1005.
- 27. Meyerson B.S., Jasinski J.M. Silane pyrolysis rates for the modeling of chemical vapor depo-sition // J. Appl. Phys. – 1987. – Vol. 61, № 2. – P. 785–787.

В.Н. Соловьев, А.Г. Трифонов, В.И., Корбут, Г.И. Фокина

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси, Минск, Республика Беларусь

ПЕРСПЕКТИВЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ БИОТОПЛИВА И СМЕСЕВЫХ КОМПОЗИЦИЙ В ТОПЛИВНОМ БАЛАНСЕ БЕЛАРУСИ

Введение

В Беларуси реализуется программа расширенного использования в топливном балансе возобновляемых и твердых местных видов топлива (MBT), основанная на ресурсах биотоплива (дров, топливной щепы, отходов деревообработки, костры и других видов), торфа, торфобрикета, лигнина, смесевых составов, а также возобновляемых источников энергии: гидроресурсов, биогаза, ветровой и солнечной энергии (ВИЭ).



Рис. 1. Годовой объем сжигаемых местных видов топлива на ТЭЦ и мини-ТЭЦ ГПО «Белэнерго» (по данным за 2017 год).

Наиболее крупными потребителями МВТ являются ТЭЦи мини-ТЭЦ, анализ потребляемых ТЭР по секторам народного хозяйства в 2018 г. показал, что потребителями МВТ, в основном, являются энергетический сектор (преобразование МВТ в тепловую и электрическую энергию –1380 тыс. т ут.) и жилищный сектор – 846 тыс. т ут. [1]. На ТЭЦ и мини-ТЭЦ в 2018 г. было использовано 274 тыс. т у. т. МВТ, для генерации тепловой энергии районными котельными и котельными организаций – 1106 тыс. т у.т. Отметим, что ресурсы биотоплива и МВТ позволяют внести более существенный вклад данных источников в топливно-энергетический баланс страны. Одной из причин недостаточного использования МВТ в энергетическом секторе являются последствия катастрофы на Чернобыльской АЭС с загрязнением радионуклидами части лесов и месторождений торфа на территориях Брестской, Гомельской и Могилевской областей. В работе представлены результаты исследований, направленные на снижение последствий аварии для объектов энергетики Беларуси.

Объекты исследований

Научным учреждением «ОИЭЯИ – Сосны» в рамах научных программ и хозяйственных договоров выполнен цикл оценок радиационных показателей котельных установок ТЭЦ ГПО

«Белэнерго» и концерна «Беллесбумпром» при сжигании загрязненных радионуклидами МВТ. Исследования проведены на котельных установках с различными технологиями сжигания и газоочистки.

Осиповичская мини-ТЭЦ. Два котла КЕ-10-2,4-300 ОГМВ Бийского котельного завода паропроизводительностью 10 т/ч каждый, сжигание в слое с шурующей планкой; 1 турбоагрегат ПТГ-1,2-0,4-24/1,2 мощностью 1,2 МВт. Параметры пара: 2,4 МПа; 300 °С. Проектное топливо котлов – древесные отходы (щепа, опилки), а также фрезерный торф. Очистка дымовых газов производится в циклонном аппарате.

Жодинская ТЭЦ. Котел E-60-9,5-510 (ИНЭКО) паропроизводительностью 60 т/ч, давлением 9,5 МПа и температурой пара 510 °С оснащен для сжигания местных видов топлива предтопком с «кипящим слоем». Используемое топливо – щепа топливная, торф фрезерный, дробленый торфобрикет, смесевое топливо (щепа + торф). Очистка дымовых газов производится в электрофильтре.

Лунинецкая ТЭЦ. В состав энергоустановки входят 2 котла, оснащенные топками с «кипящим слоем» Е-10-3,9-440 ДФ и Е-20-3,9-440ДФ ОАО «Белозерского энергомеханического завода» паропроизводительностью 20 и 10 т/ч; паровая турбина Siemens SST-110 мощностью 4,66 МВт. Параметры пара: 3,9 МПа, 440 °С. Используемое топливо – древесная щепа и фрезерный торф.

БелГРЭС. Энергоустановка мощностью 1,5 МВт. Котел КЕ-25-24-350 паропроизводительностью 20 т/ч с топкой «кипящего слоя». Работает на местных видах топлива – древесной щепе и фрезерном торфе (соотношение ~50/50 %). Очистка дымовых газов производится в электрофильтре.

Пружанская ТЭЦ. Применяется технология сжигания BioPower-5 в конусном подвижном слое на вращающейся колосниковой решетке. Котел BPC-CES-64-485. ТЭЦ может работать как на древесной щепе с влажностью до 60 %, так и на смеси с торфом, доля которого может достигать 40 %. Очистка дымовых газов производится в электрофильтре.

Речицкая мини-ТЭЦ. В состав основного оборудования Речицкой ТЭЦ входят два термомаслянных котла ВОЕ ТОЕ фирмы «Polytechnik» (Австрия) паропроизводительностью 12 т/ч каждый со слоевым сжиганием местных видов топлива (топливной щепы или торфобрикета) на подвижной колосниковой решетке. Вместо воды в котлах используют органическое масло, которое используется как высокотемпературный теплоноситель в цикле блочных ORC-модулей (производитель – компания «TURBODEN», Италия). Дымовые газы котла перед выбросом последовательно очищаются от твердых частиц (летучей золы, дисперсных включений) в батарейном мультициклоне и электрофильтре.

Котельная Светлогорского ЦКК, котел Wellons паропроизводительностью 24 тп/ч при сжигании древесных отходов на топливо в топке с вращающимися колосниками и 2-ступенчатой системой газоочистки с батарейными циклонами и электрофильтром. Особенностью очистки являлась регулярная паровая обдувка поверхностей нагрева от сажистых и зольных отложений.

При исследовании радиационных показателей котельных установок проведено 36 экспедиций, изучено распределение потоков активности по тракту установок, совместно с научными коллективами и сотрудниками ведомств и организаций были разработаны рекомендации по ограничению содержания радиоактивного цезия ¹³⁷Cs в сжигаемом топливе. Введение рекомендованных ограничений содержания радионуклида ¹³⁷Cs до 300 Бк/ кг в древесной щепе и до 200 Бк/кг – для дровяного сырья снизило вероятность образования зольных отходов уровня радиоактивных отходов на большинстве энергетических объектов Беларуси до единичных случаев, а радиационное воздействие объектов на персонал, население и окружающую среду – до нормативных уровней.

На современных котельных установках западного дизайна – котлах ВОЕ ТОЕ Речицкой ТЭЦ и котле Wellons Светлогорского ЦКК, введенных в эксплуатацию в последние годы и имеющих многоступенчатую высокоэффективную систему газоочистки с финишным электрофильтром, при сжигании загрязненных радионуклидами топливной щепы были зафиксированы высокие коэффициенты концентрирования ¹³⁷Cs в фильтрационной золе. Так, отношение удельной активности ¹³⁷Cs в золе электрофильтра превышало удельную активность

¹³⁷Сѕ в сжигаемом древесном топливе более чем в 200 раз. При таком высоком концентрировании высока вероятность выхода фильтрационной золы с удельной активностью ¹³⁷Сѕ более 10 кБк/кг (уровня РАО) даже при нормативном содержании ¹³⁷Сѕ в сжигаемом топливе, что было неоднократно подтверждено в ходе экспериментальных исследований. Исследования выбросов радионуклида ¹³⁷Сѕ (эмиссии) с дымовыми газами Пружанской и Жодинской ТЭЦ при сжигании смесей МВТ (древесная щепа + ~ 30 мас. % торфа или дробленого торфобрикета) с очисткой дымовых газов от золы в электрофильтре показало существенное снижение концентрирования активности в фильтрационной золе и низкую вероятность образования РАО.

Результаты экспериментальных работ

Для повышения радиационной безопасности котельных установок различного дизайна и технологий сжигания загрязненных МВТ в рамках программы фундаментальных и прикладных исследований был изучен вынос активности из топливной зоны (эмиссия) при сжигании смесевых топлив на основе топливной щепы и торфа (торфобрикета), а также с другими видами топлива, а также сорбентов. Экспериментальные исследования проведены на лабораторной установке сжигания топливной щепы (опилок), смеси щепы с торфом, сланцами и глиной. В качестве добавок использовались измельченный торфобрикет «Житковичского» ТБЗ, а также сланцы «Туровского» месторождения и глина из месторождения «Лукомль -1».

В данной работе представлены результаты лабораторных исследований выноса ¹³⁷Cs с дымовыми газами при слоевом сжигании проб щепы топлива с различными добавками торфа, торфобрикета. Опыты проводились при поддержании температурного уровня в муфельной печи в диапазоне 800–850 °C и стабильности подачи топлива и дутья. Предварительно измерялись зольность, влажность и удельная активность компонентов и определялся состав проб. Измерение удельной активности проб топлива и золы проводилось в аттестованной лаборатории, массовые характеристики, зольность и влажность проб – в соответствии с ГОСТ. Вынос ¹³⁷Cs с дымовыми газами рассчитывался из баланса активности в топливе и зольных отходах. С учетом значительных погрешностей измерений удельной активности ¹³⁷Cs в топливе и золе значения уноса оценивались как по средним значениям, так и в виде диапазонов достоверных значений (с вероятностью 95 %).

Образец типового протокола опыта при сжигании смеси древесного топлива с торфом представлен в табл. В каждой серии опытов проводились серии опытов с различным составом проб, результаты измерений выноса активности при сжигании проб древесной щепы и смесевых композиций с вариациями доли торфа в смеси и проб торфа представлены на рис. 2.



Рис 2. Результаты измерения выноса ¹³⁷Cs из топочного пространства E,% при сжигании проб древесного топлива, смесей с торфом в зависимомости от зольности сжигаемых проб Z,% в координатах: a) E(%)=f (Z,%), b) Ln(E,%) = f(Ln(Z,%)

Как следует из результатов анализа экспериментальных данных, при стабилизации температуры горения и мощности топки (равномерная подача топлива и воздуха) определяющим фактором снижения выноса ¹³⁷Cs из топочного пространства с дымовыми газами для данных

смесей является зольность исходного топлива, которая варьируется за счет изменения доли торфа в пробе. Максимальный вынос цезия на уровне Е ~40 % наблюдается при сжигании чистой топливной щепы зольностью до 1,0 %, наименьший вынос (уровня 1–2 %) – при сжигании проб щепы с добавкой до 40 % торфа – торфобрикета и суммарной зольностью пробы до 12–14 %. Смесевые пробы имеют промежуточное значение.

Характер зависимости выноса активности Е,% от зольности сжигаемого топлива Z,% имеет существенную нелинейность (рис 2, а), поэтому результаты были обобщены (рис.2, b) в логарифмической системе координат Ln(E)=f(Ln(Z)). Добавки 15–20 % торфобрикета в пробы древесной щепы снижали вынос ¹³⁷Cs практически на порядок, при этом снижается и вероятность образования фильтрационной золы категории РАО. При зольности смесей $E \rightarrow (10-14)$ % при доле торфа в смеси 30–40 % обобщающая кривая вырождается до уровня $E \rightarrow (1-0)$ %; и значения выноса ¹³⁷Cs из топочного пространства находятся в пределах погрешности измерений.

Промышленный эксперимент на котельной установке ВОЕ ТОЕ при длительном сжигании партии смеси топливной щепы и 15 % дробленки торфобрикета Житковичскго ТБЗ подтвердили эффективность данного способа сжигания загрязненных радионуклидами топлив [2].

Заключение

Результаты анализа экспериментальных данных при сжигании смесевых композиций топливная щепа – торф – торфобрикет, загрязненных радионуклидами, промышленное исследование на котлах типа ВОЕ-ТОЕ, а также эксплуатация энергетических объектах ГПО «Белэнерго» подтвердили перспективность использования смесевых видов топлива при генерации электроэнергии и тепла на объектах энергетики. Подготовка и использование смесей снижают загрязненность ¹³⁷Cs фильтрационных зольных отходов, золы уноса, золы подовой, вероятность образования радиоактивных отходов уровня РАО. Использование топливных смесей расширит номенклатуру сжигаемых топлив и ресурсы топливной отрасли.

Кроме экологической, радиационной и экономической приемлемости использования смесей в качестве топлива на ТЭЦ, мини-ТЭЦ и крупных котельных желательно принятие положения об отнесении торфа (торфобрикета) к возобновляемому или частично возобновляемому энергоресурсу (ВИЭ) по аналогии с положением о торфе в некоторых странах ЕС, эффективно использующих данный топливный ресурс (Финляндия и Ирландия). Принятие такого положения для возобновляемой части ресурса торфа будет способствовать более широкому и экономически обоснованному использованию топливных смесей в энергетике и повышению энергетической безопасности.

Список использованных источников

- Топливно-энергетический баланс Республики Беларусь за 2018 год с инфографикой (.xlsx). Национальный Интернет-портал Республики Беларусь [Электронный ресурс]/Национальный статистический комитет Респ. Беларусь. – Минск, 2018. – Режим доступа: http://www.belstat. gov.by/ofitsialnaya-statistika/realny-sector-ekonomiki/energeticheskaya-statistika/operativnyedannye_3/proizvodstvo-dobycha-prirodnyh-vidov-toplivno-energeticheskih-resursov/.Дата доступа : 07.12.2018.
- О влиянии топливных и минеральных добавок на эмиссию ¹³⁷Cs при сжигании загрязненного радионуклидами древесного топлива / В.Н. Соловьев [и др]. // VII Междунар. конференция. «Атомная энергетика, ядерные и радиационные технологии XXI века»: доклады. Минск, 3–26 октября 2018 г. – С. 209–214.

Таблица. Сжигание древесного топлива (опилок) с торфобрикетом (30 %),30.11.2016

Параметр, размерность	Значение
Масса сожженной щепы, г	1195,2
Влажность щепы, %	22,6
Зольность щепы на сухую массу, %	1,1
Масса сожженного торфа, г	511,4
Влажность торфа, %	17
Зольность торфа на сухую массу, %	14,7
Масса полученной золы, г	120,35
Содержание горючих в золе, %	42,8
Средняя температура в топке, ^о С	870
Длительность сжигания, мин	100
Удельная активность ¹³⁷ Сs в щепе, Бк/кг	47 ± 11
Удельная активность ¹³⁷ Сs в торфе, Бк/кг	26 ± 6
Удельная активность ¹³⁷ Cs в золе, Бк/кг	540 ± 130
Активность ¹³⁷ Cs, поступившая в топку с топливом (расчет по средним	69,4708
значениям, диапазон с учетом погрешности), Бк	(53,2552 - 85,6864)
Активность ¹³⁷ Cs, оставшаяся в золе (расчет по средним значениям,	64,989
диапазон с учетом погрешности), Бк	(49,3435 - 80,6345)
Эмиссия ¹³⁷ Cs с дымовыми газами (расчет по средним значениям,	6,5
диапазон с учетом погрешности), %	до (42,4)

В.Н. Соловьев. И.Г. Плещенков, А.С. Левчук

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси, Минск, Республика Беларусь

ВЛИЯНИЕ ТОПОЧНОГО РЕЖИМА НА УДЕЛЬНУЮ АКТИВНОСТЬ ЦЕЗИЯ- 137 В ЗОЛАХ ПРИ СЛОЕВОМ СЖИГАНИИ ДРЕВЕСНОГО ТОПЛИВА, ЗАГРЯЗНЕННОГО РАДИОНУКЛИДАМИ, В ПРОМЫШЛЕННЫХ УСЛОВИЯХ

Введение

Использование биотоплива и местных видов топлива для производства электроэнергии и тепла в Беларуси основывается, в первую очередь, на сжигании древесного топлива и торфа. Часть древесных топливных ресурсов республики загрязнена радионуклидами чернобыльского происхождения, преимущественно изотопом ¹³⁷Cs, при сжигании такого топлива происходит значительное концентрирование ¹³⁷Cs в зольных отходах, что связано с низкой зольностью древесины. В котлах с колосниковыми решетками, работающих на древесном топливе, коэффициенты концентрирования ¹³⁷Сѕ в золе, уносимой с дымовыми газами (отношение удельной активности в золе к удельной активности в топливе), значительно выше, чем в подовой. Серия экспериментов на промышленных, теплоснабжающих и энергетических объектах [1] показала, что удельная активность ¹³⁷Cs в подовой золе превышает удельную активность этого радионуклида в сухом древесном топливе в среднем в 21,4 раза, а в золе уноса, уловленной в системах газоочистки, - в среднем в 42,8 раза. Наблюдается также закономерность - чем эффективнее система очистки дымовых газов, тем выше удельная активность ¹³⁷Cs в уловленной в этой системе золе, при одной и той же удельной активности радионуклида в топливе. Например, удельная активность ¹³⁷Cs в золе уноса, уловленной одиночными циклонами, относительно невелика и сравнима с удельной активностью радионуклида в подовой золе. В золе, уловленной мультициклонами, коэффициенты концентрирования ¹³⁷Сѕ имеют более высокие значения. Наибольшее концентрирование ¹³⁷Cs (до 100 раз и более) происходит в золе, уловленной высокоэффективными фильтрами – рукавными и электрофильтрами.

Актуальность рассматриваемых в статье вопросов обусловлена высокой вероятностью концентрирования ¹³⁷Cs в улавливаемой системами газоочистки золе до уровня радиоактивных отходов [2] даже при сжигании «чистого» древесного топлива. Обращение с такими зольными отходами потребует принятия специальных защитных мер, что может существенно снизить экономическую эффективность использования биотоплива и местных видов топлива. Частицы золы уноса в потоке отходящих газов при сжигании топлив представляют собой динамическую систему. Во время сжигания топлива образуется большое количество первичных субмикронных частиц, формирующихся путем испарения и конденсации в топочном пространстве части минеральных веществ, содержащихся в топливе. Испаренные минеральные вещества, пересыщаясь, образуют путем гомогенной конденсации (нуклеации) первичные частицы золы. Далее эти частицы при достаточно высоких температурах в пламени растут как за счет механизмов броуновского соударения и сращивания, так и путем гетерогенной конденсации. Когда температура падает, частицы коагулируют, а также являются центрами гетерогенной конденсации для соединений с более низкими температурами кипения. Помимо частиц, образованных испарительно-конденсационным путем, в золе уноса котлов также присутствуют частицы подовой золы, подхватываемые и уносимые потоками отходящих газов. В рамках совместного международного проекта с участием авторов статьи были проведены исследования сжигания загрязненного радионуклидами древесного топлива на промышленном котле паропроизводительностью 9 т/ч в Гомельской области [3]. Результаты этих исследований показали зависимость удельной активности ¹³⁷Cs от размера частиц летучей золы в диапазоне размеров частиц более 2 мкм, близкую к линейной. Это указывает на расположение ¹³⁷Сs преимущественно на поверхности частиц золы уноса. Чем меньше размер частиц, тем больше удельная площадь поверхности частиц (в расчете на единицу массы) и, следовательно, тем выше удельная активность ¹³⁷Cs в таких частицах. Такое распределение ¹³⁷Cs можно объяснить осаждением соединений радионуклида на поверхности ранее образовавшихся частиц путем сорбции или гетерогенной конденсации. Анализ результатов исследований [3] также показал, что при сжигании одного и того же топлива при изменении режима работы котла удельная активность ¹³⁷Cs в золе уноса может существенно различаться.

Методика исследований

Для изучения влияния режимов работы котельного оборудования на величину удельной активности ¹³⁷Cs в золе уноса и подовой проведено одновременно исследование на двух котлах одинаковой марки, работающих на топливе (древесные отходы – щепа) из одной партии. Исследования были проведены на паровых котлах с технологией слоевого древесного топлива на подвижной колосниковой решетке. Котлы марки ДЕ 16/14ГМ с предтопками DG-10 (производства Казлу Руда, Литва), оборудованными подвижными переталкивающими колосниковыми решетками, имели номинальную производительность Д=16 т пара в час каждый, очистка дымовых газов производилась электрофильтром. Топочные режимы котлов имели существенные отличия коэффициентов избытка воздуха, следствием чего было различное содержание кислорода в дымовых газах. Тепловая нагрузка котлов в одинаковые моменты времени была приблизительно одинаковой и изменялась синхронно. В течение испытаний по данным штатных приборов фиксировались среднечасовые параметры работы котлов: паропроизводительность (D, т/ч), температура в топочном пространстве (T, °C), концентрация кислорода в дымовых газах перед экономайзером (О2, %), представленные в табл. 1. Отмечается существенная неравномерность паропроизводительности (и напряженности топочного режима) в течение суток, связанная с участием котельной в теплоснабжении жилого и производственного секторов города.

Для учета влияния суточных изменений производительности котлов на удельную активность ¹³⁷Cs в зольных отходах с периодичностью 2 ч производился отбор проб зольных отходов (подовой золы и золы, уловленной электрофильтрами). Пробы подовой золы отбирались из транспортеров системы золоудаления каждого котла, отбор проб золы, уловленной электрофильтрами, выполнялся непосредственно из потоков ссыпающейся золы в золосборники под электрофильтрами. Объем каждой пробы составлял 1 л, для каждой пробы в аттестованной лаборатории была измерена удельная активность ¹³⁷Cs. Выборочно в пробах золы, уловленной в электрофильтрах, в соответствии с ГОСТ было определено содержание горючих.

Результаты исследований

В табл. 2 представлены результаты измерений удельной активности ¹³⁷Сs в пробах подовой золы (Ауп, Бк/кг) и золы, уловленной в электрофильтрах (АуЭф, Бк/кг), с учетом абсолютных погрешностей измерений (±δ, Бк/кг), а также долей содержания горючих в пробах золы, уловленной в электрофильтрах (ГЗф, %) для двух котлов. Удельная активность зольных отходов во всех пробах была ниже уровня для РАО. Графики изменения удельной активности ¹³⁷Сs в пробах золы в зависимости от времени суточной работы котлов представлены на рис. 1.

Сопоставление полученных результатов позволило выявить зависимости изменения удельных активностей ¹³⁷Сs в зольных отходах от изменений топочного режима котлов. Удельная активность ¹³⁷Сs в подовой золе каждого котла в течение суток изменялась незначительно. Подовая зола в котле № 2 имела удельную активность ¹³⁷Сs в среднем на 20 % выше чем в котле № 1. Средние среднеарифметические значения удельных активностей ¹³⁷Сs в подовой золе котлов № 1 и 2 были 2858 и 3470 Бк/кг соответственно. Получено, что загрязнение подовой золы при слоевом сжигании в предтопках DG-10 слабо зависит от топочного режима (температуры сжигания, избытка воздуха) и определяется, в основном, исходным уровнем загрязнения топлива и его характеристиками (зольностью, влажностью, фракционностью и др.). Возможно, на данные характеристики также влияют коструктивные особенности топки (распределение топлива на решетке, дутьевого воздуха, объемы топочного пространства и др.), которые для данных котлов были подобными.



Рис.1. Суточное изменение загрязнения ¹³⁷Сs золы подовой (1) и электрофильтра (2) при сжигании топливной щепы: а) в котле №1, b) № 2

Для данного оборудования зафиксировано достаточно неожиданное соотношение более высоких уровней загрязнения подовой золы в сравнении с загрязнением фильтрационной. При этом, если данное соотношение для котла № 2 фиксировалось при повышенной производительности, то для котла № 1 это соотношение имеет устойчивый характер во всем диапазоне параметров. Анализ данных показал, что топочный процесс в котле № 1 характеризуется существенным снижением темературы в топке с ростом паропроизводительности и повышением содержания горючих в золе (недожога) при высоком содержании кислорода в сбросных газах. Такие парамеры могут указывать на несовершенство организации топочного процесса и наличия значительного подсоса воздуха в газоходы котла за пределами топки. Кроме того, резкое снижение активности проб Aef для двух котлов указывает на недостаточную производительность электрофильтов, которые наиболее эффективно очищают дымые газы от золы уноса при низкой паропроизводительности котлов. Средние значения удельных активностей ¹³⁷Сs в золе уловленной в электрофильтрах котлов № 1 и 2 отличались приблизительно в 3 раза: 1105 и 3704 Бк/кг соответственно, и существенно изменялись по времени отбора проб и от производительности котлов. Основными факторами влияния на загрязнение фильтрационной золы, как известно, явлаются температура сжигания топлива и напряженность топочной поверхности топочного полотна за счет уноса золы и мелких частиц топлива дымовыми газами. Влияние температурного фактора на загрязнение фильтрационной золы представлено на рис. 2



Рис. 2. Влияние температуры горения в топках на загрязнение ¹³⁷Cs фильтрационной золы: a) Aef ij (Бк/кг) = f (T,oC); b) Aef ij / Aef mj, где i – режим, j=1,2– данные по котлу№ 1 и по котлу № 2 соответственно

Зависимости загрязнения фильтрационной золы имеют единый экспоненциальный вид со значительным ростом от температуры в топке (рис. 2, а). В координатах: Aef ij / Aef mj=f(Tij,C), где Aef ij – i – режимные значения для котлов, Aef m,j – осредненные значения уровня загрязнения для j-котлов, получено обобщение загрязнения фильтрационных зол для котлов № 1 и 2 единой зависимостью, близкой к экспоненциальной (рис. 2, b).

Изменение загрязнения фильтрационной золы от паропроизводительности котлов, что определяет расход и подачу топлива, воздуха в топку (мощность топки) и является косвенным параметром выноса зол и частиц топлива с дымовыми газами для котлов № 1 и 2, представлено на рис. 3. Получено линейное загрязнение фильтрационной золы от паропроизводительности.



Рис.3. Влияние паропроизводительности котлов № 1 и 2 на загрязнение фильтрационной золы при сжигании топливной щепы, загрязненной радионуклидами

Проведенные исследования подтвердили определяющее значение топочного режима при сжигании древесного топлива, загрязненного радионуклидами на вынос активности из топочного пространства. Для обоих котлов в режимах с минимальной паропроизводительностью и высокой температурой сжигания в золе уноса (фильтрационная) зафиксирована максимальная удельная активность ¹³⁷Cs. Для данных параметров подтверждается механизм уноса цезия из топочного пространства преимущественно путем испарения его соединений и последующего осаждения паров (конденсации) на мелких и дисперсно-аэрозольных частицах, выносимых с дымовыми газами. С ростом паропроизводительности на загрязнение золы уноса начинают оказывать влияние 2 фактора – снижение температуры горения и рост запыленности дымовых газов. Как следует из данных рис. 1, влияние паропроизводительности при снижении температуры горения незначительно влияет на загрязнение основного потока золы котельной установки подовой золы. Таким образом, вынос цезия с ростом площади поверхности, пригодной для конденсации паров соединений цезия, конденсация паров будут происходить быстрее, ¹³⁷Сs будет дополнительно осаждаться на более крупных частицах и загрязнение фильтрационной золы будет снижаться. Чрезмерное увеличение запыленности отходящих дымовых газов увеличит нагрузку на систему газоочистки, что может негативно сказаться на эффективность системы фильтрации.

Заключение

В данном промышленном исследовании с ростом напряженности топочного объема (паропроизводительности) снижалась температура горения и увеличивался вынос золы уноса широкого спектра размеров. Для оценки влияния данных факторов на вынос золы из топки необходимы дополнительные исследования влияния фракционного состава зол на их загрязненность ¹³⁷Cs. С увеличением запыленности отходящих дымовых газов растет масса зольных отходов, уловленных системой очистки. Поэтому при поиске оптимального решения, например ,при разработке технологической карты сжигания смесевых композиций древесная щепа – торф – торфобрикет, необходимо учитывать особенности смесевого топлива, характеристики котельного оборудования и системы газоочистки.

Список использованных источников

- 1. Радиоэкологические аспекты сжигания древесного топлива на крупных энергетических установках Беларуси / В.Н. Соловьев [и др.] // Энергетическая стратегия. Минск, 2010. № 1(13). С. 35 38.
- 2. Требования к обеспечению радиационной безопасности персонала и населения при обращении с радиоактивными отходами: Санитарные нормы и правила, утв. постановлением Министерства здравоохранения Респ. Беларусь от 31.12.2015 № 142 (СПОРО-2015).
- Roed, J., Andersson, K.G., Fogh, C.L., Olsen, S.K., Prip, H., Junker, H., Kirkegaard, N., Jensen, J.M., Grebenkov, A.J., Solovjev, V.N., Kolchanov, G.G., Bida, L.A., Klepatzky, P.M., Pleshchenkov, I.G., Gvozdev, A.A. & Baxter, L. Chernobyl Bioenergy Project. Power Production from Radioactively Contaminated Biomass and Forest Litter in Belarus, Phase lb. Report R- 1146(EN) ISBN 87-550-2619-2, RIS0 National Laboratory (publisher), Roskilde, Denmark, 2000.

	Время	Котел № 1			Котел № 2		
N⁰	регистрации						
режима	режима ч,	D, т/ч	T, °c	O2, %	D, т/ч	T, °C	02, %
	МИН						
1	8-00 - 9-00	2,9	766	18,5	3,4	735	12,4
2	09-30	2,9	767	18,2	3,4	736	12,4
3	10-30	3,7	768	17,5	4,0	735	11,6
4	11-30	4,5	760	18,0	4,7	732	10,4
5	12-30	3,8	753	19,7	4,0	728	11,5
6	13-30	3,7	755	18,9	4,0	728	11,8
7	14-30	3,8	758	18,5	4,0	729	11,8
8	15-30	5,5	758	15,3	5,1	725	10,0
9	16-30	5,7	733	17,8	5,3	707	9,7
10	17-30	5,1	717	18,5	5,4	687	9,7
11	18-30	5,5	709	18,8	5,6	679	10,3
12	19-30	6,1	705	17,7	6,2	676	9,6
13	20-30	6,5	690	17,7	6,3	669	9,2
14	21-30	6,9	678	17,5	6,7	662	8,8
15	22-30	7,1	657	17,2	7,0	656	*8,4
16	23-30	6,7	636	18,0	6,5	652	8,8
17	0-30	6,8	623	17,2	6,7	651	8,8
18	01-30	6,6	615	17,8	6,4	652	9,0
19	02-30	6,3	611	17,9	6,2	655	9,1
20	03-30	6,3	608	17,7	6,2	660	9,1
21	04-30	6,3	604	17,7	6,2	666	9,1
22	05-30	6,3	603	17,7	6,2	670	9,0
23	0-6-30	6,3	604	17,4	6,3	675	8,9
24	07-30	6,3	605	17,	6,2	681	9,0

Таблица 1. Среднечасовые параметры работы котлов № 1 и 2 (котельная г. Шклова)

Таблица 2. Результаты измерений загрязнения ¹³⁷Сs золы подовой и золы электрофильтров при сжигании древесной щепы в суточном эксперименте (г. Шклов)

N⁰	Время	Котел № 1			Котел № 2		
режима	регистрации режима	$\begin{array}{c} Aqz\pm\sigma,\\ \mathbf{K}\mathbf{K}\mathbf{K}\mathbf{K}\mathbf{K}\mathbf{K}\mathbf{K}\mathbf{K}\mathbf{K}\mathbf{K}$	Aqef±σ, Бк/кг	Г,%	$\begin{array}{c} Aqz\pm\sigma,\\ {\rm Kkg} \end{array}$	Aqef±σ, Бк/кг	Г,%
2	9-30	3050±760	1620+400	27,8	3400+ 850	5060+ 1260	21,2
4	11-30	2970+740	1610+ 400		3480+ 870	5360+ 1340	
6	13-30	2890+720	1500+370		3530+ 880	4900+ 1220	
8	1530	2970+ 740	1360+ 340		3420+ 850	4740+ 1190	
10	1730	3150+790	1050+260	18,6	3520+880	3510+880	26,2
12	19-30	3010+750	990+250		3490+ 870	3131+780	
14	21-30	1820+460	1050+260		3520+880	3260+ 820	
16	23-30	3120+780	900+230		3500+880	3090+770	
18	01-30	3060+760	740+180	53,9	3450+860	2610+650	25,4
20	03-30	3030+760	790+200		3440+860	2830+710	
22	05-30	2690+670	800+200		3460+ 860	3010+750	
24	07-30	2540+640	850+210	53,1	3430+860	2950+740	29,2

Э.А. Рудак, Т.Н. Корбут, М.О. Кравченко, А.М. Петровский

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси, Минск, Республика Беларусь rudak@sosny.bas-net.by

МАТЕМАТИЧЕСКОЕ ОПИСАНИЕ ТЕПЛОВОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА В КАЧЕСТВЕ АНАЛОГА ЗАТУХАЮЩЕГО ГАРМОНИЧЕСКОГО ОСЦИЛЛЯТОРА

Аннотация

Рассмотрение связи между моделью рождения и гибели частиц и моделью затухающего гармонического осциллятора в приложении к тепловому ядерному реактору основывается на идее о возникновении колебательных процессов в реакторе. Такое предположение следует из аналогии процессов размножения нейтронов в размножающей среде реактора с процессами, происходящими в лазерах: статистические задачи в этой области связаны с изучением оптических генераторов со случайной обратной связью. В свою очередь принцип действия таких генераторов схож с принципом действия ядерного реактора. В данной работе рассматриваются математические аспекты, в которых прослеживается аналогия работы ядерного реактора с условным затухающим гармоническим осциллятором.

Введение

В [1] модель рождения и гибели частиц в приближении линейного роста была использована для определения условий, при которых возникает самоподдерживающаяся реакция деления ядер топлива и которые соответствуют режиму постоянной мощности теплового реактора. Было показано, что для этого размножающая среда теплового реактора должна быть подкритической с реактивностью ρ = -β, где β – суммарный выход запаздывающих нейтронов.

Качественно процесс возникновения самоподдерживающейся реакции можно представить следующим образом. Попавший в подкритическую размножающую среду исходный нейтрон первого поколения характеризуется средним временем жизни поколения нейтронов тп. По истечении этого времени тп нейтрон сам гибнет, но порождает новый мгновенный нейтрон второго поколения и т.д.

В подкритической размножающей среде вероятность появления нейтрона, например, k-го поколения, меньше вероятности появления предыдущего (k–1)-го поколения нейтронов. Один исходный нейтрон в размножающей среде с реактивностью $\rho = -\beta$ до своей полной гибели вызывает в среднем $1/\beta$ последовательных делений ядер топлива. Исходя из этого вместо погибшего нейтрона обязательно появляется новый, но уже запаздывающий нейтрон, так как среднее число делений ядер топлива, умноженное на средний выход запаздывающих нейтронов $(1/\beta)\cdot\beta = 1$. Вновь появившийся нейтрон повторяет судьбу предшествующего нейтрона и т.д. Возникает самоподдерживающаяся цепная реакция делений ядер топлива.

Формальная теория линейного гармонического осциллятора

Можно решать данную задачу в общем виде и попытаться получить формулу для среднего числа частиц, являющуюся аналогом формулы

$$M(t) = \exp\left[\int_{0}^{t} (\lambda(\tau) - \mu(\tau)) d\tau\right],$$
(1)

непосредственно из линейного дифференциального уравнения второго порядка

$$f(t)y(t)'' + g(t)y(t)' + h(t)y(t) = 0,$$
(2)

которое по структуре подходит и для описания линейного осциллятора [2].

Здесь следует учесть, что функция M(t) (1) по размерности дает число частиц и по размерности должна совпадать с квадратом амплитудного фактора A^2 , в то время как в уравнении (2) величина $y(t) \sim \sqrt{M(t)}$ и имеет размерность амплитудного фактора А. Поэтому из двух решений $y(t)_1$ и $y(t)_2$ уравнения для затухающего синусоидального колебания необходимо получить квадратичные выражения $y^2(t)_1$, $y^2(t)_2$ и из них составить выражение, подходящее по физическому смыслу к M(t) (1), как это делается для затухающего гармонического осциллятора.

Не теряя общности рассуждений, уравнение (2) можно упростить, положив f(t) = 1, т.е. будем иметь дело с уравнением

$$y(t)'' + g(t)y(t)' + h(t)y(t) = 0,$$
(3)

 $\langle \alpha \rangle$

которое по форме является аналогом уравнения $x'' + (1/\gamma)x' + \omega 0^2 x = 0$.

Величина h(t) в (3) соответствует квадрату собственной частоты системы $\omega 0$, т.е. $h(t) \sim \omega 02$. Величина $g(t) \sim 1/\gamma$ описывает «затухание» или «раскачку» осцилляций в системе. В использованном в [1] формализме модели рождения и гибели такой результат не просматривался из-за отсутствия в исходном уравнении члена с h(t).

В [2] рассматривается несколько методов решения уравнения (3). Но исходя из вида функции M(t) (1) и вида возможного осциллирующего фактора $\sim \sin(\omega t)$ и $\sim \cos(\omega t)$, следуя [2], надо сделать подстановку

$$u(t) = y(t) \exp\left[\frac{1}{2} \int_{0}^{t} g(s) ds\right].$$
(4)

С помощью этой подстановки из (3) получается приведенная форма уравнения для функции *u*(*t*)

$$u(t)'' + I(t)u(t) = 0$$
(5)

где величина I(t) равна

$$I(t) = h(t) - g^{2}(t) / 4 - g(t)' / 2.$$
(6)

Уравнение (5) есть не что иное, как уравнение Хилла [2]. Вместе с величиной I(t) (6) оно обеспечивает возможное многообразие решений у исходного уравнения (5) за счет осциллирующей части u(t). Рассматриваемый случай линейного гармонического осциллятора соответствует $I(t) \approx const$. Но при необходимости с помощью подбора величины I(t) (6) можно поучить и другие имеющие практическое значение для физики тепловых реакторов решения.

Если величина u(t) определена, то искомое решение может быть получено из (4). Если допустить, что приведенное уравнение для u(t) (5) решено, т.е. известны два его решения u1 и u2, то можно получить (с точностью до постоянного множителя) выражения для двух решений y_1 и y_2

$$y(t)_{1} = u(t)_{1} \exp\left[-\frac{1}{2} \int_{0}^{t} g(s) ds\right],$$
(7)

$$y(t)_{2} = u(t)_{2} \exp\left[-\frac{1}{2} \int_{0}^{t} g(s) ds\right].$$
(8)

По форме функции y(t)1 (7) и y(t)2 (8) очень похожи на решения уравнения механических колебаний, если u(t)1 ~ sin(ω t) и u(t)2 ~ cos(ω t). Получить нужные по форме решения не трудно. Для этого положим в уравнении (6) I(t) = ω 2, что эквивалентно

$$\omega^{2} = \omega_{0}^{2} - g(t)^{2} / 4 - g(t)' / 2, \qquad (9)$$

$$\omega = \omega_0 \left(1 - g(t)^2 / 2\omega_0^2 - g(t)' / 2\omega_0^2 \right)^{1/2}.$$
 (10)

Здесь выражение для частоты ω (9) практически совпадает с аналогичным выражением для затухающего гармонического осциллятора, если g(t)2 = 1/ γ 2 и g(t) не зависят или слабо зависят от времени.

В рассматриваемом случае слабо затухающего гармонического осциллятора g(t)2/4 ω 02 ~ 1/4 γ 2 ω 02 << 1 и g(t)'/2 ω 02 << 1, т.е. $\omega \approx \omega$ 0. Поэтому решения y(t)0 (7) и y(t)2 (8), после введения амплитуды x0, принимают нужный вид

$$y(t)_{1} \approx x_{0} \sin(\omega_{0} t) \exp\left[-\frac{1}{2} \int_{0}^{t} g(s) ds\right]$$
(11)

$$y(t)_{1} \approx x_{0} \cos(\omega_{0} t) \exp\left[-\frac{1}{2} \int_{0}^{t} g(s) ds\right]$$
⁽¹²⁾

и с точностью до обозначений совпадают с решениями

$$x_1 \approx x_0 e^{-t/2\gamma} \sin(\omega_0 t)$$

И

$$x_2 \approx x_0 e^{-t/2\gamma} \cos(\omega_0 t)$$

для затухающего гармонического осциллятора.

В выражениях для y(t)1 (11), y(t)2 (12) множитель

$$A = x_0 \exp\left[-\frac{1}{2}\int_0^t g(s)ds\right].$$
 (13)

формально имеет тот же смысл, что и $x0^{-e-t/2\gamma}$ в решениях $x_1(t)$ и $x_2(t)$ (26). Если положить

$$t/\gamma(t) = \int_{0}^{t} g(s)ds , \qquad (14)$$

то сходство будет полным, хотя и появляется зависимость параметра $\gamma(t)$ от времени, что может быть полезным в ряде случаев.

Сумма квадратичных форм y(t)1 (11) и y(t)2 (12) дает сходное по структуре с M(t) (1) выражение

$$Y(t) = y(t)_1^2 + y(t)_2^2 = x_0^2 \exp\left[-\int_0^t g(s)ds\right].$$
 (15)

При g(t) = μ (t) – λ (t) совпадение квадрата амплитудного фактора y(t)12 + y(t)22 (14) с M(t) (1) с точностью до фактора x02 будет полным.

Таким образом показано, что выражение для среднего числа частиц M(t) (1), полученное ранее в рамках линейного приближения модели рождения и гибели частиц [1, 3–5], может быть получено в общем виде, независимо от модельных представлений, при решении линейного дифференциального уравнения y(t)'' + g(t)y(t)' + h(t)y(t) = 0.

Следует отметить, что решения y(t)1 (11), y(t)2 (12) имеют более общий характер, чем решения x1(t) и x2(t) для затухающего линейного гармонического осциллятора. Все зависит от знака величины

$$g(t) \sim \mu(t) - \lambda(t) \,. \tag{16}$$

Случай с g(t) < 0 соответствует затухающему гармоническому осциллятору, в то время как случай g(t) > 0 будет соответствовать «раскачке» гармонического осциллятора, что актуально с точки зрения разработки аналитических методов оценки безопасности режимов работы теплового реактора.

Следует отметить, что противопоставлять выводы формулы для среднего числа частиц M(t)

(1) в модели рождения и гибели частиц [1] и в настоящей работе в рамках теории гармонического осциллятора нельзя. Оба метода дополняют друг друга. В частности, в рамках модели рождения и гибели частиц функция M(t) (1) по определению носит статистический характер, что не просматривается при выводе данной формулы в рамках теории линейного гармонического осциллятора.

Адаптация теории гармонического осциллятора для описания взаимодействия нейтрона с размножающей средой

Из формулы (16) следует, что величине $\lambda(t) - \mu(t)$ в модели рождения и гибели частиц соответствует величина – g(t) в теории линейного гармонического осциллятора. Поэтому адаптация теории линейного гармонического осциллятора для описания взаимодействия нейтрона с размножающей средой теплового реактора по форме будет совпадать с использованной для аналогичной цели процедурой в случае модели рождения и гибели частиц в [1].

Полученные ранее формулы для линейного гармонического осциллятора носят общий характер. Поэтому следует попытаться адаптировать их для описания реальной размножающей среды теплового реактора. Проведенные в [1] аналогичные расчеты в модели рождения и гибели частиц показывают, что основной проблемой здесь является необходимость переходить от привычной непрерывной шкалы времени t с временем жизни поколения нейтронов $\tau(t)$ к дискретизированной по времени жизни k-го поколения нейтронов $\tau(t)$ к

Как показано в [1], в случае теплового реактора в расчетах с непрерывным временем t можно ограничиться приближением одной группы запаздывающих нейтронов, в котором величина т(i) определяется как

$$\tau(t) = \tau_{me} + \beta \tau_{man} (1 - e^{-i/c}) = a - b \cdot e^{-i/c}, \tag{17}$$

где тмг – время жизни мгновенных нейтронов, β – суммарный выход запаздывающих нейтронов, с – среднее время жизни запаздывающих нейтронов и для краткости приняты обозначения а = тмг + b, b = β тзап, тзап = c.

В этом приближении формулы для дискретизации непрерывной временной шкалы t можно получить в аналитическом виде. Основная формула здесь – число поколений нейтронов k(t) к моменту времени t. В [1] показано, что k(t) определяется интегралом

$$k(t) = t / a + (c / a) \ln \left[(a - b \cdot e^{-t/c}) / (a - b) \right].$$
⁽¹⁸⁾

где на величины t и k(t) не было наложено никаких условий.

Дискретизация времени t по числу поколений нейтронов проводится с помощью соотношения k(tk) = k. Отсюда время появления k-го поколения нейтронов tk будет выражаться формулой

$$t_{k} = c \cdot \ln\left[\left((a-b)e^{ak/c} + b\right)/a\right].$$
⁽¹⁹⁾

Времена появления (k-1)-го и k-го поколений нейтронов tk-1, tk и время жизни k-го поколения нейтронов tk связаны между собой рекуррентными соотношениями

$$t_{k} = t_{k} - t_{k-1} = c \cdot \ln\left[\left((a-b)e^{ak/c} + b\right) / \left((a-b)e^{a(k-1)/c} + b\right)\right].$$
(20)

Из (19) видно, что время tn, соответствующее целому числу поколений нейтронов n, как и следовало ожидать, просто равно сумме времен жизни поколений нейтронов тk, укладывающихся во временном интервале 0 – tn.

$$t_n = \sum_{k=1}^n \tau_k \,. \tag{21}$$

В дискретных временных точках tk в течение очень короткого промежутка времени $\delta t \sim 10 \div 15$ с происходит смена поколений нейтронов: гибнет (k–1)-е поколение нейтронов и рождается k-е поколение. Но это уже разные частицы и живут они в неперекрывающихся временных интервалах tk–1 и tk, которые в нашем случае определяются формулами (20), (21). Соответственно и описываться они должны кусочными функциями в пределах четко определенного временного интервала tk–1 \leq t \leq tk и т.д. [3, 4, 6].

Другими словами, разработанный ранее в [1] формализм модели рождения и гибели частиц необходимо использовать в пределах временного интервала, равного времени жизни поколения нейтронов тk и с параметрами размножающей среды, свойственной этому временному интервалу. Таким образом, дискретизация временной шкалы tn по времени жизни поколений нейтронов тk (21) фактически сводит проблему описания взаимодействия нейтрона с размножающей средой к сумме сходных проблем, но локализованных в пределах времени жизни одного поколения нейтронов тk.

Для решения суммы этих проблем, очевидно, достаточно решить одну локальную проблему для любого временного интервала, равного тk и лежащего в пределах $tk-1 \le t \le tk$. С этой целью вместо соотношения M(t) (1) рассмотрим два аналогичных соотношения при временах жизни tk и tk-1

$$M(t_k) = \exp\left[-\int_{0}^{t_k} g(s)ds\right] = \exp\left[\left(\rho - \beta - \beta e^{-t_k/c}\right)t_k / \left(a - b \cdot e^{-t_k/c}\right)\right],$$
(22)

$$M(t_{k-1}) = \exp\left[-\int_{0}^{t_{k-1}} g(s)ds\right] = \exp\left[\left(\rho - \beta - \beta e^{-t_{k-1}/\varepsilon}\right)t_{k-1}/\left(a - b \cdot e^{-t_{k-1}/\varepsilon}\right)\right].$$
(23)

Здесь величины M(tk–1) и M(tk) выражены одновременно как в виде M(t) (1) в обозначениях модели рождения и гибели частиц в обозначениях теории линейного гармонического осциллятора, так и в виде, свойственном для точечного реактора [1], где ρ – реактивность и β – суммарный средний выход запаздывающих нейтронов.

Учитывая близость значений времен т(t) (17) и тk (20), из формул M(tk) (22), M(tk-1) (23) получаем соотношение для связи параметров гармонического осциллятора с параметрами размножающей среды в пределах временного интервала $tk-1 \le t \le tk$

$$\int_{t_{k-1}}^{t_k} \left(\lambda(s) - \mu(s)\right) ds = \int_{t_{k-1}}^{t_k} g(s) ds \approx$$

$$\left(\left(\rho - \beta - \beta \cdot e^{-t_k/c}\right) t_k / \tau_k - \left(\rho + \beta - \beta \cdot e^{-t_{k-1}/c}\right) t_{k-1} / \tau_{k-1} \right)$$
(24)

В частности, на основании теоремы о среднем, для разности мгновенных интенсивностей $\lambda(tk) - \mu(tk)$ можно получить приближенное значение

$$\lambda(t_{k}') - \mu(t_{k}') = -g(t_{k}') \approx \\ \approx \left((\rho + \beta) \cdot (t_{k} / \tau_{k} - t_{k-1} / \tau_{k-1}) - \beta \cdot e^{-t_{k}/c} t_{k} / \tau_{k} + \beta \cdot e^{-t_{k-1}/c} t_{k-1} / \tau_{k-1} \right) / \tau_{k}^{2}$$
(25)

где tk' – временная точка внутри временного интервала (tk–1,tk). Это основное соотношение, связывающее разность мгновенных интенсивностей $\lambda(t) - \mu(t)$ в модели рождения и гибели нейтронов, теории линейного гармонического осциллятора с характеристиками размножающей среды ρ и β в точечном реакторе.

Как отмечалось выше, величина g(t) описывает «затухание» или «раскачку» осцилляций в системе. В нашем случае она выражается через параметры размножающей среды, по крайней мере, в пределах временного интервала $\tau k = tk - tk-1$. Теперь необходимо определиться с частотой ω в формуле (10), которая является аналогами формулы для классического затухающего осциллятора. Будем рассматривать случай слабого изменения величины g(t) в пределах временного интервала $\tau k = tk - tk-1$, т.е. когда эти формулы совпадают.

Как отмечалось выше, g(t) = 1/ γ , где γ время релаксации системы в уравнении (22). С другой стороны, согласно (25) g(t) = μ (t) – λ (t), т.е. величина μ (t) – λ (t) должна описывать релаксацию конкретной размножающей среды γ р.с

$$\mu(t) - \lambda(t) = 1/\gamma_{p.c.} \tag{26}$$

Явный вид величины 1/үр.с приведен выше в формуле (25).

По логике вещей в формуле $\omega = \omega 0[1 - g(t)2/4\omega 02]$ (10) выражение $g(t)2/4\omega 02$ не должно существенным образом зависеть от $\omega 02$, так как g(t) описывает модуляцию колебательного процесса с частотой $\omega 0$ и может изменяться независимо от основной частоты. Это может быть

только в том случае, если в формуле

$$1/\gamma_{p.c.} = -\left((\rho + \beta)(t_{k} / \tau_{k} - t_{k-1} / \tau_{k-1}) - \beta \cdot e^{-t_{k}/c}t_{k} / \tau_{k} + \beta \cdot e^{-t_{k-1}/c}t_{k-1} / \tau_{k-1}\right) / \tau_{k}$$

величина $1/\tau k = \omega 0 k$, где индекс "k" указывает, что частота $\omega 0 k$ относится к временному интервалу времени $\tau k = tk - tk - 1$.

Поэтому, например, для указанного временного интервала решения y(t)1 (11) и y(t)2 (12) при переходе к конкретной размножающей среде принимают вид

$$y(t)_1 \approx y_0 \sin(\omega_0^k t) \exp\left[-\frac{1}{2} \int_{t_{k-1}}^{t_k} g(s) ds\right]$$
(27)

$$y(t)_1 \approx y_0 \cos(\omega_0^k t) \exp\left[-\frac{1}{2} \int_{t_{k-1}}^{t_k} g(s) ds\right]$$
(28)

Принимая во внимание то, что определяющим процессом работы реактора является гибель нейтрона в размножающей среде, который описывается так называемым кумулятивным процессом (см., например [7, 8]), следует, что при оценке выработанной энергии необходимо учитывать как рожденные, так и погибшие ранее нейтроны.

Формально этот процесс напоминает затухающий осциллятор, математическое описание которого представлено выше и элементами которого являются чередующиеся процессы «рождение нейтрона – гибель нейтрона», «гибель нейтрона – рождение нейтрона» с уменьшающейся амплитудой.

Заключение

В работе представлены результаты научно-исследовательской деятельности по анализу работы теплового ядерного реактора в рамках математического аппарата рождения и гибели частиц с его адаптацией в разрезе теории гармонического осциллятора. На качественном уровне продемонстрирован процесс возникновения самоподдерживающейся реакции, описываемый следующим образом.

Попавший в подкритическую размножающую среду исходный нейтрон первого поколения характеризуется средним временем жизни поколения нейтронов тп. По истечении этого времени тп нейтрон сам гибнет, но порождает новый мгновенный нейтрон второго поколения и т.д. Показано, что в подкритической размножающей среде вероятность появления нейтрона, например, k-го поколения, меньше вероятности появления предыдущего (k–1)-го поколения нейтронов. Один исходный нейтрон в размножающей среде с реактивностью ρ = –β до своей полной гибели должен вызывать в среднем 1/β последовательных делений ядер топлива.

В ходе исследования на примере математического аппарата, описывающего затухающий колебательный процесс, показано, что в основе работы реактора лежит гибель нейтрона в размножающей среде с последующим рождением новых частиц. Этот процесс является кумулятивным, и при оценке выработанной энергии необходимо учитывать как рожденные, так и погибшие ранее нейтроны.

Формально этот процесс напоминает затухающий осциллятор, элементами которого являются чередующиеся процессы «рождение нейтрона – гибель нейтрона», «гибель нейтрона – рождение нейтрона» с уменьшающейся амплитудой, что было показано в работе. Полученные результаты найдут применение в разработке аналитических методов анализа работы ядерных установок с тепловым спектром нейтронов, включая энергетические реакторы типа ВВЭР. Научная значимость результатов напрямую связана с фундаментальным пониманием протекающих в реакторе процессов эволюции нейтрона.

Список использованных источников

- 1. Корбут, Т.Н. Тепловой реактор как аналог ADS-систем с внутренним источником нейтронов / Т.Н. Корбут, А.В. Кузьмин, Э.А. Рудак // Известия РАН. Сер. физ., 2015. Т. 79, № 4. С. 503–511.
- 2. Камке, Э. Справочник по обыкновенным дифференциальным уравнениям / Э. Камке. М.: Наука, 1965. 704 с.

- 3. Для размножающей среды с двумя делящимися нуклидами U-235 + Pu-239 адаптация теории взаимодействия нейтрона с размножающей средой на основе U-235 или Pu-239. Описание процесса взаимодействия нейтронов с размножающей средой в случаях непрерывного и дискретного времени: отчет о НИР / ОИЭЯИ Сосны ; рук. Э.А. Рудак; исполн.: Т.Н. Корбут, М.О. Кравченко, А.М. Петровский [и др.]. Минск, 2016. 68 с. Инв. № 1657.
- 4. Рудак, Э.А. Взаимодействие нейтрона с размножающей средой в модели рождения и гибели с дискретным временем жизни поколения нейтронов / Э.А. Рудак, О.И. Ячник // Известия НАН Беларуси, серия физ.-мат. наук. 2012. № 4. С. 84–88.
- 5. Analytical description of thermal point-reactor parameters within particles birth and death model / M.O. Kravchenko [et al.] // Journal of Physics: Conference Series. 2018. Vol. 1133.
- Korbut, T. Statistical Description for the Decay of an Ensemble of Emitter Nuclei in the Context of a Sub-Poisson Distribution / T. Korbut, E. Rudak, A. Petrovskiy // Bull. Russ. Acad. Sci. Phys. 2018. – Vol. 82. – P. 1308–1314.
- Kendall, D.G. On the Generalized Birth-and-Death Process / D.G. Kendall // Ann. Math. Stat. 1948. Vol. 19, № 1. – P. 1–15.
- 8. Баруча-Рид, А.Т. Элементы теории марковских процессов и их приложения / А.Т. Баруча-Рид. – М.: Наука, 1969. – 512 с.

М.В. Бобкова, Т.Н. Корбут, Э.А Рудак

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси, Минск, Республика Беларусь mv.bobkova@yandex.by

ОЦЕНКА ВАЖНЕЙШИХ НЕЙТРОН - ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ПОДКРИТИЧЕСКИХ СИСТЕМ С ПОМОЩЬЮ ФИЗИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ РОЖДЕНИЯ И ГИБЕЛИ ЧАСТИЦ

Понимание и корректное описание процессов взаимодействия нейтронов с размножающей средой определяют безопасную работу ядерной установки (ЯУ). Знание распределения нейтронов по энергии, времени и пространству позволяет получать важные характеристики размножающей среды. В настоящее время для любой конкретной конструкции ЯУ такие характеристики могут быть рассчитаны с использованием детерминистических и прецизионных (Монте-Карло) кодов. Однако методики и математический аппарат, применяемые в таких кодах, зачастую скрыты от пользователя, что не позволяет отслеживать процесс расчета и проводить его физическую интерпретацию.

В данной работе используется физическая модель рождения и гибели частиц (ФМРГ) для оценки важнейших параметров подкритических ядерных установок. Рассматривается вывод аналитических выражений для определения ряда нейтрон-физических характеристик размножающей среды – среднее число частиц в системе к моменту времени t, реактивность и коэффициент критичности.

В работах [1–3] показано, что для описания процесса взаимодействия нейтронов с размножающей средой в активной зоне теплового ядерного реактора может быть использована модель рождения и гибели частиц в приближении линейного роста, основанная на решениях прямых уравнений Колмогорова [4, 5]. Данная модель является частным случаем теории ветвящихся процессов и позволяет решать поставленные задачи аналитически. На ее основе была развита теория теплового реактора с внутренним источником нейтронов в виде запаздывающих нейтронов, рассматриваемого как возможную альтернативу ADS-системам. В рамках модели также изучались свойства радиоактивного распада частиц в рамках Пуассоновского и биномиального распределений, с определением границ применимости каждого из них [6]. Анализ функций, описывающих параметры размножающей среды на примере точечного теплового реактора в рамках математической модели, рассматривался в работах [7, 8].

ФМРГ является более сложным вариантом модели рождения и гибели и позволяет давать более ясную физическую интерпретацию исследуемым процессам. Основными понятиями модели рождения и гибели являются интенсивности рождения λ и гибели μ , которые не привязаны напрямую к параметрам размножающей среды. Выраженные через параметры среды v, λ_f и λ_c интенсивности рождения и гибели составляют основу для математического аппарата ФМРГ, где λ_f есть вероятность деления ядра нейтроном, λ_c – вероятность гибели нейтрона, v – математическое ожидание числа вторичных нейтронов в одном акте деления.

Таким образом, одна из основных задач данной работы – оценить важнейшие нейтрон-физические характеристики подкритических ядерных установок в рамках физической модели рождения и гибели.

Подкритические ядерные системы

Ядерные установки в ходе работы могут достигать k_{eff}, превышающего единицу. Их работа контролируется регулирующими стержнями, которые поддерживают реактор на критическом уровне. Однако беспокойство о возможности аварий на таких установках вызывало интерес к разработке, строительству и эксплуатации ядерно-энергетических систем, для которых аварии по критичности физически невозможны. Такими системами стали подкритические ядерные

установки, в которых k_{eff} меньше единицы при всех условиях эксплуатации. Они представляют собой связь подкритической активной зоны и непрерывного или импульсного внешнего источника нейтронов, и получили название ADS-систем – Accelerator Driven Subcritical Systems.

В качестве непрерывных источников нейтронов в ADS-системах используются радионуклиды ²⁵²Cf или Pu–Be, где распады атома Pu производят α-частицы, и они вызывают (α, n) реакции на бериллии. Эти источники компактны, но сравнительно слабы. Вторая категория внешних источников нейтронов, которые могут использоваться в импульсном режиме, – это ускорители протонов или дейтронов. Например, при эксплуатации экспериментальных подкритических сборок в научном учреждении «ОИЭЯИ – Сосны» используют генератор нейтронов с тритиевой или дейтериевой мишенью. Нейтроны образуются по реакциям D (d, n) и Т (d, n) и имеют энергию 2,5 и 14 МэВ соответственно.

Подкритические системы используются для получения новых ценных изотопов, например, изотопов актинидных топливных элементов, которые не существуют в природе (²³³U, ²³⁹Pu), медицинских изотопов (^{99m}Tc), а так же ⁹⁹Mo, ⁶⁰Co, ¹³⁷Cs. Второе их применение – это трансмутация ядерных отходов. В нейтронном поле происходит превращение долгоживущих минорных актинидов и продуктов деления, которые накапливаются в отработавшем ядерном топливе атомных электростанций, в короткоживущие или стабильные изотопы.

Рабочие характеристики ADS-систем отличны от характеристик критических реакторов и для их определения требуются другие аналитические и практические методы. Для глубокого понимания физических проблем таких систем разрабатываются маломощные подкритические установки, которые изучают поведение управляемой активной зоны, внешнего источника нейтронов, а также разрабатывают методы оперативного мониторинга реактивности. Примером таких подкритических систем являются KUCA [9], MASURCA [10], GUINEVERE [11].

KUCA (Kyoto University Critical Assembly) – сборка научно-исследовательского института Киотского университета (KURRI), Япония. На установке проводятся эксперименты с ускорителем FFAG (Fixed-Field Alternating Gradient), генерируемым 100 МэВ протоны, и ускорителем дейтронов, дающим 14 МэВ нейтроны по реакции Т (d, n). На сборке KUCA проводились эксперименты с различным видом топлива – торием, низко- и высокообогащенным ураном [9].

MASURCA – подкритическая сборка, которая находилась в научном центре Кадараш, Франция. Сборка управлялась импульсным генератором нейтронов – ускоритель дейтронов GENEPI, производящий нейтроны по реакции D (d, n). Работала на разных подкритических уровнях, что позволяло исследовать нейтронные свойства размножающей среды и ее динамическое поведение [10].

GUINEVERE (Generator of Uninterrupted Intense NEutron at the lead VEnus Reactor) – проект EUROTRANS по продолжению работы по мониторингу реактивности, начатую на установке MASURCA. Включает в себя ускоритель дейтронов GENEPI-3C и подкритическую установку VENUS-F (Моль, Бельгия) [11].

Физическая модель рождения и гибели частиц

В рамках физической модели рождения и гибели частиц были оценены нейтрон-физические характеристики трех подкритических сборок KUCA, MASURCA и GUINEVERE.

Как отмечалось ранее, ФМРГ является более сложным вариантом модели рождения и гибели, а выраженные через параметры среды ν, λf и λс интенсивности рождения и гибели составляют основу для ее математического аппарата.

Эффективный коэффициент размножения нейтронов представляет собой

 $\mathbf{K} = \nu \lambda_{\rm f} / (\lambda_{\rm f} + \lambda_{\rm o}) ,$

и имеет смысл математического ожидания числа непосредственных потомков одного нейтрона [12]. Коэффициент критичности:

(1)

(2)

 $\alpha = \lambda - \mu = \nu \lambda_{f} - (\lambda_{f} + \lambda_{c}) ,$

Выражение для коэффициента критичности (2) в точности совпадает с аналогичной величиной, которая была получена в общем случае для ветвящегося процесса с одним типом частиц в [12], что подтверждает корректность получения параметров λ и μ через параметры среды v, λ_p , λ_c .

В свою очередь выражение для реактивности находится по определению

$$\rho = (K-1)/K = [\exp(\lambda/\mu - 1) - 1]/\exp(\lambda/\mu - 1) = 1 - \exp[-(\lambda/\mu - 1)] \approx \lambda/\mu - 1 \quad , \qquad (3)$$

или

$$\rho = \lambda/\mu - 1 = \lambda_{\rm f} \nu/(\lambda_{\rm f} + \lambda_{\rm c}) - 1 . \tag{4}$$

В ФМРГ в выражении для реактивности ρ (4) учтена множественность в рождении мгновенных нейтронов, чего нет в обычной модели рождения и гибели.

Ранее было показано, что если время t подобрать таким образом, что $\ln[M(t1)/M0] = -1$, где M(t₁) – среднее число нейтронов в момент времени t1, М0 – максимальное количество частиц в системе, тогда значение реактивности можно найти из выражения

$$ho pprox \lambda/\mu - 1 = - \tau_M/t_1$$
 ,

(5)

(12)

где t1 – время, за которое число частиц в системе уменьшилось в *e1* раз.

В физической модели рождения и гибели основной физической величиной является коэффициент критичности α (2), через который выражается среднее число частиц в системе к моменту времени t :

$$M(t) = \exp\{\left[\nu\lambda_{f}/(\lambda_{f} + \lambda_{c}) - 1\right]\left[t(\lambda_{f} + \lambda_{c})\right]\}.$$
(6)

Формула (6) есть не что иное, как выражение в общем виде для числа частиц в точечном реакторе.

$$M(t) = \exp(\rho t / \tau) \quad . \tag{7}$$

где в случае ФМРГ время жизни т равно времени жизни мгновенных нейтронов $\tau M = 1/(\lambda_{s} + \lambda_{s})$, а реактивность

$$\rho = K - 1 = v\lambda_r / (\lambda_r + \lambda_c) - 1 .$$
⁽⁹⁾

Выражение (9) для ρ позволяет учитывать кроме мгновенных также и запаздывающие нейтроны. Для этого необходимо учесть тот факт, что мгновенные и запаздывающие нейтроны имеют один и тот же источник происхождения – разделившееся под воздействием тепловых нейтронов тяжелое ядро топлива. Вклад запаздывающих нейтронов учитывается небольшой добавкой к величине v – зависящий от времени выход запаздывающих нейтронов $\beta(t)$, т.е.

$$M(t) = \exp\{[\lambda_{f} (\nu + \beta(t))/(\lambda_{f} + \lambda_{c}) - 1][t(\lambda_{f} + \lambda_{c})]\}.$$
(10)

Экспериментальные данные об индивидуальных выходах запаздывающих нейтронов ßk, где k порядка сотни, ввиду малости величин βk объединяют в несколько групп βi. При этом запаздывающие нейтроны, объединенные в группу «і», характеризуются сравнимыми по величине временами жизни тk, а вся группа будет характеризоваться средним временем жизни тi. В свою очередь запаздывающие нейтроны подчиняются биноминальному распределению. Поэтому напомним некоторые понятия и формулы.

В случае биномиального распределения вероятность осуществления в течение какого-то промежутка времени k превращений в системе из n ядер дается формулой [13]

 $npk = Cnk_k(1 - f)n - k$, (11)где Cnk = n!/(n-k)!k! – биномиальные коэффициенты, а f – вероятность превращения любого фиксированного ядра.

Вероятность положительного исхода для системы из п ядер определяется как

$$f = \langle k \rangle / n$$
,

где <k> – среднее число ядер (из общего числа n), испытывающих превращение в данном промежутке времени. Поэтому вероятность npk может быть представлена в виде

npk = Cnk (<k>/n)k(1 - <k>/n)n-k. (13)

Допустим, что n = 1. Тогда $1p1 = \langle k \rangle$, что соответствует случаю с ядрами-эмиттерами запаздывающих нейтронов. В свою очередь величина <k> в случае запаздывающих нейтронов равна $\langle k \rangle = \lambda t$, где λ – константа распада ядра-эмиттера. Вероятность распада ядра-эмиттера меняется от 0 до 1, как и должно быть. Одним словом, это случай распада ядра, находящегося в первом возбужденном состоянии. Поэтому вероятность распада k-го ядра-эмиттера

$$P_k(t) = \beta_k \lambda_k t$$
. (14)
Соответственно величину $\beta(t)$ в (10) можно определить как
 $\beta(t) = \sum \beta_k \lambda_k t$. (15)

 $\beta(t) = \sum \beta_{\nu} \lambda_{\nu} t$.

С учетом (15) формула для среднего числа частиц в ФМРГ принимает вид

 $M(t) = \exp\{\left[\lambda_{f} \left(\nu + \sum \beta_{k} \lambda_{k} t\right) / (\lambda_{f} + \lambda_{c}) - 1\right] \left[t(\lambda_{f} + \lambda_{c})\right]\}.$ (16)

В величине $\beta_k \lambda_k t$ время t меняется от 0 до 1/ λ_k . При t $\geq \lambda^k$ величина $\beta_k \lambda_k t \equiv \beta_k$ и остаётся постоянной. Поэтому $\sum \beta_k \lambda_k t$ удобно разбить на две суммы

 $\sum \beta_k \lambda kt = \sum \beta_k + \sum' \beta_k \lambda_k t , \qquad (17)$

где по мере увеличения времени t члены β_kλkt будут последовательно переходить из второй суммы в первую до полного исчезновения второй суммы. Очевидно, что это произойдет при времени tмакс после распада ядра-эмиттера с максимальным временем жизни. Поэтому в любой момент времени t мы имеем вполне определенную первую сумму ∑β_k и для числа частиц получаем

 $M(t) = \exp\{[\lambda_f (\nu + \sum \beta_k)/(\lambda_f + \lambda_c) - 1]t/\tau_M]\}, \qquad (18)$ где учтено, что тм = 1/($\lambda_f + \lambda_c$) – среднее время жизни мгновенных нейтронов.

Если рассмотреть критическое состояние на мгновенных нейтронах, то $\lambda_f \nu/(\lambda_f + \lambda_c) = 1$ и формула (18) сильно упрощается

 $M(t) = exp[\lambda f \sum \beta_{\rm k} / (\lambda_{\rm f} + \lambda_{\rm c})] t / \tau$.

Поскольку $\sum \beta_k > 0$, то формула (19) описывает реактор, находящийся в надкритическом состоянии. Учитывая, что ($\lambda_f + \lambda_c$) $\tau = 1$, окончательно получается:

 $M(t) = \exp(\lambda_f \sum \beta_k) t$.

(20)

(19)

Здесь $\lambda_{\rm f}$ не что иное, как мгновенная интенсивность для процесса деления ядер. По порядку величины она ~ 10⁵ с⁻¹. Сумма $\Sigma\beta$ i ~ 10⁻³. Отсюда следует, что реактор должен взорваться при временах порядка долей секунды.

Полагалось, что реактор на мгновенных нейтронах находится в критическом состоянии с коэффициентом размножения равным 1. В свою очередь, если допустить, что реактор на мгновенных нейтронах находится в подкритическом состоянии с коэффициентом размножения нейтронов меньше 1, то аварийной ситуации можно избежать. Т.е. если коэффициент размножения на мгновенных нейтронах равен

$$K = \lambda_f \nu / (\lambda_f + \lambda_c) = 1 + \rho , \qquad (21)$$

где реактивность $\rho < 0$, то в этом случае вместо (18) получается

 $M(t) = \exp\left\{\left[\lambda_{f} \sum \beta_{\nu} / (\lambda_{f} + \lambda_{c}) + \rho\right] t / \tau_{M}\right\},$ (22)

Формула (22) показывает, что в данном случае аварийная ситуация возможно только при времени t больше $t_{_{Makc}}$ (17), если $\sum \beta_k > |\rho|$. Но если выполняется условие $\sum \beta_k \le |\rho|$, аварийная ситуация не происходит, а при $\sum \beta_k = |\rho|$ возникает критическое состояние, в котором испускается запаздывающий нейтрон и может возникнуть самоподдерживающаяся реакция деления ядер топлива.

Оценка параметров подкритичсеких ядерных систем

В рамках физической модели рождения и гибели частиц были оценены нейтрон-физические характеристики для трех подкритических сборок KUCA, MASURCA и GUINEVERE. Опираясь на выражение (5) произведен анализ данных реактивности (ртеор) для подкритических сборок, а используя формулу (22) и экспериментальные значения реактивности (рэксп) и время генерации нейтронов (Λ), получены кривые спада нейтронного потока (Φ (t)).

Топливная сборка установки KUCA состоит из высокообогащенного урана (93 %). Для проверкиформул(5) μ (22) μ спользовалисьданныеэкспериментас100МэВпротонами,падающими на Pb–Bi мишень и генерируемые ускорителем FFAG (Fixed-Field Alternating Gradient). Время генерации мгновенных нейтронов $\Lambda = 30,5$ мкс, эффективная доля запаздывающих нейтронов β eff=0,00804 [9].

В подкритической установке GUINEVERE имеются 93 квадратные тепловыделяющие сборки (TBC), состоящие из 30 % обогащенного металлического урана ²³⁵U. Для получения экспериментальных данных использовался внешний импульсный источник нейтронов – ускоритель дейтронов и тритиевая мишень. Время генерации мгновенных нейтронов $\Lambda = 0,5$ мкс, эффективная доля запаздывающих нейтронов βeff=0,00722 [11].

В сборке MASURCA импульсный пучок дейтронов, обеспечиваемый ускорителем GENEPI, подавался на титан-тритиевую мишень, в результате чего образовывались нейтроны с энергией несколько МэВ по реакции T(d,n). Активная зона заполнялась МОКС-топливом (UO₂, PuO₂) и натрием. Время генерации мгновенных нейтронов в размножающей среде установки 0,58 мкс.

Эффективный коэффициент доли запаздывающих нейтронов βeff=0,00335 [10].

Результат применения формулы (22) к трем сборкам приведен на рис. 1, 3, 5.

Результаты анализа реактивности для трех сборок приведены в табл. 1. Экспериментальные значения реактивности (рэксп) для сборки КUCA были получены методом отношения площадей [9], MASURCA – методом умножения источников (SM) [10], GUINEVERE – методом импульсного источника нейтронов (PNS) [11]. Значение времен t1, при котором число частиц в системе уменьшилось в e1 paз, находилось для двух сборок с помощью программы GetData.



Рис. 1. Экспериментальные и рассчитанные значения потока нейтронов для двух детекторов сборки KUCA





Рис. 2. Схема установки KUCA; где F -топливо, С – управляющий стержень, Ѕ – аварийный стержень. D2, D3 – детекторы



Рис. 3. Экспериментальные и рассчитанные значе- Рис. 4. Схема установки сборки ния потока нейтронов для подкритической сборки MASURCA MASURCA. Экспериментальные данные детектора В





Рис. 5. Экспериментальные и рассчитанные Рис. 6. Схема установки сборки GUINEVERE, значения потока нейтронов для трех детекто- где D1... D10 – детекторы ров D2, D4, D9 сборки GUINEVERE
Таблица 1. Теоретический коэффициент реактивности в сравнении с экспериментальными значениями для трех сборок KUCA, MASURCA и GUINEVERE

Детектор	k _{eff}	τ _м , мкс	t ₁ , мкс	$ρ_{_{3 \kappa c \pi}}$	ρ_{reop}	Δρ
			KUCA	^	<u>.</u>	
DET2	0.968	29.5	1300	-0.033	-0.023	0.010
DET3	0.972	29.6	1200	-0.029	-0.025	0.004
	MASURCA					
	0.961	0.56	49	-0.004	-0.011	0.007
Guinevere						
D2	0.967	0.48	12	-0.034	-0.041	0.007
D4	0.961	0.48	12	-0.041	-0.039	0.002
D9	0.964	0.48	8	-0.048	-0.057	0.009

Заключение

В работе описаны три подкритические сборки – KUCA, MASURCA и GUINEVERE

Получена оценка реактивности в рамках физической модели рождения и гибели для всех трех сборок, которая показала, что модель корректно оценивает величину реактивности с отклонением, не превышающим 0,01.

Представлены выражения для получения оценки среднего числа частиц в системе к моменту времени t M(t), на основе которых произведен анализ теоретических и экспериментальных исследований трех подкритических ядерных установок KUCA, MASURCA и GUINERVE. Сравнение рассчитанных значений среднего числа частиц $\Phi(t)$ с экспериментальными данными для трех сборок KUCA, MASURCA и GUINERVE подтвердило использование предложенной модели для оценки основных нейтронно-физических характеристик подкритических систем для временного диапазона от 0 до t ~ 60 мкс.

Список использованных источников

- Т.Н. Корбут, Э.А. Рудак. Описание переходных процессов в реакторе в рамках модели рождения и гибели частиц с учётом мгновенных и запаздывающих нейтронов. IY Конгресс физиков Беларуси. Сборник научных трудов. 24–26 апреля 2013 г., г. Минск, с. 33–34, Изд-во «Ковчег», Минск, 2013.
- 2. Т.Н. Корбут, А.В. Кузьмин, Э.А. Рудак Тепловой реактор как аналог ADS-систем с внутренним источником нейтронов. Известия РАН. Серия физическая, 2015, т. 79, № 4, с.503–511.
- 3. А.Т. Баручча-Рид Элементы теории марковских процессов и их приложения, М.: Наука, 1969. 512 с.
- 4. С. Карлин. Основы теории случайных процессов. М.: Мир, 1971. 536 с.
- T.N. Korbut, A.V. Kuz'min, E.A. Rudak A Thermal Nuclear Reactor as an Analog of ADS Systems with Internal Sources of Ntutrons. Bulletin of the Russian Academy of Sciences. Physics, 2015, v. 79, № 4, pp. 461–469. Allerton Press, Inc., 2015.
- Korbut T., Rudak E., Petrovskiy A. Statistical Description for the Decay of an Ensemble of Emitter Nuclei in the Context of a Sub-Poisson Distribution // Bulletin of the Russian Academy of Sciences: Physics. 2018. V. 82.
- 7. Analytical description of thermal point-reactor parameters within particles birth and death model / Kravchenko M. [и др.] // Journal of Physics: Conference Series. 2018. V. 1133.
- 8. The functional form of nuclei decay in a thermal point-reactor within the particles' birth and death model / Kravchenko M. [и др.] // EPJ Web Conf. 2019. V. 201.
- Dulla, S. Analysis of KUCA measurements by the reactivity monitoring MAqTA method / S.Dulla, S. S. Hoh, G. Marana, M. Nervo, P. Ravetto, C. H. Pyeon // J. Annals of Nuclear Energy. – № 101. – 2017. – P. 397–407.

- Billebaud, A. The MUSE-4 experiment : prompt reactivity and neutron spectrum measurements / R. A. Billebaud, Brissot, D. Heuer, M. Kerveno, C. Le Brun [et al.] // PHYSOR 2002 International Conference on the New Frontiers of Nuclear Technology Reactor Physics. Safety and High-Performance Computing. –Oct 2002. – Seoul, South Korea. – P. 9.
- Chabod, S. Analysis of prompt decay experiments for ADS reactivity monitoring at VENUS-F Facility / S. Chabod [at al.] // J. Technology and components of accelerator-driven systems – №7. - 2015 – P. 98–108.
- 12. В.П. Чистяков. Курс теории вероятностей. М., Наука, Физматгиз, 1987. 240 с.
- 13. В.И. Гольданский, А.В. Куценко, М.И. Подгорецкий Статистика отсчетов при регистрации ядерных частиц. М.: Физматгиз, 1959. 412 с.

В.А. Немцев¹, В.Н. Степаненко²

¹Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси, Минск, Республика Беларусь ²Белорусская государственная академия авиации, Министерство транспорта и коммуникаций, Минск, Республика Беларусь e-mail: ValeriStepanenko@gmail.com

ПЕРСПЕКТИВНОСТЬ ПРИМЕНЕНИЯ ХИМИЧЕСКИ РЕАГИРУЮЩЕЙ ЧЕТЫРЕХОКИСИ АЗОТА В КАЧЕСТВЕ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ И РАБОЧЕГО ТЕЛА СОЛНЕЧНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ (СЭС)

Данная работа посвящена бурно развивающейся солнечной энергетике. К настоящему времени реализован большой ряд проектов, посвященных преобразованию энергии солнечного излучения в другие виды энергии. Сегодня не представляются необычными солнечные нагреватели воды, фотовольтажные батареи преобразования солнечного излучения в электричество. Они реализуют безмашинный способ преобразования энергии. Такой способ является наиболее прниемлимым для космической энергетики.

Наряду с методами прямого (безмашинного) преобразования солнечной энергии в электрическую набирают темпы развития машинные методы и устройства для их воплощения. Эти устройства по своей сути можно назвать аналогами существующих тепловых и атомных электростанций, у которых традиционные производители тепла заменили нагревателями, использующими концентраторы солнечного излучения.

Высокая стабильность и практическая неисчерпаемость, постоянный спектральный состав и относительная доступность, значительная интенсивность излучения выделяют солнечную энергию среди других источников энергии.

Для увеличения эффективности КПД и удельной мощности цикла солнечной электростанции представляют большой интерес диссоциирующие системы, у которых при последовательном нагреве и охлаждении происходят обратимые химические реакции. Они сопровождаются увеличением числа молей при нагреве и уменьшением числа молей при охлаждении.

Отличительной особенностью диссоциирующих газов являются высокие значения их тепловых свойств за счет протекающих в них химических реакций с большим тепловым эффектом.

Таким образом, применение диссоциирующих газов в качестве теплоносителей и рабочих тел солнечных электростанций может открывать новые пути увеличения эффективности энергетических установок, уменьшения габаритов турбомашин и теплообменных аппаратов и значительного улучшения технико-экономических показателей.

Впервые предположения о возможности повышения экономичности термодинамического газового цикла за счет применения диссоциирующих газов независимо высказали М. Лайтхилл [1] и И.М. Ковтун, А.Н. Наумов и С.Л. Косматов [2]. Авторы работы [2] предложили цикл замкнутой газотурбинной установки на диссоциирующем газе, разработали приближенные методы расчета газовых циклов на таких рабочих телах и получили авторское свидетельство.

В СССР систематические теоретические и экспериментальные исследования термодинамических и переносных свойств диссоциирующих газов, термодинамических циклов и схем энергетических установок, изучение перспектив применения диссоциирующих газов в качестве теплоносителя ядерных реакторов и рабочего тела турбомашины впервые начались в Белоруссии с 1962 года в Институте ядерной энергетики АН БССР [3, 4].

Термодинамические свойства четырехокиси азота дают возможность осуществить на таком рабочем теле газовый или конденсационный энергетические циклы.

Главным недостатком газовых циклов на инертных газах являются очень малый коэффициент полезной работы:

 $\varphi = (L T - L K)/L T = 0,2-0,35$

и низкий кпд цикла в диапазоне температур 500–600 °C. Наличие обратимых реакций в диссоциирующем газе N₂O₄ и изменение состава от N₂O₄ при 25–30 °C с газовой «постоянной» 9,2 до 2NO + O₂ при 650–850 °C с газовой «постоянной» 27,6 открывают новые возможности в осуществлении газового цикла с различным молекулярным весом газа в турбине и компрессоре.

При использовании четырехокиси азота N_2O_4 в качестве рабочего тела в замкнутом газовом цикле тяжелый газ исходного состояния сжимается в компрессоре, нагревается в регенеративном парогенераторе до максимальной температуры цикла. При этом происходит диссоциация газа с поглощением тепла на химические реакции, увеличением числа молей, а молекулярный вес диссоциированного газа становится минимальным. После расширения в турбине газ, охлаждаясь в регенеративном парогенераторе и холодильнике, рекомбинирует с выделением тепла химических реакций, изменением числа молей до минимального значения и молекулярного веса газа до минимального значения. Далее газ поступает в компрессор, сжимается, и цикл повторяется. Меньший молекулярный вес рабочего тела в турбине по сравнению с его величиной в компрессоре позволяет уменьшить долю мощности, затрачиваемую на сжатие газа в компрессоре, до 30–45 %. Это приводит к увеличению полезной работы и росту эффективного кпд цикла на N₂O₄ по сравнению с циклами на инертных газах за счет уменьшения необратимых потерь в компрессоре.

Химически реагирующая система №О4 ↔ 2NO2 имеет такие параметры линии насыщения, что на N2O4 могут быть осуществлены газожидкостные циклы с нижними параметрами N2O4 в стационарных условиях давлением 1,3-1,7 ата и температурой конденсации 27-32 °C. Диссоциирующая система N2O4 имеет малую теплоту испарения (около 100 ккал/кг), что значительно меньше, чем на водяном паре (540 ккал/кг). Это позволяет упростить схему регенерации тепла в газожидкостном цикле на N2O4, так как тепла газов, уходящих из турбины, достаточно для нагрева, испарения и перегрева в регенеративном парогенераторе жидкости высокого давления, поступающей из насоса. Достижение высокой регенерации тепла из-за участия в ней теплоты химических реакций, малая теплота испарения N2O4 позволяют при сжатии последней в жидкой фазе построить газожидкостный цикл, в котором из регенеративного парогенератора поступает перегретый газ на 100-200 °C. Благодаря протеканию в регенеративном парогенераторе по стороне высокого давления химических реакций диссоциации №04 ↔ 2NO2 с меньшей теплотой химической реакции (Qxp1 = 149 ккал/кг), чем по стороне низкого давления в процессе рекомбинации $2NO + O_2 \leftrightarrow 2NO_2$, и выделения тепла реакции ($Qxp_2 = 293$ ккал/кг) в газожидкостных циклах на N₂O₄ имеется возможность достичь более полную регенерацию тепла, чем на воде или инертных газах, следовательно, лучших термодинамических показателей циклов энергетических установок.

Изучение механизма химических реакций и кинетических констант показало, что в газодинамических расчетах параметров потока в турбомашинах и теплообменных аппаратах и процессов теплообмена необходимо учитывать временные характеристики диссоциации и рекомбинации. Оценки времен химической релаксации и сопоставление их с временем пребывания газа в теплообменных аппаратах или турбомашинах показали, что в практически интересном диапазоне температур и давлений первая стадия реакции протекает равновесно (10–6–10–8 с), а во второй стадии химической релаксации в зависимости от термодинамических параметров могут изменяться в пределах (10–4– 0,1с). Скорость диссоциации N₂O₄ пропорциональны квадрату, а скорость рекомбинации – кубу давления. Константа скорости рекомбинации 2NO + O₂ \leftrightarrow 2NO₂ увеличивается с понижением температуры. Эти особенности реакций в теплоносителе позволяют построить термодинамический цикл таким образом, чтобы за счет выбора параметров исключить отрицательное влияние кинетики химических реакций на термодинамическую эффективность и габариты основных агрегатов СЭС.

Диссоциирующая четырехокись азота как рабочее тело турбин имеет ряд преимуществ перед другими рабочими телами. Проведем сравнение основных характеристик N₂O₄ с наиболее распространенным и широко используемом для турбин с водяным паром.

Физико-химические свойства N₂O₄ таковы, что давление газа за турбиной при конденсационном цикле целесообразно принимать 1,3–1,6 ата в зависимости от температуры

охлаждающей воды (температура конденсации N₂O₄ при P = 1,3 ата – 27 °C, при P = 1,6 ата – 31,5 °C). При указанных значениях давлений удельный объем N₂O₄ за турбиной меньше, чем для водяного пара (при давлении в конденсаторе P = 0,035 ата), почти в 36 раз. Это позволяет значительно увеличить мощность турбины на один выхлоп и довести его при размерах последней ступени паровых турбин, освоенных промышленностью, до 1000 МВт (потери с выходной скоростью составляют 2 % от суммарного теплового перепада на турбину).

Термодинамические и физико-химические свойства диссоциирующей четырехокиси азота позволяют на таком рабочем теле получить существенно большую, чем на водяном паре, единичную мощность одновальной турбины, а для одинаковых мощностей газовые турбины на N₂O₄ имеют в 4–5 раз меньшую металлоемкость.

Основными преимуществами диссоциирующих газов перед водяным паром, как рабочим телом, являются следующие:

- турбины работают на перегретом паре (отсутствует влажность), при использовании водяного пара значительная часть теплового перепада приходится на зону влажного пара (более 40 %); работа турбинных ступеней в зоне влажного пара, как известно, связана с дополнительными потерями и эрозией лопаток;

- значительно меньшие тепловые перепады в турбине на диссоциирующих газах позволяют выполнить проточную часть турбины с существенно меньшим числом ступеней, а значит, расходы, связанные с изготовлением, уменьшаются;
- физико-химические свойства №О4 таковы, что давление газа за турбиной составляет 1,2–1,6 ата; удельные объемы №О4 при таких давлениях (V≈1,0 м³/кг) значительно меньше, чем на водяном паре (V≈31,0 м³/кг), поэтому имеется возможность на таком рабочем теле создать турбины с мощностью в одном выхлопе до 1000 МВт;
- важным преимуществом диссоциирующих газов как рабочих тел является то, что удельные объемы вдоль проточной части увеличиваются значительно слабее, чем для водяного пара, что дает возможность значительно упростить конструктивное выполнение турбины.

Турбины на диссоциирующих газах значительно компактнее аналогичных по мощности турбин на водяном паре благодаря меньшему удельному объему диссоциирующих газов.

Из-за меньших теплопереладов на диссоциирующем рабочем теле №О4 в турбинах на диссоциирующих газах по сравнению с турбинами на водяном паре для одинаковых мощностей значительно уменьшится число ступеней и высота лопаток последней ступени.

Таким образом, благодаря термодинамическим и физико-химическим свойствам диссоциирующих газов на таких рабочих телах могут быть получены существенно большие, чем на водяном паре, мощности одновальных турбинн, а для одинаковых мощностей турбины на N₂O₄ имеют в 3–5 раз меньшую металлоемкость.

В результате выполненных исследований выявлен ряд важных качеств диссоциирующих газов:

- Высокие теплофизические свойства N₂O₄ позволяют обеспечить интенсивный теплосъем в теплообменном оборудовании солнечных электростанций.
- Термодинамические и физико-химические свойства диссоциирующих газов на таких рабочих телах таковы, что могут быть получены существенно большие, чем на водяном паре, мощности одновальных турбин (1500–2000 МВт), а для одинаковых мощностей газовая турбина на N₂O₄ имеет в 4–5 раз меньшую металлоемкость.
- В солнечной электростанции с газожидкостным циклом на диссоциирующем газе термодинамическая эффективность составляет 43-45 %, что на 3-5 % выше, чем на водяном паре, в освоенном в энергетике интервале максимальных температур. Важной особенностью газожидкостного цикла на N₂O₄ являются осуществление полного подогрева, испарения и частичного перегрева газа в регенеративном парогенераторе за счет меньшей теплоты испарения N₂O₄ чем H₂O и возможность иметь в солнечной электростанции с использованием концентраторов солнечного излучения газожидкостный цикл.

Эти обстоятельства предопределяют перспективность разработки одноконтурных солнечных электростанций с газожидкостным циклом на N₂O₄ [3, 4].

Список использованных источников

- 1. Лайтхилл, М. Динамика диссоциирующего газа / М. Лайтхилл //J. Fluid Mech. 1957. № 2.
- 2. Газотурбинная установка на диссоциирующем газе: а.с.166202 «Бюллетень изобретений и товарных знаков» / И.М. Ковтун, А.Н. Наумов, С.Л. Косматов. 1964. № 21.
- 3. Нестеренко, В.Б. Физико-технические основы и применения диссоциирующих газов как теплоносителей и рабочих тел атомных электростанций / В.Б. Нестеренко. Минск: Наука и техника, 1971. 312 с.
- 4. Нестеренко, В.Б. Физико-химические и теплофизические свойства растворов на основе четырехокиси азота / В.Б. Нестеренко. Минск: Наука и техника, 1981. 303 с.

А. М. Петровский*, Т. Н. Корбут, Э. А. Рудак, М. О. Кравченко

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси, Минск, Республика Беларусь *E-mail: apetrovski@sosny.bas-net.by

НЕЙТРОННАЯ АКТИВНОСТЬ ЗА СЧЕТ СПОНТАННОГО ДЕЛЕНИЯ И ЗА СЧЕТ РЕАКЦИИ (α, n) ОТРАБОТАВШЕГО ТОПЛИВА РЕАКТОРОВ ТИПА ВВЭР

Представлены результаты расчетов нейтронной активности отработавшего ядерного топлива (OЯT) стационарных кампаний реакторов ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200 за счет реакций спонтанного деления и реакций (α , n) на изотопах ¹⁷О и ¹⁸О. Получена аналитическая зависимость среднего числа образующихся в ОЯТ нейтронов, приходящихся на одну α -частицу в зависимости от энергии α частицы. Показано, что нейтронная активность за счет реакции (α , n) определятся в основном энергией α -частицы и практически не зависит от типа используемого диоксидного топлива. Установлено, что нейтронная активность ОЯТ ВВЭР-1200 в несколько раз превышает значение для ВВЭР-1000 в первую очередь из-за увеличения наработки изотопа ²⁴⁴Ст в топливе высокого выгорания.

Введение

Обращение с отработавшим ядерным топливом – важнейший вопрос, затрагивающий не только обеспечение ядерной и радиационной безопасности, но и проблему замыкания ядерного топливного цикла [1], являющуюся одной из ключевых в вопросах развития атомной энергетики. Обращение с ОЯТ – один из наиболее значимых вопросов, привлекающих внимание экологических организаций и населения, что в современном мире представляет исключительную значимость и во многом определяет отношение к атомной энергетике и ее развитию в различных странах и регионах.

ОЯТ характеризуется высоким уровнем радиоактивности. Продукты деления распадаются за счет β -распадов с сопутствующим γ -излучением. Актиниды в основном являются α -распадчиками. С малой вероятностью актиниды могут распадаться за счет спонтанного деления, при этом испуская в среднем 2–3 нейтрона [2], это обуславливает основную нейтронную активность ОЯТ в первые десятилетия после окончания топливной кампании [3]. В то же время существенная нейтронная активность создается за счет (α , n) реакций на ядрах кислорода, входящего в состав уранового топлива UO₂ [3].

В представленной работе исследована нейтронная активность отработавшего топлива стационарной кампании реактора ВВЭР-1200, в сравнении с аналогичными расчетами для реактора ВВЭР-1000.

Вклад реакций спонтанного деления в нейтронную активность ОЯТ

Основными нуклидами, вносящими значимый вклад в нейтронную активность за счет спонтанного деления, являются ²³⁸Pu, ²⁴⁰Pu, ²⁴²Pu, ²⁴²Cm, ²⁴⁴Cm. Справочные данные по этим нуклидам представлены в табл. 1 [4]. В табл. 2 представлены данные по наработке данных нуклидов в реакторах ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200 [5 –7].

Обращает внимание сильное увеличение наработки изотопа ²⁴⁴Cm в реакторе ВВЭР-1200, по сравнению с реактором ВВЭР-1000. Изотоп ²⁴⁴Cm нарабатывается по цепочке: ²³⁸U→ ²³⁹Pu→²⁴⁰Pu→²⁴¹Pu→²⁴²Pu→²⁴³Am→²⁴⁴Cm путем последовательного захвата шести нейтронов. Скорость наработки каждого последующего нуклида цепочки зависит от фактического количества предшествующего элемента. Таким образом, существенная величина скорости наработки определенного элемента цепочки возникает только после выстраивния всей цепочки его предшественников. Это приводит к тому, что ²⁴⁴Cm имеет сильно выраженную нелинейную динамику наработки.

Таблица 1. Основные нуклиды, вносящие вклад в нейтронную активность ОЯТ за счет спонтанного деления [4]

Нуклид	Т1/2(α), лет	Доля спонтанных де-	Число нейтронов на
		лений хі	одно деление
²³⁸ Pu	87.7	1.86.10-9	2.2
²⁴⁰ Pu	6561	5.7.10-8	2.2
²⁴² Pu	$3.73 \cdot 10^5$	5.5.10-6	2.2
²⁴² Cm	0.446	6.1.10-7	2.5
²⁴⁴ Cm	18.11	1.38.10-6	2.73

Таблица 2. Наработка актинидов, вносящих значимый вклад в нейтронную активность в ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200 [5 – 7]

······································						
Нуклид	т ₁₀₀₀ , кг·т ⁻¹	т ₁₂₀₀ , кг·т ⁻¹	$A_{1000,}$ Бк·т ⁻¹	$A_{1200}, \cdot T^{-1}$		
²³⁸ Pu	0.18	0.62	$1.88 \cdot 10^{14}$	6.46·10 ¹⁴		
2 ³⁹ Pu	6.94	7.15	2.63·10 ¹³	$2.71 \cdot 10^{13}$		
²⁴⁰ Pu	2.28	3.45	3.18·10 ¹³	4.81·10 ¹³		
²⁴² Pu	0.441	1.48	$1.08 \cdot 10^{11}$	3.62·10 ¹¹		
²⁴¹ Am	0.045	0.08	9.5·10 ¹²	1.69·10 ¹³		
²⁴² Cm	0.014	0.041	$2.87 \cdot 10^{15}$	8.41·10 ¹⁵		
²⁴⁴ Cm	0.038	0.286	$1.92 \cdot 10^{14}$	1.45.1015		

Нейтронная активность за счет спонтанных делений

$$A_n(t) = \sum_i \chi_i \cdot A_i e^{-\lambda_i t} , \qquad (1)$$

где хі – вероятность спонтанного деления; Аі – активность; λі – постоянная распада і-го нуклида.

Графики нейтронной активности за счет спонтанных делений в зависимости от времени выдержки отработавшего топлива стационарных кампаний реакторов ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200 представлены на рис. 1.





Динамичный процесс в начале хранения обусловлен быстрым распадом изотопа ²⁴²Cm.

При выгораниях 40 МВт·сут·т⁻¹ реактора ВВЭР 1000 и 70 МВт·сут·т⁻¹ реактора ВВЭР-1200 нейтронные активности за счет спонтанного деления в первые 100 лет выдержки отличаются в 6–7 раз. Основной вклад в нейтронную активность – спонтанное деления ²⁴⁴Сm.

Вклад реакций (α, n) в нейтронную активность ОЯТ

Значительная нейтронная активность создается также за счет (α , n) реакций на кислороде, входящим в состав уранового топлива UO₂. Сечения радиационного захвата (n, γ) ядер ¹⁶O, ¹⁷O, ¹⁸O пренебрежимо малы (сотые доли барна и ниже) [8], поэтому изменением соотношения различных изотопов кислорода в течение работы реактора можно пренебречь. Реакция ¹⁶O(α , n)¹⁹Ne имеет порог, превышающий энергию α -распадов, поэтому в OЯT она не идет. В основном нейтроны образуются за счет реакции ¹⁸O(α , n)²¹Ne, доля ¹⁸O в природном кислороде составляет 0,2 % [9]. Содержание ¹⁷O в природном кислороде значительно ниже и составляет 0,038 %, иначе говоря, на 5 атомов ¹⁸O приходится примерно 1 атом ¹⁷O. Сечения реакций (α , n) в диапазоне возможных энергий α -частиц у ¹⁷O и ¹⁸O сопоставимы (рис. 2) [8], поэтому реакцию ¹⁷O(α , n)²⁰Ne также необходимо учитывать. В диапазоне возможных энергий α -частиц, изменение сечения реакций (α , n) имеет приблизительно линейный характер, что позволяет применить аппроксимацию функцией данного вида. Результаты линейных аппроксимаций зависимостей сечений реакций (α , n) на ¹⁷O и ¹⁸O – формулы (2) и (3) соответственно

$$\sigma_{(\alpha,\nu)}^{170} = 0.063E_{\alpha} - 0.126 \text{ (барн)}, 2 \text{ M} \ni \text{B} \le E_{\alpha} \le 6 \text{ M} \ni \text{B},$$
(2)

$$\sigma_{(\alpha,\nu)}^{170} = 0.063E_{\alpha} - 0.126 \text{ (барн)}, 2.5 \text{ M} \Rightarrow \text{B} \le E_{\alpha} \le 6 \text{ M} \Rightarrow \text{B},$$
(3)

где Eα – кинетическая энергия α частицы. Ниже указанных диапазонов считаем, что сечения равны нулю.

В процессе замедления α -частица теряет энергию небольшими порциями (при энергии 5 МэВ требуется порядка ~10⁴ актов ионизации для замедления α -частицы), поэтому можно считать, что она теряет энергию непрерывно, создавая флюенс во всем диапазоне возможных энергий от начальной до нуля. Пробег α частицы в твердом веществе составляет единицы микрон, это позволяет считать, что рожденная в среде α -частица создает флюенс во всем диапазоне энергий приблизительно в точке своего рождения.

Согласно формуле Бете [10] линейные потери энергии нерялятивистской α частицы равны

$$-\frac{dE}{dx} = \frac{4\pi z_{\alpha}^2 n_e r_0^2 m_e c^2}{\beta^2} \left[\ln\left(\frac{2m_e c^2 \beta^2}{\overline{J}}\right) - \ln\left(1 - \beta^2\right) - \beta^2 \right],\tag{4}$$

где $\overline{J} = 13.5Z_{a\phi\phi}$ средний ионизационный потенциал эВ, $Z_{a\phi\phi}$ – эффективный заряд вещества, m_e – масса электрона, $z_{\alpha} = 2$ – заряд α частицы в единицах заряда электрона, г₀ – классический радиус электрона, ρ – плотность вещества г·см⁻³, $\beta = v/c$ – скорость α частицы в единицах скорости света.

В [11] приведена удобная для численных расчетов формула

$$-\frac{dE}{dx} = 3.1 \cdot 10^{-2} \frac{z_{\alpha} \rho}{\beta^2} \frac{Z_{s\phi\phi}}{A_{s\phi\phi}} \left[11, 2 + \ln\left(\frac{\beta^2}{Z_{s\phi\phi}(1-\beta^2)}\right) - \beta^2 \right] \text{MsB} \cdot \text{m}^{-1},$$
(5)

где А_ $_{_{\rm 3\varphi\varphi}}$ – эффективное массовое вещества, ρ – плотность топлива в кг/м³.

Отношение $Z_{_{3\phi\phi}}/A_{_{s\phi\phi}}$ – величина, которая изменяется значительно меньше, чем каждый из параметров $Z_{_{3\phi\phi}}$ или $A_{_{3\phi\phi}}$ в отдельности ($Z_{_{3\phi\phi}}/A_{_{3\phi\phi}}$ при максимальном выгорании топлива 70 МВт·сут·т⁻¹ изменится на величину ~0,7 %), что позволяет без значимых потерь пренебречь изменением состава топлива в процессе выгорания.

Флюенс а-частиц энергии E_{α} (в диапазоне от E_{α} до $E_{\alpha} + dE_{\alpha}$) определяется как суммарный пробег частиц данной энергии к объему, в котором происходил пробег. Поскольку постановка задачи требует нахождения флюенса в единице массы ОЯТ (мы находим число нейтронов, рождающихся в единицу времени в единице массы топлива в результате реакции (α , n)), это позволяет исключить из рассмотрения плотность вещества, перейдя к массе как $\rho = mm/Vm$, индекс «т» означает, что величина относится к топливу.

В формуле (5) перейдем от скорости $\beta = v/c$ к энергии Еа:

$$-\frac{dE}{dx} = 3.1 \cdot 10^{-2} \frac{E_{0\alpha} m_{\rm T}}{E_{\alpha} V_{\rm T}} \frac{Z_{3\phi\phi}}{A_{3\phi\phi}} \left[11, 2 + \ln\left(\frac{2E_{\alpha}}{Z_{3\phi\phi}(E_{0\alpha} - 2E_{\alpha})}\right) - \frac{2E_{\alpha}}{E_{0\alpha}}\right].$$
(6)

Из формулы (6) получаем выражение для распределения флюенса по энергиям dx/Vт (минус в данном случае можно опустить)

$$\frac{dx}{V_{\rm T}} = \frac{dE}{\varphi(E_{\alpha})},\tag{7}$$

где с учетом $E_a \ll E0_a = M\alpha c^2$

$$\varphi(E_{\alpha}) = 3.1 \cdot 10^{-2} \frac{E_{0\alpha} m_{\rm T}}{E_{\alpha}} \frac{Z_{s\phi\phi}}{A_{s\phi\phi}} \left[11.2 + \ln\left(\frac{2E_{\alpha}}{Z_{s\phi\phi}E_{0\alpha}}\right) \right] . \tag{8}$$

Функцию ф(Еа) можно переписать, вычислив константы и рассчитав значения $Z_{_{3\varphi\varphi}}$ /А $_{_{3\varphi\varphi}}$ для UO2. Окончательно она примет вид

$$\varphi(E_{\alpha}) = \frac{5.8 \cdot 10^2}{E_{\alpha}} \left[11.2 + \ln\left(\frac{E_{\alpha}}{4.0}\right) \right] (M \Im B \cdot M^2 \cdot \kappa \Gamma^{-1}), \qquad (9)$$

где Е в МэВ.

 $1/\phi(E_{\alpha})$ согласно (7) показывает величину элементарного флюенса, создаваемого одной α -частицей в диапазоне энергий ($E_{\alpha}, E_{\alpha} + dE_{\alpha}$).

 $1/\phi(E_{\alpha})$ представляет из себя практически линейную зависимость, ее аппроксимация методом наименьших квадратов приводит к функции простого вида

$$f(E_{\alpha}) = (1.41E_{\alpha} + 0.51) \cdot 10^{-4} \left(M \,\vartheta B^{-1} \cdot M^{-2} \cdot \kappa \Gamma \right), \tag{10}$$

отклонение аппроксимации (10) от $1/\varphi(E_{\alpha})$ не превышает 1.5 %. С учетом (10), выражение (7) можно переписать dx (1.41E + 0.51) $10^{-4} dE$

$$\frac{dx}{V_{\rm T}} = (1.41E_{\alpha} + 0.51) \cdot 10^{-4} dE , \qquad (11)$$

Количество реакций (α, n) на один α распад на ядрах Х

$$N_{1\alpha}^{X} = \int_{E'}^{E_{0\alpha}} N_{X} f(E) \sigma_{(\alpha,n)}^{X} dE = N_{X} \cdot 10^{-4} \int_{E'}^{E_{0\alpha}} (1.41E + 0.51) \sigma_{(\alpha,n)}^{X} dE$$
(12)

где N_X – число ядер X в килограмме топлива UO₂, E' – начало диапазона интегрирования, при котором сечение реакции отлично от нуля (2 МэВ для ¹⁷О и 2.5 МэВ для ¹⁸О) (рис. 2).

Подставив сечения (2), (3), а также вычислив N_{170} и N_{180} с учетом их содержания в природном кислороде, проинтегрировав (12), получим выражение для количества нейтронов, образующихся в ОЯТ на одну а частицу с энергией E_{α} :

$$v(E_{\alpha}) = 3.86 \cdot 10^{-8} (1 - 0.167 E_{\alpha} - 0.207 E_{\alpha}^{2} + 0.051 E_{\alpha}^{3}),$$
(13)

Выражение (13) можно упростить, аппроксимировав его квадратичной функцией

$$v(E_{\alpha}) = (2.52E_{\alpha}^2 - 19.28E_{\alpha} + 38.71) \cdot 10^{-8}, \qquad (14)$$

максимальное отклонение между (13) и (14) в диапазоне энергий 5.2 – 6.2 МэВ составляет 0.13 %.



Рис. 2. Сечение реакций (α, n) на изотопах ¹⁷О и ¹⁸О [7].

Следует отметить, что при различии энергий α-частиц ~19 % (5.2 и 6.2 МэВ) среднее число образующихся за их счет нейтронов отличается более чем в 2 раза (формула (14), поэтому усреднять энергии α-частиц и затем применять (14) было бы некорректно.

Анализируя методику получения выражения (14), можно заметить, что основным источником возможных погрешностей является точность определения сечений реакций (α, n) в библиотеках ядерных данных (рис. 2), данная погрешность является неустранимой, а представленная методика по точности практически не уступает численным расчетам с помощью Монте Карло кодов. Формула Бете на рассматриваемом диапазоне энергий является практически точной [12].

Нейтронная активность за счет реакций (α, n)

$$A_{(\alpha,n)}(t) = \sum_{i} v(E_{\alpha,i}) \cdot A_i$$
(15)

где Ai – активность, Еа,i – энергия а распада i-го нуклида.

Представленные в табл. 2 нуклиды, за исключением ²⁴¹Am, распадаются по экспоненциальному закону, ²⁴¹Am нарабатывается за счет β распада ²⁴¹Pu, поэтому динамика его

$$\begin{aligned} A({}^{241}Am,t) &= \alpha \cdot A_0({}^{241}Pu) \cdot e^{-\lambda({}^{241}Am)t} + \\ & \left[A_0({}^{241}Am) - \alpha \cdot A_0({}^{241}Pu)\right] \cdot e^{-\lambda({}^{241}Am)t} \\ \alpha &= \frac{\lambda({}^{241}Am)}{\lambda({}^{241}Am) - \lambda({}^{241}Pu)} \end{aligned}$$

где

Начальные активности ²⁴¹Ри в отработавшем топливе реакторов ВВЭР 1000 и ВВЭР-1200 равны соответственно: 5.86·10¹⁵ и 8.64·10¹⁵ Бк·т⁻¹ [5].

Зависимости нейтронной активности за счет (α , n) реакций от времени хранения ОЯТ для отработавшего топлива стационарных кампаний реакторов ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200 представлены на рис. 3, а. На рис. 3, б показана суммарная нейтронная активность за счет спонтанного деления и (α , n) реакций. Динамичные участки в первые 2 – 2,5 года, как и в случае спонтанного деления, обусловлены распадом высокоактивного ²⁴²Cm. В это время топливо находится в бассейне выдержки, поэтому данный изотоп не ставит дополнительных проблем при обращении с ОЯТ.



Рис. 3. Зависимости нейтронной активности за счет (α, n) реакций (3а) и суммарной нейтронной активности (3б) от времени хранения ОЯТ для отработавшего топлива стационарных кампаний реакторов ВВЭР-1000 и ВВЭР-200

На рис. 4 представлен относительный вклад изотопов кюрия (²⁴²Cm и ²⁴⁴Cm) в суммарную нейтронную активность. Как можно видеть, практически вся нейтронная активность в первые десятилетия хранения ОЯТ реактора BBЭP-1200, как за счет спонтанного деления, так и за счет реакций (α, n) обеспечивается изотопами кюрия.

Проблема сильного увеличения нейтронной активности, как показали представленные расчеты, будет акт



Рис. 4. Относительный вклад изотопов кюрия ²⁴²Cm и ²⁴⁴Cm в суммарную нейтронную активность.

Заключение

Получены нейтронные активности ОЯТ реакторов ВВЭР 1000 и ВВЭР 1200 за счет спонтанного деления и реакции (α, n).

Для расчета нейтронной активности ОЯТ за счет (α, n) была применена аналитическая методика, точность которой практически не уступает численным расчетам. Показано, что среднее число нейтронов, образующихся на один α-распад в ОЯТ практически полностью определяется только энергией α частицы.

В реакторе ВВЭР-1200 при выгорании 70 МВт·сут·т⁻¹ изотоп ²⁴⁴Ст нарабатывается в количествах, на порядок превышающих его наработку в реакторе ВВЭР-1000. Данный изотоп вносит основной вклад нейтронную активность ОЯТ в первые десятилетия хранения топлива.

Список использованных источников

- 1. The Future of Nuclear Power Cycle // Massachusetts Institute of Technology ISBN 978-0-9828008-4-3, 2011.
- 2. EXFOR: International Collaboration Between Nuclear Reaction Data Centres (NRDC)", Nucl. Data Sheets 120(2014)272.
- 3. Nakasima, R. Data Book for Calculating Neutron Yields from Reaction (n, α) and Spontaneous Fission // JAERI 1324, 1992 (In Japanese).
- 4. JEFF-3.3 Radioactive Decay Data File. Compiled for the NEA Data Bank NOV 2017.
- 5. Petrovskii, A. M., Residual heat comparison for stationary campaigns of WWER-1000 and WWER-1200 reactors after preliminary storage in the spent fuel pool /A. Piatrouski, E. Rudak, T. Korbut and M. Kravchenko // A Piatrouski [et al], 2018 J. Phys.: Conf. Ser. 1133 012009.
- 6. Петровский, А. М. Аналитические методы определения активностей продуктов деления в активной зоне реактора ВВЭР-1200 и их приложения / А.М. Петровский, Э.А. Рудак, Т.Н. Корбут // Известия РАН. Серия физическая, 2018, том 82, № 10, с. 108–114; Petrovskii, А. М., Analytical Ways of Determining the Activity of Fission Products in the Core of a VVER-1200 Reactor and Their Applications / A. M. Petrovskii, Ed. A. Rudak, T. N. Korbut // Bulletin of the RAS: Physics, 2018, Vol. 82, No. 10, pp. 1335–1341.
- 7. Петровский, А.М. Аналитические методы расчета удельных активностей в активной зоне реактора ВВЭР-1200 / А.М. Петровский, Э.А. Рудак, Т.Н. Корбут // Ядерная физика и инжиниринг, 2017, том 8, № 2, с. 118 122.
- 8. D. Rochman, A.J. Koning, J.Ch. Sublet, M. Fleming, et al, "The TENDL library: hope, reality and future", proceedings of the International Conference on Nuclear Data for Science and Technology, September 11–16, 2016, Bruges, Belgium.
- 9. https://periodictable.com/Isotopes/008.17/index.wt.html Access date: 19.06.2019.
- 10. H. Bethe und J. Ashkin in "Experimental Nuclear Physics / ed. E. Segré, J. Wiley // New York, 1953, p. 253.
- 11. http://nuclphys.sinp.msu.ru/partmat/pm01.htm Access date: 21.06.2019.
- 12. Hooshang, N., Interaction of Radiation with Matter / N. Hooshang, U. Shuzo, Dimitris E. // CRC Press Taylor & Francis Group ISBN 13: 978 1 4665 0960 3, 2012.

А.С. Мельников

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси, Минск, Республика Беларусь E-mail:melnikov1991@bk.ru

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ МОДЕЛИ ДИНАМИЧЕСКОГО ПРОГРАММИРОВАНИЯ В ЗАДАЧЕ ПЛАНИРОВАНИЯ ЭНЕРГОСИСТЕМ СО ЗНАЧИТЕЛЬНОЙ ДОЛЕЙ КОМБИНИРОВАННЫХ ИСТОЧНИКОВ ЭЛЕКТРОЭНЕРГИИ И ТЕПЛА

В составе энергосистем многих стран при покрытии электрической и тепловой нагрузок используются комбинированные источники энергии. Комбинированная схема энергоснабжения является эффективным решением в задаче одновременного покрытия электрических и тепловых нагрузок и основана на утилизации тепловой энергии от отработавшего в теплофикационном турбоагрегате пара. Конкурентом комбинированной схемы является раздельная схема, в которой электроэнергия и тепло вырабатываются отдельно на разных источниках одного вида энергии. В целях увеличения экономичности выработки электроэнергии и тепла в энергосистемах должен соблюдаться рациональный баланс обоих вариантов энергоснабжения.

Для нахождения оптимальных долгосрочных графиков ввода оборудования в энергосистему, которые будут постепенно приводить соотношение комбинированных и раздельных схем энергоснабжения к оптимальному сочетанию, необходимо активно использовать специальные энергетические модели планирования энергосистем.

Среди моделей планирования энергосистем наиболее известными являются WASP-IV и MESSAGE, входящие в пакет программ планирования энергосистем, предлагаемым МАГАТЭ. Однако данные модели не способны полноценно работать с тепловой нагрузкой и источниками, которые ее покрывают. В модели MESSAGE присутствуют чрезмерно упрощенные методы учета ограниченной разновидности теплофикационных турбин, а модель WASP вообще не предусматривает наличие тепловой нагрузки.

Для решения данной проблемы на основе алгоритмов моделей WASP-IV и MESSAGE была разработана оптимизационная модель (STRESOPT) с дополненной целевой функцией с целью обеспечения возможности прямого учета теплоисточников и тепловой нагрузки в оптимизируемой энергосистеме. При нахождении наилучшего решения в данной модели выполняются многочисленные сравнения возможных конфигураций расширения энергосистемы, которые представляют собой различные сочетания комбинированной и раздельной схем энергоснабжения. Итоговая оптимальная последовательность конфигураций энергосистемы определяется при использовании метода динамического программирования Беллмана. Метод динамического программирования с нахождением оптимального пути.

Для нахождения оптимального плана ввода оборудования в энергосистему потенциальные конфигурации, из которых будут состоять различные оцениваемые долгосрочные планы, должны быть экономически оценены при помощи целевой функции приведенных затрат. Целевая функция содержит в себе набор составляющих, которые позволяют оценить количество средств, израсходованных на ввод новых источников и средств, связанных с обслуживанием существующей системы.

Отличительной чертой разработанной модели является наличие алгоритмов учета теплофикационных турбин различных типоразмеров и котельных установок, причем покрытие тепловой нагрузки может выполняться для каждой ТЭЦ или для каждого региона.

По мере выполнения расчета моделью, все возможные ежегодные конфигурации расширения, которые способны покрыть потребности электрической и тепловой энергии, получат экономическую оценку при помощи целевой функции оптимизации, имеющей следующий вид:

$$B_{j} = \sum_{t=1}^{T} [I_{j,t} - S_{j,t} + F_{j,t} + Fix_{j,t} + Var_{j,t}], \qquad (1)$$

где: В _j – целевая функция, соответствующая плану развития ј энергетической системы;

Подолжительность периода исследования в годах;

I_{j,t} – капитальные затраты в году t плана развития j;

S_{j,t} – ликвидационная стоимость в году t плана развития j;

F_{jt} – топливные затраты в году *t* плана развития *j*;

Fix_{j,t} – фиксированные затраты в году t плана развития j;

Var_{j,t} – переменные затраты в году t плана развития j.

В табл. 1 приведены комментарии, где кратко раскрыт смысл каждого из приведенных компонентов целевой функции (1).

Тип компонента целевой функции	Комментарий
Капитальные затраты	Затраты на сооружение источников-кандида- тов за весь период исследования
Топливные затраты	Суммарные затраты на израсходованное то- пливо от всех источников энергосистемы за весь период исследования
Переменные затраты	Затраты, связанные с облуживанием источни- ков, зависящие от объема выработанной энер- гии за весь период исследования
Фиксированные затраты	Затраты, связанные с облуживанием источ- ников, не зависящие от объема выработанной энергии за весь период исследования
Амортизационная стоимость	Суммарная стоимость введенных в эксплуа- тацию источников, находящихся за периодом исследования

Таблица 1. Обзор компонентов целевой функции разработанной модели STRESOPT

Оптимизационный расчет заключается в нахождении такого варианта последовательности добавления кандидатов, который будет соответствовать наименьшему значению целевой функции (1), иначе говоря, требуется найти минимальное значение среди всех j.

Для осуществления расчета необходимо наличие отправной точки, описывающей начальную ситуацию в энергосистеме, возможные вводы нового оборудования и заданные выводы изношенного оборудования. В векторных соображениях это можно показать следующем образом:

(2)

$$[\mathbf{K}_{t}] = [\mathbf{K}_{t-1}] + [\mathbf{A}_{t}] - [\mathbf{R}_{t}] + [\mathbf{U}_{t}],$$

где: К, - все источники в энергосистеме в году t;

А, – источники, добавленные в энергосистему в году t;

R, – источники, выведенные из эксплуатации в году t;

U, – источники-кандидаты, добавленные в энергосистему в году t.

Векторы A_t и R_t являются известными, в то время как вектор U_t является неизвестным, который необходимо определить. Вектор U_t , содержащий источники-кандидаты на расширение, и будет искомой величиной данной модели.

В каждом году для каждого типа источника необходимо задать коридор, характеризуемый минимальным и максимальным количеством источников, которое может быть добавлено в энергосистему в этом году (рис 1). Таким образом, при выполнении процесса формирования набора возможных погодовых конфигураций должно выполняться следующее неравенство:

$[\mathbf{U}_t^0] \leq [\mathbf{U}_t] \leq [\mathbf{U}_t^0] + [\Delta \mathbf{U}_t],$

(3)

где: $[U_t^0]$ – минимальная конфигурация в году t;

[ΔU_t] – установленная ширина коридора для конфигураций в году t.

	-				
	тэг	l-1	~		Опции
выделить источники	Отопле	ние		9 МВт	
le выделять 🛛 🗸					
		_			
T-105 T-175 P-50	P-100	K-50	K-100		
	Эл	ектри	ческая Мощно	сть: 100,03 М	Вт
2020 Предыдущи	й год Те	плова	я Мощность: 0 МВт (0 Гкал	(wac)	
0 0 0	n-	отбор	: 416,354 MBT (358 Гкал/час)	
	Cp	ок стр	оительства: 2		
					_
0 0	0	0	0		
2021 Текущий год	ц(3 из 12	2)			
0 0		0	0		
		_	_		
0 0 3	2	3	3		

Рис. 1. Фрагмент интерфейса задания возможных коридоров возможных конфигураций расширения энергосистемы модели STRESOPT

Для проведения расчета модель STRESOPT требует определенный набор исходных данных. Как правило, модели данного типа требуют детального описания состояния существующей системы и потребностей в различных видах энергии. Перечень типов необходимых исходных данных приведен в табл. 2

Тип исходных данных	Комментарий
	Установка границ исследуемого периода
Длительность периода исследования	планирования (рекомендуется 15-20 лет,
	максимум 30 лет)
Konuncetho Hophonon n Form	Добавление учета сезонности (до 2 шт.,
Количество периодов в году	отопительный и неотопительный периоды)
	Виды тепловой энергии, которые могут
Количество и наименование спросов тепловой	покрываться ТЭЦ и котельными установками
энергии	(до 3 шт., отопление, горячая вода,
	промышленная нагрузка)
Наименования, стоимости и коэффициенты	Установка списка доступных источникам
эскалации используемого источниками	видов топлива с ценовыми характеристиками
топлива	(без ограничений)
	Продолжение таблицы 2 стр. 233

Таблица 2. Обзор типов исходных данных модели STRESOPT

Прогноз потребностей в электрической энергии на весь период исследования	Ввод ежегодных графиков продолжительности электрической нагрузки и ежегодных пиковых нагрузок для каждого периода
Прогноз потребностей в тепловой энергии на весь период исследования	Ввод ежегодных графиков продолжительности тепловой нагрузки для каждого из тепловых спросов в каждом периоде каждого года, а также соответствующих значений пиковых нагрузок
Технико-экономические характеристики действующего оборудования на момент начального года периода исследования	Приводится следующая информация: количество, тип источника, мощность, эффективность, длительность ремонтов, фиксированные и переменные затраты, вид используемого топлива
График вывода оборудования из эксплуатации на весь период исследования	Какие источники и когда должны отключены от энергосистемы
Описание источников-претендентов на ввода в энергосистему	Приводится следующая информация: тип источника, мощность, эффективность, плановые остановки, фиксированные и переменные затраты, вид используемого топлива, капитальные затраты, длительность сооружения, срок службы
Ежегодные верхние и нижние границы потенциально вводимого оборудования для каждого года исследуемого периода	Приблизительная оценка коридоров изменения количества источников для каждого года периода исследований

Разработанная модель STRESOPT имеет модульную организацию и состоит из пяти отдельных модулей, каждый из которых представляет определенный этап расчета. Для демонстрации на рис. 2 и 3 изображены интерфейсы модулей описания электрической спроса и интерфейс модуля описания оборудования существующих теплоэлектроцентралей соответственно.



Рис. 2. Модуль описание электрического спроса 233

Список станций(регионов)		T-105(1)	
Минск ^ 2 х (Т-105(1))	Добавить станцию	Количество	2
3 x (T-250(1))	Добавить турбину	Тип турбины	т ~
 2 x (ΠT-60(2)) 1 x (T-105(2)) 	Загр. котельную	Энергетическая характеристика	T-105/120-130
 1 x (T-250(2)) 		Выбор покрываемого спроса	0
• 1 x (ПТ-60(1))	Переименовать	Электрическая мощность(МВт)	(105)
1 х (1-105(Зам)) 1 х (Кот(О))	Удалить	Тепловая мощность(МВт)	(T=204)(П=0)
5 х (Кот(О)(В))		Вынужденные остановки	0,02
1 х (Кот(П))	Загр. турбину	Плановые остановки(Дней/Год)	60
• 3 x (кот(п)(В)) • 1 x (ПГУ)		Вид топлива	Газ 🗸
👗 Гомель	Сохр. турбину	Цена топлива(Долл./т у. т.)	(45)
3 x (T-175)		Перем.затраты(Долл./МВт*час)	1,79
	Загр. станцию	Фиксир.затраты(Долл./МВт*год)	32830
Настройки спроса тепла	Сохр. станцию	КПД котельного агрегата	0,941

Рис. 3. Интерфейс описания существующих ТЭЦ (обзор турбины)

На рис. 4 и 5 показан пример рассчитанного прогноза оптимального изменения установленной электрической и тепловой мощности соответственно. Источники электрической энергии (рис. 4) включают все источники энергосистемы, имеющие отношение к генерации электрической энергии и добавление которых происходит на уровне всей глобальной энергосистемы, в то время как добавление теплоисточников (рис. 5) происходит на уровне одной единственной теплоэлектроцентрали по конкретному виду теплового спроса.



Рис. 4. График изменения установленной электрической мощности



Рис. 5. График изменения установленной тепловой мощности ТЭЦ

Помимо найденных графиков ввода модуль результатов предусматривает погодовой обзор изменения основных компонентов целевой функции, т.е. для каждого года исследуемого периода хранится информация о распределении затрат на содержание и расширение энергосистемы (рис.6). Будущие версии данной модели будут иметь возможность детального обзора вклада затрат от каждого источника в общую целевую функцию.



Рис. 6. Хронология погодового изменения компонентов ЦФ

Учитывая вышеизложенное, наиболее заметным преимуществом модели STRESOPT на фоне других моделей – поддержка возможности прямого учета теплоисточников и тепловой нагрузки в оптимизируемой энергосистеме. Главным образом модель была создана в качестве замены программы WASP при планировании энергосистем, в которых при покрытии тепловых нагрузок явно доминируют источники централизованного теплоснабжения.

Содержание

Г.З. Серебряный, М.Л. Жемжуров РАДИОТОКСИЧНОСТЬ ОБЛУЧЕННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА РЕАКТОРА ВВЭР-1200 В ЗАВИСИМОСТИ ОТ ВЫГОРАНИЯ И ВРЕМЕНИ ВЫДЕРЖКИ	3
М. Л. Жемжуров, Г.М. Жмура, Г.З. Серебряный, И. Е. Рубин, Н. М. Днепровская, Н. А. Тетерева, И. В. Руденков, Л. Ф. Бабичев, К. А. Грибанова, В.Г. Ковалевич ОЦЕНКА ОБЪЕМОВ ПОДЛЕЖАЩИХ ГЛУБИННОМУЗАХОРОНЕНИЮ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ, ОБРАЗУЮЩИХСЯ В РЕЗУЛЬТАТЕ АКТИВАЦИИ КОНСТРУКЦИОННЫХ И ЗАЩИТНЫХ МАТЕРИАЛОВ РЕАКТОРА ВВЭР1200 БЕЛОРУССКОЙ АЭС	11
Г.В. Макаревич, И.А. Сальникова, В.В. Сасковец ИЗУЧЕНИЕ ПРОЦЕССА ВАКУУМНОЙ ДЕГАЗАЦИИ ЛИТЕЙНОГО АЛЮМИНИЕВОГО СПЛАВА АК12	22
М.Л. Жемжуров, Н.Д. Кузьмина, К.А. Грибанова РАЗРАБОТКА КОНЦЕПЦИИ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ СПЕЦПРЕДПРИЯТИЯ ПО ОБРАЩЕНИЮ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ УП «ЭКОРЕС».	27
В.В. Торопова, А.В. Радкевич, В.П. Петрушкевич, В.В. Саплица ПЕРЕРАБОТКА ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ СЛОЖНОГО ХИМИЧЕСКОГО СОСТАВА	37
В.В. Сасковец, В.В. Торопова, А.В. Радкевич, О.Б. Коренькова, Е.Э. Венглинская ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ТЕРМОДЕСТРУКЦИИ ПРИРОДНЫХ СЛАНЦЕВ ДЛЯ ПОЛУЧЕНИЯ КОМПОЗИЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ, СЕЛЕКТИВНЫХ ПО ОТНОШЕНИЮ К РАДИОНУКЛИДАМ ЦЕЗИЯ, СТРОНЦИЯ И КОБАЛЬТА	45
В. В. Воробьев, В.В. Сорокин ОБЕСПЕЧЕНИЕ СЕПАРАЦИИ ПАРА В ГОРИЗОНТАЛЬНЫХ ПАРОГЕНЕРАТОРАХ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК ВВЭР РАЗНЫХ ПОКОЛЕНИЙ (ОБЗОР)	53
В. В. Сорокин ТЕПЛОИЗОЛЯЦИЯ ДЛЯ ЗАЩИТЫ ГЕРМЕТИЧНОГО ОГРАЖДЕНИЯ АЭС-2006 ОТ ДЕЙСТВИЯ ПАССИВНЫХ КАТАЛИТИЧЕСКИХ РЕКОМБИНАТОРОВ ВОДОРОДА	70
А.В.Глушков ЯДЕРНАЯ, РАДИАЦИОННАЯ, ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ ТЕХНОЛОГИИ МИКИ В АТОМНОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ И НАРОДНОМ ХОЗЯЙСТВЕ. СОРБЦИЯ РАДИОНУКЛИДОВ ЦЕЗИЯ-134 И КОБАЛЬТА-57 ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ НА ПРИМЕРЕ РАБОТ ИНСТИТУТА ЯДЕРНОЙ ФИЗИКИ АНРУЗ	79
О.Б. Коренькова, Н.И. Вороник, Т.Л. Шубарова ИССЛЕДОВАНИЕ ХИМИЧЕСКОЙ УСТОЙЧИВОСТИ ОТРАБОТАВШИХ КОМПОЗИЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ПРИ ЗАХОРОНЕНИИ В КАЧЕСТВЕ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ	83
Н.И. Васильев, М. Л. Жемжуров УСТАНОВКА ДЛЯ ИССЛЕДОВАНИЯ ВЫНОСА ЛЕТУЧИХ ФОРМ РАДИОНУКЛИДОВ ПРИ ОЧИСТКЕ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ЦЕНТРОБЕЖНО-ВИХРЕВЫМ МЕТОДОМ	87
О.Э. Муратов ПЕРСПЕКТИВЫ И ПРОБЛЕМЫ МАЛОЙ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ	90
О.В. Бухал, К.В. Гусак, И.В. Жук, С.И. Тютюнников ИССЛЕДОВАНИЕ РАСПРЕДЕЛЕНИЙ СКОРОСТЕЙ РЕАКЦИЙ ДЕЛЕНИЯ ^{пат} Рb, ²³² Th, ²³⁵ U, ²³⁸ U В МАССИВНОЙ УРАНОВОЙ МИШЕНИ, ОБЛУЧЕННОЙ ПРОТОНАМИ С ЭНЕРГИЕЙ 660 МэВ	104
М.Л. Михайлюк, А.Г. Трифонов ПРОГНОЗИРОВАНИЕ ГОЛОЛЕДО- И ТУМАНООБРАЗОВАНИЯ: УСЛОВИЯ И МЕХАНИЗМЫ ВОЗНИКНОВЕНИЯ И МЕТОДИКА РАСЧЕТА	112
А.Е. Синкевич СОВМЕСТНАЯ РАБОТА ИСПАРИТЕЛЬНОЙ ГРАДИРНИ И ВОДООХЛАЖДАЕМОГО КОНДЕНСАТОРА В СИСТЕМЕ ОХЛАЖДЕНИЯ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО БЛОКА БЕЛОРУССКОЙ АЭС	118
Н.В. Горбачева, Н.Д. Кузьмина, Н.В. Кулич, С.Н. Яцко, Ю.А. Корчева ВЕРОЯТНОСТНЫЙ АНАЛИЗ НАДЕЖНОСТИ ПРИПОВЕРХНОСТНОГО ПУНКТА ЗАХОРОНЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ .	128

А.А. Сафронова, М.В. Конопелько, А.А. Суходольская, Л.Л. Василевский, И.В. Жук ИССЛЕДОВАНИЕ УРОВНЕЙ СОДЕРЖАНИЯ РАДОНА В ВОЗДУХЕ ЗДАНИЙ НА ТЕРРИТОРИИ БРЕСТСКОЙ ОБЛАСТИ БЕЛАРУСИ	137
М.Л. Жемжуров, Н.Д. Кузьмина, М.А.Козел, К.А. Грибанова АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ ВЫПОЛНЕННОГО КОМПЛЕКСНОГО ИНЖЕНЕРНОГО И РАДИАЦИОННОГО ОБСЛЕДОВАНИЯ ЗАКОНСЕРВИРОВАННЫХ И ВЫВОДИМЫХ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ХРАНИЛИЩ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ УП «ЭКОРЕС»	142
А.И. Киевицкая ПЕРВЫЙ В МИРЕ ПОДКРИТИЧЕСКИЙ СТЕНД, УПРАВЛЯЕМЫЙ ВНЕШНИМ ИСТОЧНИКОМ НЕЙТРОНОВ	150
В.А. Немцев, А.М. Черкашин ОСОБЕННОСТИ ТЕПЛОПЕРЕДАЧИ В ПРЯМОТОЧНЫХ ПАРОГЕНЕРАТОРАХ «ВОДА – ФРЕОН-113»	154
Н.А. Маковская, А.А. Баклай, Т.Г. Леонтьева ИССЛЕДОВАНИЕ СОРБЦИИ ¹³⁷ СS И ⁸⁵ SR ПЕРСПЕКТИВНЫМИ БЕЛОРУССКИМИ ГЛИНАМИ И СУГЛИНКАМИ ДЛЯ ИХ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ В СОСТАВЕ ИНЖЕНЕРНЫХ БАРЬЕРОВ ПУНКТА ЗАХОРОНЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ БЕЛОРУССКОЙ АЭС	161
Н.А. Маковская, А.А. Баклай, Т.Г. Леонтьева ИССЛЕДОВАНИЕ ГЛИНИСТЫХ МАТЕРИАЛОВ РЕСПУБЛИКИ БЕЛАРУСЬ ДЛЯ ВОЗМОЖНОГО ИСПОЛЬЗОВАНИЯ В СОСТАВЕ ИНЖЕНЕРНЫХ БАРЬЕРОВ ПУНКТА ЗАХОРОНЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ БЕЛОРУССКОЙ АЭС	165
Т.В. Беседина, В.В. Воробьев, В.А. Немцев, В.В. Сорокин ЭФФЕКТИВНОСТЬ ТЕПЛООТВОДА В НЕЙТРОНООБРАЗУЮЩИХ МИШЕНЯХ ПОДКРИТИЧЕСКИХ ЯДЕРНЫХ СИСТЕМ, ОСНАЩЕННЫХ МИКРОКАНАЛАМИ.	170
О.Б. Гурко, М.А. Козел САМООЦЕНКА ЯДЕРНОЙ ИНФРАСТРУКТУРЫ НА ЭТАПЕ 3 – ПОДГОТОВКИ К ВВОДУ В ЭКСПЛУАТАЦИЮ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ	178
В.Н. Степаненко, Е.А. Шапорова, С.В. Василевич, Д.Е. Бельская ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ПСЕВДООЖИЖЕНИЯ НА ПРИМЕРЕ РАБОТЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ УСТАНОВКИ С РЕАКТОРОМ КИПЯЩЕГО СЛОЯ ЧАСТИЦ КРЕМНИЯ	182
В.Н. Соловьев, А.Г. Трифонов, В.И., Корбут, Г.И. Фокина ПЕРСПЕКТИВЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ БИОТОПЛИВА И СМЕСЕВЫХ КОМПОЗИЦИЙ В ТОПЛИВНОМ БАЛАНСЕ БЕЛАРУСИ	193
В. Н. Соловьев И. Г. Плещенков, А.С.Левчук ВЛИЯНИЕ ТОПОЧНОГО РЕЖИМА НА УДЕЛЬНУЮ АКТИВНОСТЬ ЦЕЗИЯ- 137 В ЗОЛАХ ПРИ СЛОЕВОМ СЖИГАНИИ ДРЕВЕСНОГО ТОПЛИВА, ЗАГРЯЗНЕННОГО РАДИОНУКЛИДАМИ, В ПРОМЫШЛЕННЫХ УСЛОВИЯХ	198
Э.А. Рудак, Т.Н. Корбут, М.О. Кравченко, А.М. Петровский МАТЕМАТИЧЕСКОЕ ОПИСАНИЕ ТЕПЛОВОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА В КАЧЕСТВЕ АНАЛОГА ЗАТУХАЮЩЕГО ГАРМОНИЧЕСКОГО ОСЦИЛЛЯТОРА	205
М.В. Бобкова, Т.Н. Корбут, Э.А Рудак ОЦЕНКА ВАЖНЕЙШИХ НЕЙТРОН - ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ПОДКРИТИЧЕСКИХ СИСТЕМ С ПОМОЩЬЮ ФИЗИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ РОЖДЕНИЯ И ГИБЕЛИ ЧАСТИЦ	212
В.А.Немцев ¹ , В.Н. Степаненко ² ПЕРСПЕКТИВНОСТЬ ПРИМЕНЕНИЯ ХИМИЧЕСКИ РЕАГИРУЮЩЕЙ ЧЕТЫРЕХОКИСИ АЗОТА В КАЧЕСТВЕ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ И РАБОЧЕГО ТЕЛА СОЛНЕЧНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ (СЭС)	218
А. М. Петровский, Т. Н. Корбут, Э. А. Рудак, М. О. Кравченко НЕЙТРОННАЯ АКТИВНОСТЬ ЗА СЧЕТ СПОНТАННОГО ДЕЛЕНИЯ И ЗА СЧЕТ РЕАКЦИИ (α, n) ОТРАБОТАВШЕГО ТОПЛИВА РЕАКТОРОВ ТИПА ВВЭР	223
А.С. Мельников ИСПОЛЬЗОВАНИЕ МОДЕЛИ ДИНАМИЧЕСКОГО ПРОГРАММИРОВАНИЯ В ЗАДАЧЕ ПЛАНИРОВАНИЯ ЭНЕРГОСИСТЕМ СО ЗНАЧИТЕЛЬНОЙ ДОЛЕЙ КОМБИНИРОВАННЫХ ИСТОЧНИКОВ ЭЛЕКТРОЭНЕРГИИ И ТЕПЛА	230

Научное издание

VIII Международная конференция «Атомная энергетика, ядерные и радиационные технологии XXI века»

Доклады

г. Минск 23–26 июня 2020 г.

Ответственный за выпуск А.В. Радкевич

Компьютерная вёрстка и оформление оригинал-макета Д.М. Максимович

Редактор Л.А. Некрасова

Подписано в печать 10.06.2020 Формат 60х84 1/8 Бумага офсетная Гарнитура Roman Печать цифровая Усл.печ.л. 28,6 Уч.изд.л. 28,9 Тираж 200 экз. Заказ № ИООО «Право и экономика» Лицензия ЛИ № 02330/0494335 от 16.03.2009 220072 Минск Сурганова 1, корп. 2 Тел. 284 18 66, 8 029 684 18 66 Е-mail: pravo-v@tut.bv Отпечатано на издательской системе KONICA MINOLTA в ИООО «Право и экономика»