

Из рис. 4а,б видно, что для бентонита камалинского, при интенсивном увлажнении, например, в сезоны дождей, концентрация радиоуглерода по толщине барьера практически не меняется в отличие от вермикулита вспученного. Это обусловлено сильным отличием диффузионных свойств пород. Кроме того на величину водопроницаемости в сильной степени влияет порозность глинистой породы. Со временем происходит постепенное уплотнение и заиливание порового пространства [7].

Бентонит камалинский и вермикулит вспученный пригодны для использования в качестве материалов для создаваемых барьеров безопасности. В течение рассматриваемого периода времени (1100 лет) рассматриваемые материалы не допустят выхода радиоуглерода за пределы ПЗРО, кроме ситуаций интенсивных осадков. В случае обильных осадков противодиффузионные и противомиграционные свойства вермикулита заметно уступают бентониту.

Выводы. Данная модель использована для оценки миграции радионуклида в барьере безопасности выводимого из эксплуатации реактора АД.

Размещение в геологических формациях с многобарьерной геотехнологической системой защиты – оптимальный по безопасности вариант научно обоснованного и технически доступного решения проблемы удаления РАО.

Пункт захоронения радиоактивных отходов является сложной многоуровневой геотехнологической системой, основное назначение которой – сохранить стабильность первоначальных условий изоляции радионуклидов в пространственно-ограниченном объеме недр в течение заданного интервала времен.

Наиболее вероятно, что и через 500 лет пласты глин будут сохранять свои гидроизолирующие и барьерные свойства, а сооруженный за пределами влияния тектонических разломов ПЗРО за время своей эксплуатации и консервации не будет разрушен и заполнен водой.

Список литературы:

1. Отчет о НИОКР «Сбор и систематизация имеющихся сведений о природных и техногенных условиях горного массива, вмещающего основные сооружения ФГУП «ГХК» для обоснования безопасности долговременной изоляции ОЯТ и/или РАО в подземных сооружениях комбината», ЗАО «Геоспецэкология», 2008 г.
2. Концепция ВЭ по методу «безопасное захоронение на месте»...
3. Антоненко М.В., Чубреев Д.О., Кузнецов Г.В., Моделирование процесса диффузии радиоуглерода из активной зоны выводимого из эксплуатации ПУГР АД \ Атомная энергия 2015, Москва, т.118.
4. Отчет ИФХЭ РАН «определение сорбционных характеристик образцов глинистых пород»
5. В.М. Прохоров «Миграция радиоактивных загрязнений в почвах», Москва Энергоиздат 1981, 98 стр.
6. В.Г. Савоненков, Е.Б. Андерсон, С.И. Шабалев «Глины как геологическая среда для изоляции радиоактивных отходов», Санкт-Петербург 2012, 215стр.
7. Базылев В.В. Параметры миграции радионуклидов из грунтовых могильников твёрдых радиоактивных отходов.//Вопросы радиационной безопасности.—1997. — № 1. — С. 31—35.
8. Кудряшов Н.А., Серебрякова И.Е. Математическое моделирование миграции долгоживущих радионуклидов в почве в результате радиоактивных выпадений // Атомная энергия. — 1993, — т. 74, — вып. 3, С. 243—247.

Традиционная атомная энергетика в России: состояние, проблемы, перспективы развития

Шимохин П.А.

Национальный исследовательский Томский политехнический университет, Россия, г. Томск

E-mail: shimokhin.p@mail.ru

Потребность в энергии растет намного быстрее, чем ее производство. Все большего внимания требует проблема исчерпаемости ископаемых энергоресурсов. Существует глобальная проблема парникового эффекта, накладывающая лимитирование на сжигание газа, нефти и угля на ТЭС. Возможности строительства новых гидроэлектростанций также весьма ограничены, в виду экологических и экономических факторов. Одним из вариантов решения данных проблем, может стать активное развитие ядерной энергетики.

Ядерная энергетика обладает рядом преимуществ. Одним из которых, является высокая энергоёмкость используемого топлива по отношению к другим источникам. Таким образом, 1 кг урана, обогащенный до 4 %, при полном выгорании выделит энергию, эквивалентную 100 тоннам каменного угля или 60 тоннам нефти [1]. Следует отметить, что ядерная энергетика относительно экологична, т.к. не способствует созданию парникового эффекта.

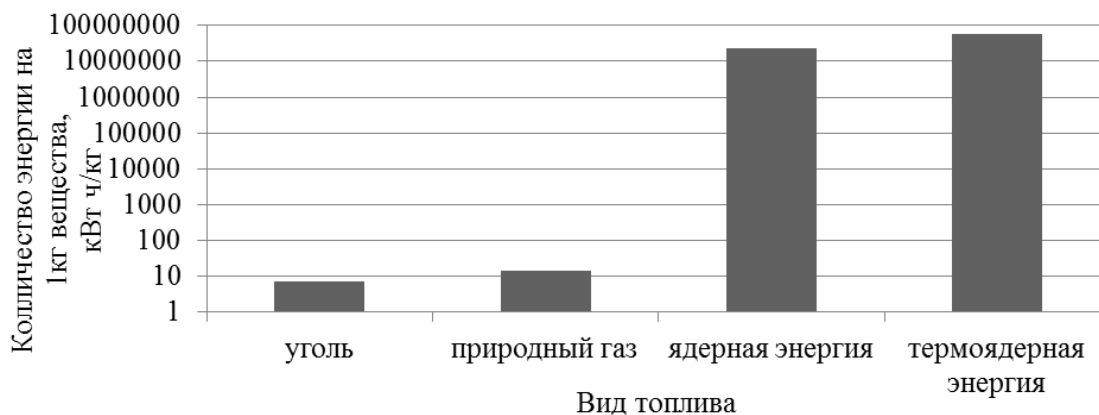


Рис. 1. Эффективность различных способов генерации энергии

В целом, атомная энергетика обладает огромным потенциалом для развития.

Атомная энергетика в России составляет 5 % от мирового рынка атомной электрогенерации, 15 % (на 2014 год – 374 ГВт [2]) мирового рынка строительства АЭС, 45 % мирового рынка обогащения урана, 15 % мирового рынка конверсии ОЯТ и обеспечивает порядка 8 % добычи природного урана в мире.

На данный момент, в России находится в эксплуатации 10 АЭС (в общей сложности 34 энергоблока установленной мощностью 25,2 ГВт), которые покрывают порядка 17 % всего вырабатываемого электричества. При этом, в Европейской части России доля АЭС достигает 30 %, а на Северо-Западе – 37 % [2].

Основываясь на документе об энергетической стратегии России на период до 2030 года, проведен анализ перспектив развития атомной энергетики России. Согласно принятой энергетической стратегии России, (ЕС-2030) перед атомным энергетическим комплексом поставлена задача по достижению этой доли до 19 ÷ 20 % к 2030 году. Прогнозируемый в рамках ЕС-2030 рост мощностей АЭС к 2030 году лежит в пределах от 52 до 62 ГВт. Такой рост может быть гарантирован строительством АЭС с использованием усовершенствованных ВВЭР.



Рис. 2. АЭС России, динамика по суммарной мощности (ГВт)

Возможность достижения подобного уровня развития атомной энергетики на базе технологий тепловых реакторов и открытого ядерного уранового топливного цикла выглядит достаточно сложным, ввиду наработки больших объёмов ОЯТ и недостаточной имеющейся сырьевой базы. Последнее обусловлено тем, что реакторы на тепловых нейтронах работают на уране-235.

Одной из макроэкономических проблем страны является преодоление сырьевой зависимости экспорта России. Атомный энергетический комплекс - один из немногих комплексов, обладающим конкурентными высокотехнологичными продуктами и услугами на внешнем рынке. Главной его задачей является расширение экспортного потенциала отечественных современных ядерных энерготехнологий и услуг. Так, по российским проектам, построено 52 энергоблока за рубежом, из которых работают 37 на таких рынках, как: Китай, Индия, Иран, Восточная Европа. Продолжается политика освоения новых рынков (Турция, Вьетнам) [3].

Существенной проблемой в атомной энергетике является радиационная безопасность. Захоронение и переработка радиоактивных отходов также занимает немаловажное место. Последствия аварий в реакторном отделении с разгерметизацией и выбросом радиоактивных веществ в атмосферу с заражением огромных пространств являются крайне тяжелыми. Весомой проблемой для АЭС является их ликвидация после окончания эксплуатации, она по примерным оценкам может составлять до 20 % стоимости строительства АЭС. Огромные расходы охлаждающей воды по сравнению с ТЭС.

Путем решения проблем захоронения радиоактивных отходов и малой доли «выгорающего» топлива, может быть развитие технологии быстрых реакторов замкнутого топливного цикла.

Решение проблемы сырья, в рамках создания новой технологической платформы (НТП), реализуется сменой сырьевой базы атомных электростанций с ураном-235 на относительно неограниченный уран-238 (99,3 % природного урана). Решение проблемы накопления ОЯТ в атомной энергетике осуществляется замыканием топливного цикла на быстрых реакторах, а также поиском наилучшего обращения с высокоактивными отходами, характеризующимися длительными периодами полураспада.

На сегодняшний день, Россия является мировым лидером в освоении технологий быстрых реакторов. На Белоярской АЭС работают единственные на сегодня опытно - промышленные быстрые реакторы БН-600 и БН-800 с натриевым теплоносителем мощностью 600 и 800 МВт (БН-600 пущен в эксплуатацию в 1980 году). Также, в рамках государственно-частного партнерства планируется запуск СВБР-100 мощностью 100 МВт в Димитровграде в конце 2018 года [4].

На сегодняшний день, ведутся разработки по различным видам теплоносителей БР (свинцовый, свинцово-висмутовый, натриевый). Разрабатываются три различных вида топлива для БР (МОКС топливо на основе вибротехнологии; МОКС топливо на основе таблеточной технологии изготовления; нитридное топливо) по трем разным типам технологии переработки ОЯТ (пирохимия; водная химия; газофторидная химия).

Для коммерциализации системы БН (МОКС) потребуется гарантировать надёжную эксплуатацию реакторов серии БН, а затем обеспечить запуск БН-К на МОКС топливе, в том числе до 2030 ввести малую серию БН-К с опытно-промышленной инфраструктурой ЗТЦ, которая включает в себя завод РТ-2 по переработке ОЯТ ТР и БН и производство МОКС топлива для БН [4].

Основные требования к НТП нового поколения заключаются в повышении качества показателей базовой системы быстрых реакторов и МОКС топлива в таких направлениях, как:

- расширение экспортного потенциала атомного энергетического комплекса;
- расширение сферы использования атомной энергетики;
- экономичность и безопасность.

Дальнейшая разработка технологии СВБР-100 поможет увеличить область применения атомных электростанций, с включением регионального уровня. Поднять уровень экономичности и безопасности поможет разработка технологии со свинцовым теплоносителем. Разработка метода сухой переработки увеличит экономические показатели и повысит темпы ввода новых БР. Завершение разработки и опытную демонстрацию данных технологий планируется провести до 2030 года. Массовое коммерческое использование планируется после 2040 года.

Актуальной задачей является сконцентрировать усилия на разработке и демонстрации наиболее перспективных технологий. При разработке системных требований к технологиям НТП нового поколения, также следует ориентироваться на зарубежные работы в рамках международных и национальных программ, таких, как: «Генерация 4» и ИНПРО.

Список литературы:

1. Трухинский А.Д., Изюмов М.А., Поваров О.А., Малышенко С.П. Основы современной энергетики: учебник для вузов: том 1. Современная теплоэнергетика; под ред. А.Д. Трухния. – М.: Издательский дом МЭИ, 2008. – 472 с.
2. Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом». URL: <http://www.gosatom.ru/> (дата обращения: 11.10.2015).
3. Габараев Б.А., Смирнов Ю.Б., Черепнин Ю.С. Атомная энергетика XXI века: учебное пособие / – М.: Издательский дом МЭИ, 2013. – 250 с.
4. В.И. Рачков. Стратегия развития атомной энергетики России. Труды конференции «Повышение надежности и эффективности эксплуатации электрических станций и энергетических систем» - 2010 г., МЭИ.

Оценка метода эквивалентной длины пробега нейтрона в расчете возраста в металловодных смесях

Южаков А.В., Кузьмин А.В.

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск

E-mail: kuzminav@tpu.ru

В расчетах и проектировании ядерного реактора требуется знание возраста нейтронов деления. Эта физическая величина, связанная с замедлением быстрых нейтронов до детектируемой энергии, определяет утечки нейтронов и тем самым влияет на размеры реактора. Для определения возраста в смеси материалов активной зоны проектируемого реактора все еще требуется проведение дорогостоящих натуральных экспериментов. К настоящему времени имеется несколько экспериментальных и расчетно-теоретических методик по определению значения возраста нейтронов в металловодных смесях. Но из-за неточностей в экспериментах и в ядерно-физических константах надежного согласования теории с опытом получить не удалось. Поэтому разработка новых и аттестация старых методов по определению возраста в смесях представляет интерес.

В [1] был предложен метод эквивалентных длин пробега, основанный на сравнении двух различных металловодных систем X и Y. Если предположить, что среднее сечение рассеяния в смеси X больше, чем в системе Y, то при одинаковых объемных долях значение возраста в системе X будет больше. Однако если средние сечения рассеяния у металлов не сильно различаются, то можно подобрать такую объемную долю воды для системы X, что возраст в этих системах будет одинаков. Тогда сравнение вклада металла в возраст смеси можно провести по длине упругого рассеяния нейтрона:

$$\lambda_s^{(i)} \approx \lambda_t^{(i)} = \left(\frac{v_i \cdot \rho_i \cdot \sigma_s^{(i)}}{A_i} + \frac{v_{H_2O}^{(i)} \cdot \rho_{H_2O}^{(i)} \cdot \sigma_s^{(H_2O)}}{M_{H_2O}} \right)^{-1}, \quad (1)$$

где $\rho_{(i)}$ и $\rho_{(H_2O)}^{(i)}$ – плотности i металла и воды в системе, содержащей i металл; v_i , $v_{H_2O}^{(i)}$ – объемная доля i металла и воды в данной системе.

Справедливо также соотношение:

$$v_i + v_{H_2O}^{(i)} = 1. \quad (2)$$

Так как сравнение металлов производим по длинам свободного пробега, то:

$$\lambda_t^{(X)} = \lambda_t^{(Y)}. \quad (3)$$

Используя выражение (1) и соотношение (2) из равенства (3), получаем условие:

$$\frac{v_X \cdot \rho_X \cdot \sigma_s^{(X)}}{A_X} + \frac{\rho_{H_2O}^{(X)} \cdot \sigma_s^{H_2O(X)}}{A_{H_2O}} \cdot (1 - v_X) = \frac{v_Y \cdot \rho_Y \cdot \sigma_s^{(Y)}}{A_Y} + \frac{\rho_{H_2O}^{(Y)} \cdot \sigma_s^{H_2O(Y)}}{A_{H_2O}} \cdot (1 - v_Y). \quad (4)$$

Допустим, имеются данные по возрасту в системе X, полученные некоторым способом, и имеющиеся значения возраста есть функция объемных долей металла и воды. По этим данным