

ТЕХНИЧЕСКИЕ РЕШЕНИЯ РЕАКТОРА БРЕСТ-ОД-300 И ПЕРСПЕКТИВЫ ЕГО ЭКСПЛУАТАЦИИ

А.Р. Дягель, С.В. Лавриненко
НИТПУ, ЭНИН, АТЭС

Введение. На сегодняшний день актуальным является создание нового облика ядерной энергетики, основанной на применении реакторов естественной безопасности, что позволит исключить крупные аварии на АЭС и вместе с этим снизить стоимость строительства и эксплуатации ядерных энергоблоков, а также реализации замкнутого ядерного топливного цикла (ЯТЦ) для полного использования энергетического потенциала уранового сырья. Первым итогом работы стал концептуальный проект ядерного энергетического комплекса, состоящего из АЭС, пристанционного ядерного топливного цикла и хранилища отходов.

Реакторная установка БРЕСТ-ОД-300 представляет собой двухконтурный парогенерирующий энергоблок.

В качестве топлива рассматривается хорошо совместимое со свинцом и материалом оболочки ТВЭЛ высокоплотное (14.3 г/см^3) и высокотеплопроводное ($20 \text{ Вт/м} \cdot \text{К}$) мононитридное смешанное уран-плутониевое топливо (UN-PuN), в качестве материала оболочки - хромистая сталь ферритно-мартенситного класса. Теплоноситель - жидкий свинец, который не вступает в экзотермическое взаимодействие с водой, воздухом и конструкционными материалами, не горит, радиационно стоек, слабо активизируется и позволяет осуществить теплоотвод при низком давлении и большом запасе до кипения ($T_{\text{кип}} = 2000^\circ\text{C}$ при $P = 1 \text{ МПа}$).

Активная зона набрана из 145 бескожуховых ТВС квадратного сечения с ТВЭлами стержневой конструкции. Для радиального выравнивания подогрева теплоносителя центральные ТВС набраны из ТВЭЛов диаметром 9.4 мм, два следующих ряда - из ТВЭЛов диаметром 9.8 мм, и последний ряд - из ТВЭЛов 10.5 мм.

Отвод тепла от активной зоны реактора осуществляется за счет принудительной циркуляции насосами свинцового теплоносителя (СТ). Нагреваясь до температуры 540°C он перетекает во входные полости парогенератора (ПГ) и опускаясь по межтрубному пространству, отдает свое тепло теплоносителю второго контура (водяному пару), проходящему внутри трубок ПГ. Охлажденный примерно до 420°C свинец выливается в камеру всасывания насосов, откуда снова подается в напорную камеру. Конструкция свинцового контура с большой теплоаккумулирующей способностью и инерцией расхода, а также наличие байпасного тракта обеспечивает естественную циркуляцию свинца при отключении насосов [1].

Помимо энергоблока БРЕСТ-ОД-300 в состав реакторной установки входят системы, обеспечивающие ее нормальную эксплуатацию:

- Система газового разогрева реактора необходима для разогрева конструкций реактора перед заполнением его теплоносителем.
- Система заполнения реактора свинцом обеспечивает прием свинца в транспортные емкости.
- Система обработки теплоносителя газовыми смесями для периодической (1 раз в 1-2 года) обработки свинцового теплоносителя окислительно-восстановительными газовыми смесями и очистки используемых смесей от радиоактивных примесей.
- Система очистки радиоактивного газа реактора предназначена для очистки газо-аэрозольных выбросов АЭС от радиоактивных продуктов деления.
- Система охлаждения шахты реактора необходима для охлаждения бетона шахты атмосферным воздухом, работает за счет естественной циркуляции воздуха (пассивный принцип охлаждения). Трубопроводы охлаждения располагаются в бетоне по периметру шахты реактора.

- Четыре канала безопасности для обеспечения безопасности работы блока. В каждый канал входит система нормального и аварийного расхолаживания реактора (СНАР) - для отвода остаточных тепловыделений реактора к конечному поглотителю (атмосферному воздуху). Система работает на пассивном принципе охлаждения.

- Система локализации течи парогенераторов служит для защиты реактора от превышения допустимого давления в корпусе и локализации радиоактивных веществ, образующихся при аварийной разгерметизации трубки парогенератора, при аварии парогазовая смесь поступает в теплообменник-конденсатор, далее конденсат направляется в спецканализацию, а газ – либо в спецвентиляцию, либо в систему газоочистки.

- Система защиты от превышения давления служит для защиты реактора от превышения допустимого давления в корпусе при возникновении аварии, связанной с одновременным разрывом до 11 трубок парогенератора и последовательным разрывом до 24 трубок.

Второй контур - нерадиоактивный и состоит из паропроизводительной части парогенераторов, главных паропроводов, системы питательной воды и одного турбоагрегата. В качестве воднохимического режима второго контура принят освоенный и распространенный практически на всех блоках ТЭС сверхкритического давления нейтрально-кислородный водный режим.

В отличие от существующих в мире АЭС, где второй контур влияет на обеспечение безопасности в случае аварийного отвода тепла от реакторной установки, в рассматриваемом проекте на него эта функция не возлагается. Во втором контуре имеется - всего лишь два элемента безопасности - предохранительные клапаны парогенератора и отсечные клапаны, установленные на линии подачи питательной воды в парогенератор. Их назначение: предотвращение недопустимого повышения давления в парогенераторе и предупреждение “замерзания” свинцового теплоносителя 1-го контура.

Архитектурно-строительное решение комплекса. Впервые в отечественной практике строительства атомных электростанций в проекте комплекса заложена технология строительства на основе монолитного железобетона, что позволяет удешевить и сократить сроки строительства.

Главный корпус АЭС состоит из двух частей: здание реактора и здание турбоустановки. В качестве проектного землетрясения принято 6 баллов, в качестве максимально расчетного землетрясения - 7 баллов, здания разделены между собой антисейсмическим температурно-деформационным швом.

Здание турбоустановки, состоящее из машинного зала и обстроек, размещается на единой монолитной железобетонной фундаментной плите. Центральный объем (ширина - 32 м, длина - 50 м, высота свода - 48.4 м), содержит шахту с реакторной установкой и оборудованием первого контура, тоннель перегрузки топлива, транспортный коридор, центральный зал с трубопроводами второго контура и системами охлаждения шахты реактора. Центральный объем перекрыт монолитным железобетонным сводом в отметках 40.800 × 48.400 и служит защитой для оборудования от внешних воздействий.

Пристанционный ядерный топливный цикл БРЕСТ-ОД-300 позволяет практически неограниченно расширить ресурсную базу атомной энергетики за счет организации циркуляции ядерного уран-плутониевого топлива равновесного состава с необходимостью добавления лишь небольшого количества обедненного или природного урана.

Особенностями цикла является, во-первых, полная дистанционность ведения технологического процесса, ремонта и обслуживания оборудования и, во-вторых, технологический процесс без использования манипуляторов, которые применяются только для переналадки оборудования и замены вышедших из строя либо изношенных узлов оборудования.

В соответствии с хронологией и объемом выполняемой программы, пристанционный цикл БРЕСТ-ОД-300 разбит на две очереди.

Первая очередь пристанционного цикла предназначена для фабрикации первых топливных загрузок реакторных установок БРЕСТ-ОД-300 (145 ТВС, 17 600 кг моноксидного топлива) и БН-800 (776 ТВС, 31 700 кг моноксидного топлива) в течение года и включает в себя участки фабрикации порошка из исходных ядерных материалов, таблеток, ТВЭЛов, тепловыделяющих сборок.

Вторая очередь пристанционного цикла включает (дополнительно к первой) участки разделки и регенерации облученного топлива. Ввод в действие 2-й очереди планируется ориентировочно через 3 года после ввода в эксплуатацию первой очереди.

В выполненном техническом проекте обращения с радиоактивными отходами предусмотрено оптимальное их разделение на отдельные потоки с учетом активности, агрегатного состояния и других характеристик для последующей переработки каждого потока наиболее эффективным и безопасным способом. В результате переработки получаются минимальные по объему конечные продукты, надежно удерживающие содержащиеся в них радионуклиды в условиях хранения и захоронения [2].

Долгосрочный сценарий развития атомной энергетики.

В стратегии развития ядерной энергетики России можно выделить некоторые ключевые направления:

- строительство в ближайшие 20-30 лет усовершенствованных тепловых реакторов, работающих на обогащенном уране, до истощения экономически приемлемых запасов природного урана (первый этап);

- переработка отработавшего топлива тепловых реакторов для выделения плутония и долгоживущих нуклидов;

- начало развития после 2030 г. быстрых реакторов нового поколения на базе плутония, выделенного из облученного топлива ядерных реакторов (второй этап).

На базе материальных балансов топлива рассмотрим потенциал развития системы ядерной энергетики на тепловых и быстрых реакторах типа БРЕСТ с небольшим избыточным воспроизводством (КВА ~ 1,05).

С 2030 г. на базе плутония, выделяемого из перерабатываемого облученного топлива тепловых реакторов, вводится по одному реактору БРЕСТ-1200 за один год. Если требуемого количества плутония недостаточно, в рассматриваемый год БРЕСТ не вводится.

Развитие реакторов БРЕСТ проводится до достижения установленной мощности 300 ГВт (250 реакторов БРЕСТ-1200), далее эта система работает до истощения отвалного урана, так как подпитка в данном расчете осуществлялась только отвальным ураном.

Результаты расчетов по рассматриваемому сценарию развития ядерной энергетики представлены на рисунках. Согласно рисунку 1 для доступных запасов природного урана в размере 500 тыс. т суммарная электрическая мощность тепловых реакторов возрастает до 49 ГВт к 2036 г., после 2041 г. она монотонно убывает в связи с выводом реакторов из эксплуатации после достижения предельного срока службы. Начав развитие в 2030 г., мощность реакторов БРЕСТ-1200 достигает к 2050 г. 26 ГВт, к 2100 г. – 112 ГВт и выходит на уровень 300 ГВт в 2160 г. Далее эта система обеспечена ресурсами отвалного урана для работы до 3750 г (в соответствии с рисунком 2). Представленные результаты показывают возможности развития системы тепловых и быстрых реакторов по обеспеченности их топливом.

Дальнейшая перспектива тепловых реакторов заключается в переводе на ториевый цикл с наработкой недостающего ^{233}U в бланкетах быстрых или в цикле $\text{Pu-Th-}^{233}\text{U}$ тепловых реакторов [3].

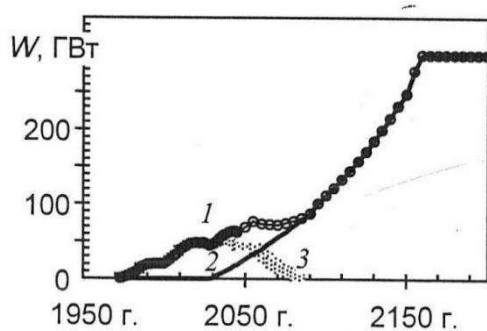


Рис.1. Установленная мощность АЭС с тепловыми и быстрыми реакторами (1), тепловыми (3), быстрыми (2) на начальном этапе развития крупномасштабной ядерной энергетики России (до 2200 г.)

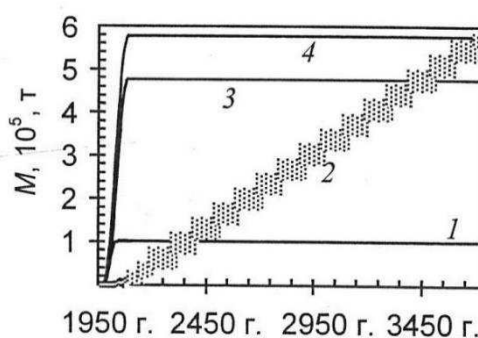


Рис.2. Потребление природного 100 тыс. т РБМК (1), 476 тыс. т ВВЭР (3), суммарное 576 тыс. т (4) и 570 тыс. т отработанного урана реакторами БРЕСТ (2)

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Результаты исследовательских и проектных работ указывают на возможность реализации в энергокомплексах с реакторной установкой типа БРЕСТ основных требований к крупномасштабной ядерной энергетике по безопасности и экономичности. А возможность работы установки в замкнутом ЯТЦ на собственном регенерированном топливе в значительной мере расширяет масштабы и горизонты развития ядерной энергетики.

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННЫХ ИСТОЧНИКОВ

1. Адамов Е.О., Габарев Б.А., Орлов В.В., Филин А.И. Опыт-демонстрационный реактор БРЕСТ// Энергия: экономика, техника, экология. 2003. №8. С. 25-30.
2. Габарев Б.А., Орлов В.В., Филин А.И. Экспериментальная АЭС с реактором БРЕСТ и пристанционным топливным циклом для Белоярской АЭС// Энергия: экономика, техника, экология. 2003. №9. С. 23-29.
3. Адамов Е.О., Габарев Б.А., Ганев И.Х., Лопаткин А.В., Муратов В.Г., Орлов В.В. Потенциал развития и возможность достижения состояния радиационной эквивалентности урана и отходов в перспективной ядерной энергетике// Атомная энергетика. 2003. №2. С. 83-88.

Научный руководитель: С.В. Лавриненко, ассистент кафедры АТЭС ЭНИН ТПУ.

CALCULATION METHODOLOGY OF FAST FISSION FACTOR IN A THERMAL REACTOR

D.V. Grishko, D.Y. Malishev, A.V. Kuzmin
National Research Tomsk Polytechnic University

Cross-section of fission fuel (^{235}U , ^{239}Pu , ^{233}Th) is a continuous spectrum with energy distinct from zero. It is mean, that in all reactors there are processes of fission on a heat, resonance and fast neutrons. Such elements as uranium and thorium are fissionable at specific energy (higher than boundary energy). For example, fast neutrons with energy 1.1 Mev fission ^{238}U . There is a chance that fast neutrons will cause fission. It appearance causes other fission neutrons. The coefficient of the fast fission accounts this process.