

Отдельно определен межпромысловый период поверхности теплообмена, рассчитана стоимость изделия, рассчитаны гидравлические сопротивления по тракту теплоносителя и рабочего тела, рассчитана толщина теплоизоляционного материала.

В курсовом проекте выполнение конструктивных элементов базируется на имеющихся технических решениях подобных изделий, а некоторые конструктивные элементы приняты из ориентирования на прототип - парогенератор ЯУ БОР-60.

ЛИТЕРАТУРА:

1. Кириллов П.Л. и др. Справочник по теплогидравлическим расчётам (ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы). – 2-е изд., перераб. и доп. – М: Энергоатомиздат, 1990. – 360 с.: ил.
2. Рассохин Н.Г. Парогенераторные установки атомных электростанций: Учебник для вузов. – 3-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1987. – 384 с.: ил.
3. Ривкин С.Л. Термодинамические свойства воды и водяного пара. – М.: Энергия, 1980. – 424с.

Научный руководитель: С.В. Лавриненко, ст. преподаватель каф. АТЭС ЭНИН ТПУ.

ПЕРСПЕКТИВНОЕ ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО

А.А. Фролов

Томский политехнический университет
ЭНИН, АТЭС, группа 5012

В настоящее время атомная энергетика развивается быстрыми темпами. Ведутся поиски альтернативы урановому топливу. В перспективе альтернативой может стать такой элемент как америций. Ядерный изотоп америций-242m обладает высоким сечением деления тепловыми нейтронами (6390,2 барн), большим количеством выделяемых нейтронов на одно деление (3,6) и относительно большим периодом полураспада (141,2 год), что делает его подходящим топливом для сверхкомпактных ядерных реакторов (критическая масса — 3,78 кг, меньше только у некоторых изотопов калифорния). Предполагается, например, использовать его для ядерных реакторов на межпланетных космических кораблях. Однако получение этого изотопа в грам-

мовых количествах пока только обсуждается (предполагается получать его из ^{241}Am , который содержится в ОЯТ в количестве порядка килограмма на тонну).

Или, например, кюрий. Важной областью применения кюрия является производство нейтронных источников высокой мощности для «поджигания» (запуска) специальных атомных реакторов. В последние годы очень важное место не только в умах инженеров, но и в производстве занимает другой, более тяжелый изотоп кюрия — кюрий-244 (период полураспада 18,1 года) и он также альфа-излучатель (энерговыведение около 2,83 Вт/грамм). Однако кюрий-244 также обладает достаточно большой вероятностью испускания спонтанных нейтронов ($1,4 \cdot 10^{-6}$ нейтронов/Бк), внося существенный вклад в нейтронный радиационный фон от отработавшего ядерного топлива некоторых реакторов. Кюрий-245 (период полураспада 8500 лет) очень перспективен для создания компактных атомных реакторов с сверхвысоким энерговыведением, и изыскиваются способы рентабельного производства этого изотопа.

В таблице 1 приведены нейтронные параметры некоторых трансурановых элементов.

Табл. 1. Нейтронные данные некоторых трансурановых элементов

Элемент	A	$T_{1/2}$	$\sigma_f, б$	$\sigma_\gamma, б$	$\sigma_s, б$	ν
Уран ^{92}U	235	$7,038 \cdot 10^8$ лет [1]	584,88 [2]	98,66 [2]	15,12 [2]	2,4251[1] 2,338 [1] 1,98 [1]
	236	$2,342 \cdot 10^7$ лет [1]	0,047 [2]	5,13 [2]	13,7 [1]	
	237	6,75 сут [1]	<0,35 [1]	443 [1]		
	238	$7,038 \cdot 10^8$ лет [2]	$4 \cdot 10^{-6}$ [1]	2,683 [2]	9,38 [1]	
	239	23,5 мин [1]	14 [1]	22 [2]		
	240	14,1 ч [1]				
Плутоний ^{94}Pu	236	2,858 лет [2]	170 [1]	33 [1]		2,21 [1]
	237	45,2 сут [2]	2455 [1]			
	238	87,74 лет [2]	17,9 [1]	540 [1]	25 [1]	2,90 [1]
	239	$2,411 \cdot 10^4$ лет [2]	750 [2]	271,5 [2]	7,3 [1]	2,8768[1]
	240	6564 лет [2]	0,064 [2]	287,6 [2]	1,64 [1]	2,17 [1]
	241	$2,411 \cdot 10^4$ лет [2]	1012,2 [2]	363 [2]	9,1 [1]	2,9369[1]
Америций ^{95}Am	242m	141,2 года [1]	6390,2 [2]	1229,2[2]		3,260 [1]
	242g	16,02 ч [1]	2100 [1]			
	243	7370 лет [2]	0,0813 [2]	76,71[2]		
	244	10,1 ч [2]	2300 [2]	600 [2]		
	244m	26 мин [1]	1600 [1]			
	244g	10,1 ч [1]	2300 [1]			
Кюрий ^{96}Cm	241	32,8 сут [2]	549,82 [2]	43,99 [2]	11,6 [1]	2,538 [1] 3,430 [1] 2,696 [1] 3,717 [1]
	242	162,8 дня [2]	3,02 [2]	16,87 [2]		
	243	29,1 лет [2]	613,319 [2]	130,523[2]		
	244	18,1 лет [2]	1,03 [2]	15,25 [2]		
	245	8500 лет [2]	2142,40 [2]	359,2 [2]		

ЛИТЕРАТУРА:

1. Галанин А.Д. Введение в теорию ядерных реакторов на тепловых нейтронах. – 2-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1990. – 536 с.
2. Энциклопедия нейтронных данных, Росфонд (Российская библиотека файлов оцененных нейтронных данных), Обнинск 2006 г.

Научный руководитель: С.В. Лавриненко, ст. преподаватель каф. АТЭС ЭНИН ТПУ.

ИССЛЕДОВАНИЕ ТЕМПЕРАТУРНОГО СОСТОЯНИЯ ГРАФИТОВОЙ КЛАДКИ РЕАКТОРА РБМК-1000

М.П. Виноградов
Томский политехнический университет
ЭНИН, АТЭС, группа 5011

Цель работы

Расчетные исследования характеристик стационарного температурного состояния графитового замедлителя реактора РБМК в зависимости от концентрации элементов в газовой смеси.

Общие сведения

Важную роль в реакторах типа РБМК играет его графитовая кладка. Графит выполняет функции замедлителя нейтронов. Сама кладка служит несущей конструкцией для элементов активной зоны реактора.

Основным фактором, влияющим на работоспособность кладки, а значит и на безопасность эксплуатации реактора, является температура графита, определяющая величину и характер радиационной деформации элементов кладки. В практике принято, что на всех режимах работы реактора РБМК максимальная температура графита не должна превышать 800-850°С.

Вместе с тем существует прямая связь между средней температурой графита и реактивностью, так как реакторы типа РБМК обладают существенным положительным эффектом реактивности по температуре замедлителя.

В реакторе РБМК доля генерируемого в графите тепла составляет 5...6% общей тепловой мощности. В существующих конструкциях