

7. Щекотов В.Г. Способ контроля процесса кипения натрия в активной зоне ядерного реактора. А.с. СССР № 1136654, МКИ G 21с 17/00. — Там же, № 12, с. 194.
8. Щекотов В.Г., Баков А.Т., Петренко А.А., Суворов В.Д. Способ контроля кипения натрия в активной зоне быстрого реактора. А.с. СССР № 10994485, МКИ G 21с 17/00. — Там же, № 5, с. 204.
9. Щекотов В.Г., Маврин Ю.М., Никифоров Б.Н. Устройство для контроля за закипанием теплоносителя в ядерном реакторе. А.с. СССР № 1512377, МКИ G 21с 17/02. — Там же, № 1, с. 229.

Поступила в Редакцию 9.01.96

УДК 621.039.54

КОНЦЕПЦИЯ ДВУХЦЕЛЕВОЙ ЭЛЕКТРОЯДЕРНОЙ УСТАНОВКИ

Бергельсон Б.Р., Балюк С.А. (ИТЭФ)

Электроядерные установки разрабатывались без видимых успехов в течение многих лет. Основные трудности в реализации этого направления развития ядерной энергетики были связаны с высокой стоимостью ускорителя и отсутствием собственной «ниши» в ядерно-энергетическом комплексе. Однако в последние годы ситуация во многом изменилась — ужестчились нормы безопасности эксплуатации АЭС и хранения радиоактивных отходов. Представляется, что решение этих сложных проблем, от которых во многом зависит будущее ядерной энергетики, может быть найдено на пути использования в рамках ядерно-энергетического комплекса двухцелевых электроядерных установок для производства электроэнергии и трансмутации (уничтожения) долгоживущей радиотоксичности, определяемой в основном Np , Am , Cm , нарабатываемыми в энергетических реакторах [1].

В настоящей статье представлены результаты концептуальных исследований двухцелевой электроядерной установки, работающей на жидком топливе в условиях уран-плутониевого топливного цикла.

Рассмотрим в равновесном режиме двухцелевую электроядерную установку, бланкет которой заполнен рабочей средой (жидким топливом), подпитывается ^{238}U (или природным ураном) и Np , Am , Cm . Пусть q_1 , q_2 — постоянная во времени удельная скорость подпитки бланкета ^{238}U и Np , Am , Cm соответственно. Тогда коэффициент размножения нейтронов в гомогенной среде, содержащей равновесную концентрацию актиноидов, может быть определен следующим образом:

$$K_{\infty} = \frac{\nu_1 + \nu_2(\varepsilon\varphi)q_2/q_1}{p_1 + p_2(\varepsilon\varphi)q_2/q_1 + \Sigma_c \varphi(1 + q_2/q_1) E_f/q_v} \quad (1)$$

В уравнении (1) ν_1 , p_1 — количество нейтронов, рождающихся и расходуемых в процессе уничтожения одного ядра ^{238}U (фактически эти величины не зависят от потока тепловых нейтронов φ); ν_2 , p_2 — аналогичные величины для уничтожения Np , Am , Cm (зависимости $\nu_2(\varepsilon\varphi)$ и $p_2(\varepsilon\varphi)$ определены в работе [2]); ε — относительное время нахождения рабочей среды, содержащей Np , Am , Cm , в зоне облучения; Σ_c — макроскопическое эффективное сечение паразитного захвата нейтронов в продуктах деления и среде (без актиноидов), заполняющей бланкет; E_f — энергия, выделяющаяся при делении одного ядра актиноида; q_v — удельное энерговыделение в рабочей среде.

Расчеты K_{∞} по формуле (1) проводились при $q_v = 100 \text{ кВт/л}$, $q_1 + q_2 = 3,13 \cdot 10^{12} \text{ яд./}(\text{см}^3 \cdot \text{с})$ ($\sim 40 \text{ кг/}(\text{м}^3 \cdot \text{год})$) и $\Sigma_c = 1,26 \cdot 10^{-4} \text{ см}^{-1}$, что соответствует поглощению тепловых нейтронов в D_2O с примесью 0,1% легкой воды и малой концентраций продуктов деления, которые постоянно выводятся из среды в специ-

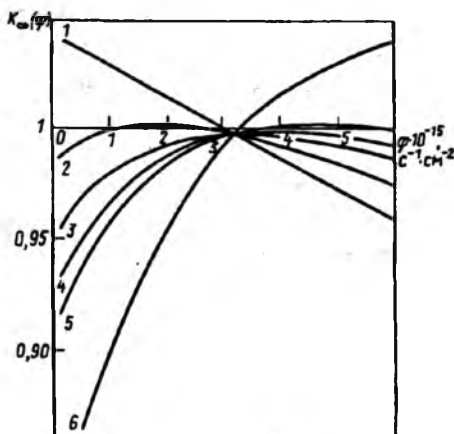
альной системе очистки [2]. Сечения и резонансные интегралы взяты из работы [3]. На рис. 1, 2 представлены зависимости $K_{\infty}(\varphi)$ для $\epsilon = 1$ и $\epsilon = 0,5$ при различных значениях q_2/q_1 . При замесе ^{238}U на природный уран результаты почти не изменяются.

Из расчетных данных следует, что для равновесного раствора (суспензии) урана и Np , Am , Cm в тяжелой воде при различных значениях q_2/q_1 $K_{\infty} \leq 1$ ($K_{\infty} \geq 1$ только при $q_2 = 0$ и $\varphi \leq 3 \cdot 10^{15} \text{ c}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$). Если в бланкете, заполненном такой средой с равновесной смесью актиноидов ($q_1, q_2 \neq 0$), разместить конструкционные элементы, необходимые для отвода высокопотенциальной тепловой энергии (давление

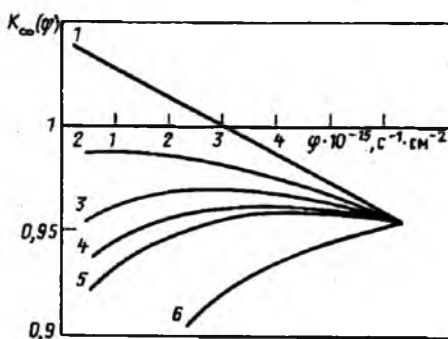
$\geq 100 \text{ МПа}$), то $k_{\text{эф}}$ для системы мишень—бланкет будет существенно меньше единицы, что сделает невозможным достижение поставленных целей: производство полезной электроэнергии и трансмутацию Np , Am , Cm .

Хорошие размножающие свойства рабочей среды, необходимые для размещения в бланкете конструктивных элементов, могут быть получены в установке с двумя мишенями и двумя бланкетами. Схема такой установки показана на рис. 3.

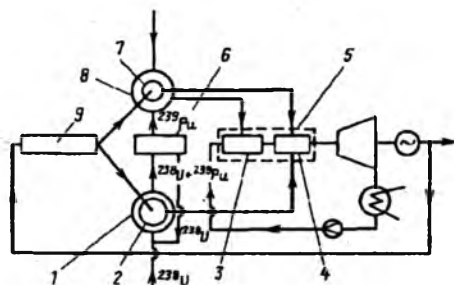
Бланкет № 1 (сырьевой) подпитывается только ураном и предназначен для производства ^{239}Pu , который образуется при поглощении в уране нейтронов с энергетическим спектром в области резонансов ^{238}U , что позволяет избежать замедленного размножения нейтронов за счет деления ($K_{\infty} \leq 1$), а значит, и большого энерговыделения. В качестве рабочей среды, заполняющей бланкет № 1, может быть использована смесь шаров из урана и графита. Производство ^{239}Pu в бланкете № 1 осуществляется за счет нейтронов, генерируемых в мишени № 1. Бланкет № 2 (энергетический) подпитывается ^{239}Pu , который производится в бланкете № 1, и Np , Am , Cm , нарабатываемыми в энергетических реакторах. Возможность использования ^{239}Pu в военных целях можно исключить путем добавления к урану ^{237}Np . Из данных табл. 1, где представлены значения K_{∞} , рассчитанные по формуле (1) при $\Sigma_c = 0$ для равновесной смеси плутония и Np , Am , Cm , следует, что при $q_2/q_1 \leq 1$ коэффициент размножения нейтронов в бланкете № 2 должен быть существенно больше единицы (даже при $\Sigma_c \neq 0$). Это означает, что в бланкете № 2 возможно размещение необхо-



Р и с. 1. Зависимость K_{∞} от φ при $\epsilon = 1$, q_2/q_1 , равном 0 (1), 0,25 (2), 0,5 (3), 0,75 (4), 1 (5), ∞ (6)



Р и с. 2. То же, что на рис. 1, при $\epsilon = 0,5$



Р и с. 3. Схема двухцелевой электроядерной установки: 1 — бланкет № 1 для производства ^{239}Pu ; 2 — мишень № 1 для бланкета № 1; 3 — парогенератор; 4 — пароперегреватель; 5 — система преобразования энергии; 6 — радиохимическое производство; 7 — мишень для бланкета № 2; 8 — бланкет № 2 для трансмутации и производства энергии; 9 — ускоритель протонов

димо для отвода высокопотенциальной тепловой энергии (давление $\geq 100 \text{ МПа}$), то $k_{\text{эф}}$ для системы мишень—бланкет будет существенно меньше единицы, что сделает невозможным достижение поставленных целей: производство полезной электроэнергии и трансмутацию Np , Am , Cm .

димых конструктивных элементов при обеспечении минимально допустимой по соображениям безопасности подкритичности $\Delta k_{эф} \ll 1$, т.е. при эффективном размножении нейтронов, генерируемых в мишени № 2.

Т а б л и ц а 1. Зависимость $k_{эф}(\varphi)$

$q_2/(q_1+q_2)$	$\varphi \cdot 10^{-15} \text{ с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$			
	1	2	4	5
0	1,62	1,62	1,62	1,62
0,33	1,25	1,28	1,32	1,34
0,5	1,12	1,16	1,21	1,23
0,67	1,02	1,06	1,12	1,14
1,00	0,87	0,91	0,98	1,00

Для установки с двумя мишенями и двумя бланкетами (сырьевым и энергетическим) может быть записано соотношение, устанавливающее однозначную связь между электрической мощностью установки ($N_{уст}$) и электрической мощностью, потребляемой ускорителем ($N_{уск}$):

$$N_{уст} = N_{уск} \left[1 + X \alpha \left(1 + \frac{q_2}{q_1} \right) \frac{E_f}{E_p} \right] \eta_1 \eta_2 > 1,$$

$$\text{где } X = \left[1 + \nu \left(1 + \frac{q_2}{q_1} \right) \frac{1 - k_{эф}}{k_{эф}} \right]^{-1},$$

E_f — энергия деления; E_p — энергия протонов; $\eta_1 \eta_2$ — к.п.д. ускорителя и системы преобразования тепловой энергии, выделяющейся и в мишенях и в бланкетах, в электрическую; α — коэффициент конверсии в обеих мишенях протонов в нейтроны; $k_{эф}$ — эффективный коэффициент размножения нейтронов в энергетическом бланкете.

В табл. 2 представлены значения $N_{уст}/N_{уск}$, рассчитанные при $k_{эф} = 0,95$, $E_p = 1,6$ ГэВ, $\alpha = 55$ (мишень из свинца [4]), $\nu = 2,9$, $\eta_1 = 0,5$ и при различных q_2/q_1 (от 0 до ∞), а также расчетные значения $k_{эф}$ при $N_{уст} = N_{уск}$, что соответствует режиму самообеспечения установки электроэнергией.

Т а б л и ц а 2. Зависимость $N_{уст}/N_{уск}$ от $q_2/(q_2+q_1)$

Параметр	$q_2/(q_2+q_1)$				
	0	0,33	0,50	0,67	1,0
	X				
	0,87	0,81	0,76	0,67	0
$N_{уст}/N_{уск}$:					
$\eta_1 = 0,4$	1,4	1,9	2,3	2,9	8,6
$\eta_2 = 0,3$	1,1	1,4	1,7	2,2	6,5
$k_{эф}$:					
$\eta_1 = 0,4$	0,69	0,68	0,67	0,66	0,64
$\eta_2 = 0,3$	0,76	0,75	0,74	0,74	0,72

Из данных табл. 2 следует, что во всем диапазоне изменения $q_2/(q_1 + q_2)$ электрическая мощность установки превышает электрическую мощность, потребляемую ускорителем, если обеспечивается $\Delta k_{эф} = 0,05$ для энергетического бланкета. Самообеспечение электроэнергией возможно при $\Delta k_{эф} = 0,24—0,36$.

В качестве жидкого топлива для энергетического blankets были рассмотрены: раствор (суспензия) плутония и Np , Am , Cm в D_2O . Для отвода высокопотенциальной энергии в энергетическом blankets размещались конструкционные элементы в виде плотной упаковки труб (100×90) из сплава $Zr-2,5\%Nb$;

расплавы фторидов, содержащий соли плутония и Np , Am , Cm . Состав расплава в молярных процентах (LiF 65,6, BeF_2 29,3, ZrF_4 5,1) принимался по данным работы [5].

Для обеспечения теплового спектра нейтронов в энергетическом blankets размещались графитовые блоки с центральным отверстием (без облицовки) для расплава фторидов.

Результаты расчетов показали, что в случае тяжеловодного энергетического blankets минимально допустимая подкритичность $\Delta k_{эф} = 0,05$ и удельное энерговыделение $q_v = 100$ кВт/л обеспечиваются при $\varphi = (0,5-2,5)10^{15} \text{ с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$ и $q_2/q_1 = 0-0,5$. В качестве примера в табл. 3 представлены параметры трех вариантов двухцелевой электроядерной установки, которые в принципе могут быть достигнуты в энергетическом blankets при $k_{эф}$, равном 0,95 и 0,98.

Т а б л и ц а 3. Основные параметры двухцелевой электроядерной установки

Параметр	Трансмутация и производство электроэнергии		Производство электроэнергии без трансмутации
	с внешним потреблением	без внешнего потребления	
Электрическая мощность, МВт:			
потребляемая ускорителем	1000*	1000	1000
	300	300	300
для внешних потребителей	900	—	400
	500	—	150
Число обслуживаемых ВВЭР-1000	20	18	—
	15	9	—
Средняя плотность потока тепловых нейтронов в энергетическом blankets**, $\text{с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2} \cdot 10^{15}$	0,6	1,8	2,4

*Первая цифра для $k_{эф} = 0,95$, вторая — $k_{эф} = 0,98$.

**Возможность достижения в реальных установках требует дополнительных исследований.

В случае использования в качестве рабочей среды расплава фторидов указанного состава при $q_v = 125$ кВт/л (подогрев расплава в энергетическом blankets 100°C) параметры установки за исключением размера blankets оказываются близкими к указанным в табл. 3. Однако увеличение размера blankets приводит к дополнительным трудностям, связанным с обеспечением высокого среднего потока нейтронов. Кроме того практическое использование расплава солей требует решения серьезных технологических проблем: постоянной очистки рабочей среды от продуктов деления, циркуляции расплава с относительно высокой скоростью, разработки компактного blankets с графитовым замедлителем и теплообменников (для минимизации времени нахождения расплава вне зоны облучения). Впрочем, и в случае тяжеловодного blankets необходимо проведение исследований для решения проблемы подавления радиолитической воды под воздействием продуктов деления. Остальные технологические проблемы являются общими для обоих вариантов рабочей среды.

Количество полезной электроэнергии, которая может быть получена в электроядерной установке от одного ядра ^{238}U , превращаемого в сырьевом blankets в одно ядро ^{239}Pu , составляет

$$E = \left\{ \left[1 + X \frac{E_f}{E_p} \alpha \left(1 + \frac{q_2}{q_1} \right) \right] \eta_1 \eta_2 - 1 \right\} \frac{E_p}{X \alpha \eta_1 \eta_2}.$$

При $q_2 = 0$ (чисто энергетический вариант установки) полезная энергия превышает 30% энергии, которая может быть получена при делении одного ядра урана. Она возрастает при увеличении комплекса $X \alpha \eta_1 \eta_2 E_f / E_p$ и в предельном случае равна E_f . Поэтому не исключено, что в будущем в результате усовершенствования соответствующей технологии электроядерные установки смогут составить конкуренцию быстрым реакторам.

В двухцелевой электроядерной установке возможна и трансмутация долгоживущих продуктов деления. В этом случае бланкет № 1 должен состоять из двух секций. Внешняя, выполняющая роль сырьевого blankets и подпитываемая ураном, глубоко подкритична. Внутренняя с малой подкритичностью подпитывается ядерным топливом и продуктами деления. Трансмутация последних осуществляется нейтронами, рождающимися при делении ядерного топлива. Разумеется, подкритичность системы в целом не должна быть меньше минимально допустимой.

Изложенное позволяет сделать вывод о перспективности разработки двухцелевых электроядерных установок, предназначенных для производства электроэнергии и трансмутации долгоживущих радионуклидов. Это заключение основывается на следующих аргументах.

1. В подкритических системах, каковыми и являются электроядерные установки, почти невозможны тяжелые аварии, связанные с разгоном на мгновенных нейтронах, что делает их более безопасными по сравнению с реакторами, работающими в критическом режиме. 2. Последствия неядерных аварий, в результате которых происходит разгерметизация первого контура, в случае электроядерных установок в принципе должны быть значительно менее тяжелыми, чем на АЭС с энергетическими реакторами, так как при прочих равных условиях высокие потоки тепловых нейтронов в энергетическом blankets электроядерной установки должны обеспечивать малые загрузки ядерного топлива и долгоживущей радиотоксичности. 3. Использование жидкого топлива в электроядерных установках (при всех известных технологических проблемах) обеспечивает короткий топливный цикл и исключает необходимость изготовления твэлов, что вкуче создает условия для минимизации выбросов радиотоксичности в окружающую среду. 4. Эффективное и относительно безопасное уничтожение Np , Am , Cm в двухцелевых электроядерных установках позволяет сравнительно быстро уменьшить в 10 раз и более (в зависимости от времени начала процесса трансмутации) количество долгоживущей радиотоксичности, накапливаемой в долговременных хранилищах, и поддерживать низкий равновесный уровень такой радиотоксичности в течение всего периода работы ядерной энергетики [1]. 5. Двухцелевые электроядерные установки имеют фактически неограниченную топливную базу, так как в них в качестве топлива используется природный или обедненный уран. 6. Двухцелевые электроядерные установки могут быть с успехом применены и в уран-ториевом цикле. Благодаря особенностям такой системы автоматически преодолевается ограничение по потоку тепловых нейтронов в blankets, связанное с образованием ^{233}Pa , из-за которого авторам работы [6] пришлось принять $\varphi \leq 10^{14} \text{ с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$.

Разработка новой технологии и стоимость ускорителя для действующей установки — это цена, которую придется заплатить для достижения указанных целей.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Бергельсон Б.Р., Балюк С.А. Анализ накопления долгоживущей радиотоксичности в У-Ри топливном цикле ядерной энергетики. — Атомная энергия, 1995, т. 80, вып. 1, с. 37—43.
2. Бергельсон Б.Р., Балюк С.А. Параметры установки для трансмутации младших актиноидов без использования ядерного горючего и при малых добавках плутония: Препринт ИТЭФ 10-94, 1994.

3. Беланова Т.С., Игнатюк А.В., Пашенко А.В., Пляскин В.И. и др. Радиационный захват нейтронов. Справочник. М.: Энергоатомиздат, 1986.
4. Lone M., Wong P. Neutron yields from proton-induced spallation reaction in thick targets of lead. — In: Proc. of GLOBAL-93.
5. Williamson A. Actinide Materials Chemistry. LANL, 87545, 1994.
6. Carminati F., Klapisch R., Revol J. e.a. An Energy Amplifier for Cleaner and Inexhaustible Nuclear Energy Production Driven by a Particle Beam Accelerator. CERN/AT/93-47(ET), 1994.

Поступила в Редакцию 4.11.95

УДК 621.039:656(001.8)

ПРОГНОЗИРОВАНИЕ ВЕРОЯТНОСТИ АВАРИЙНОЙ СИТУАЦИИ ПРИ ТРАНСПОРТИРОВКЕ ЯДЕРНЫХ ОБЪЕКТОВ

Радаев Н.Н. (Военная академия РВСН)

Накопление большого числа ядерных объектов различного назначения (в частности, военного), значительный объем их перевозок могут привести к повышению вероятности аварий и связанного с ними риска радиоактивного загрязнения окружающей среды.

Необходимым условием планирования мероприятий по безопасности разрабатываемых (модернизируемых) ядерных объектов является ее оценка для ожидаемых условий эксплуатации. Вероятностная оценка безопасности определяется по оценкам вероятностей двух событий [1, 2]: возникновения аварийной ситуации $P_{ав}$, сопровождающейся воздействием на ядерный объект аварийной нагрузки, и разрушения ядерного объекта и связанного с ним радиоактивного загрязнения окружающей среды. Хотя аварийные ситуации реализуются лишь для некоторых образцов, решения по безопасности следует реализовывать для всей генеральной совокупности образцов ядерного объекта.

Основную часть аварийных ситуаций с ядерными объектами можно отнести к транспортным [1]. Информационной основой для оценки вероятности аварийных ситуаций со вновь разрабатываемыми объектами является статистика аварийных ситуаций с другими ядерно- и радиационно опасными объектами, уже находящимися в эксплуатации. Однако такие данные являются статистически неоднородными вследствие различия условий перевозок, а применение известных методов [3, 4] к их объединению не всегда возможно.

Целью статьи является разработка моделей оценки вероятности аварийной ситуации с разрабатываемым ядерным объектом в заданных условиях перевозок по статистике аварийных ситуаций с его аналогами.

Постановка задачи. Разрабатывается ядерный объект, условия перевозок которого будем считать неизменными ($\epsilon_0(t) = \epsilon_0$). Ограничимся рассмотрением случая перевозок одним видом транспорта (например, автомобильным или железнодорожным). Не ограничивая общности полученных результатов, в целях упрощения изложения в качестве независимой переменной будем рассматривать время эксплуатации t . На практике в качестве независимой переменной обычно используют расстояние l , на которое перевозятся ядерные объекты.

В эксплуатации в течение времени t_0 будет одновременно находиться N_0 образцов. Таким образом, суммарная наработка ядерного объекта составит $S_t = N_0 t_0$ образцов-лет. Пусть в одном транспортном средстве одновременно перевозится по b образцов. Следовательно, риск вовлечения ядерного объекта в аварийную ситуацию связан с числом транспортных средств для одновременной перевозки всех образцов (требуется