

РОЛЬ КОЭФФИЦИЕНТОВ РЕАКТИВНОСТИ ПРИ РЕАЛИЗАЦИИ ПРИНЦИПА МАКСИМАЛЬНОЙ САМОЗАЩИЩЕННОСТИ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ

А.В. Данилычев, Д.Г. Елистратов, И.А. Кузнецов, В.Ю. Стогов

ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г.Обнинск



Обсуждается роль коэффициентов реактивности, формирующих обратную связь по каналу «температура-реактивность» в незащищенных авариях быстрых реакторов. На примере различных по мощности, компоновке и составу активных зон демонстрируются потенциальные возможности БН в авариях УТОР и ULOF. Показано, что традиционное оксидное топливо исчерпало свои возможности для создания перспективных активных зон максимальной самозащищенности.

ВВЕДЕНИЕ

Перспективные активные зоны натриевых БН разрабатываются исходя из принципа максимального саморегулирования (самозащищенности). Его реализация подразумевает возможность работы активной зоны в наиболее опасных аварийных ситуациях только за счет собственно присущих ей физических параметров безопасности. При этом не происходят как изменение фазовых состояний материалов, образующих активную зону, так и превышение допустимых температурных и прочностных пределов по ним. Такими физическими параметрами являются компоненты обратной связи по каналу «температура-реактивность», определяемые чисто композиционным составом активной зоны с учетом ее компоновочного решения и геометрии. Для реализации самозащищенности должен быть сформулирован ряд требований к основным коэффициентам реактивности (КР). В [1-3] в критериальном виде через теплоперепад топливо/натрий опосредствованно продемонстрирована взаимосвязь между КР, температурными режимами твэлов и основными теплотехническими параметрами реакторной установки (РУ). Показано, что существует область оптимальных соотношений между основными КР для конкретной совокупности теплотехнических данных. В контексте существования набора таких оптимальных (желаемых) соотношений КР рассмотрена возможность реализации данного набора в реальной РУ с учетом теплотехнических параметров. При этом выявляются факторы, позволяющие приблизиться к оптимальным значениям в рамках возможных технических и компоновочных решений.

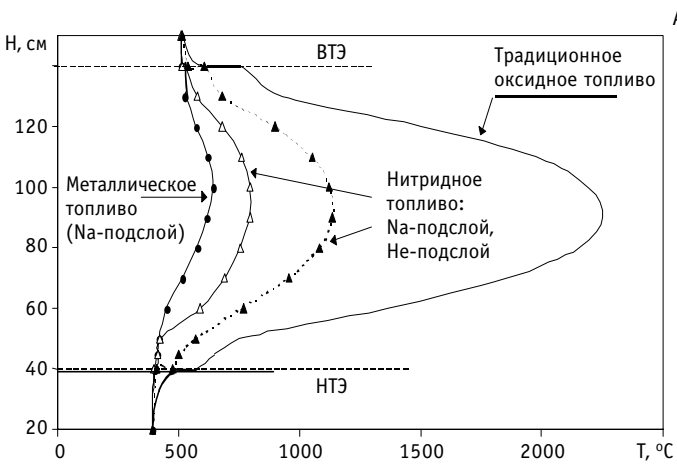
ОБРАТНАЯ СВЯЗЬ ПО РЕАКТИВНОСТИ В БЫСТРЫХ РЕАКТОРАХ РАЗЛИЧНОГО ОБЪЕМА И С РАЗЛИЧНЫМИ ВИДАМИ ТОПЛИВА

Традиционно отрицательная обратная связь по реактивности представляется совокупностью компонент, часть из которых определяется температурой натрия, а другая часть - температурой топлива или теплоперепадом между топливом и натрием. Обычно рассматривают следующие основные компоненты: натриевую плотностную, доплеровскую и компоненты теплового расширения активной зоны в радиальном и аксиальном направлениях. Конкретная величина каждой компоненты КР зависит от большого числа факторов [4] и в общий баланс реактивности вносит вклад, определяемый соответствующим изменением температур материалов. Изменения рабочих температур в переходных процессах в конечном итоге зависят от вида топливной загрузки (номинальные температуры и их запас до допустимых значений). Область рабочих температур и аксиальные распределения максимальных по сечению твэла температур для топлива с различной теплопроводностью представле-

ны на рис.1. В рамках разработанных компонентов традиционное оксидное топливо с низкой теплопроводностью исчерпало, по-видимому, свои ресурсы для существенного повышения безопасности.

Работоспособность твэлов в заданных диапазонах номинальных и предельных температур непосредственно связана с распуханием. Распухание минимально при величине открытой пористости топлива $\geq 20\%$ для $0,35 < (T_{ном}/T_{плав} = \Theta) < 0,5$. Таким режимам соответствует нитридное топливо (рис.1), из-за наименее напряженных условий работы допускающее и большие вариации линейной нагрузки q_l .

Анализ публикаций по величинам КР в БН различной мощности с традиционной компоновкой активной зоны [4-6] позволяет выделить следующие закономерности по виду топлива:



T, K θ	Металл $T_{плав}=1405$	Карбид $T_{плав}=2750$	Нитрид $T_{плав}=3000$	Оксид $T_{плав}=3100$
0,8	1124	2200	2400	2480
0,7	983,5	1925	2100	2170
0,6	843 U+5%Fs	1650	1800	1860
0,5	702,5 U+15%Pu+10%Zr	1375	1500	1550
0,4	562	1100	1200	1240
0,3	421,5	825	900	930
$\lambda, Вт/мК$	20-30*	20,5	20	3,0
$\alpha, 10^{-6} 1/град$	18-22	8,7-11	9-10,3	8,4-11,5

Рис.1. Аксиальные распределения максимальных температур (А) и рабочие параметры различных видов топлива (В) при одинаковых диаметре твэлов (7,4 мм), линейной нагрузке (~400Вт/см) и подогреве натрия (390-510°С); Liq- натриевый подслои; * - резко убывает с выгоранием [1]

- величины температурно-мощностных эффектов реактивности достаточно близки у керамических видов топлива (для компонент КР металлического топлива существенно ниже величина доплеровской и более положительна натриевая плотностная компонента, причем последняя резко возрастает с увеличением мощности);

- для конкретного объема активной зоны компоненты реактивности от радиального расширения активной зоны достаточно близки, аксиальное расширение определяется, главным образом, различием коэффициентов линейного расширения (для условного коэффициента расширения $\alpha=1$ значения данной компоненты также близки);

- в авариях типа ULOF и UTOP параметры реакторов с керамическим топливом изменяются примерно одинаково (для традиционной компоновки достаточно надежно кипение натрия исключается только для реакторов мощностью <600 МВт); некоторый выигрыш металлического топлива в аварии ULOF (меньшее значение доплеровской компоненты) компенсируется падением более чем втрое уровня самозащищенности в аварии UTOP.

Таким образом, в рамках единого компоновочного решения с ростом мощности реактора приоритет переходит от металлического топлива к нитридному. Однако и для малых мощностей нитридная загрузка достаточно конкурентоспособна. В этой связи сопоставление уровней самозащищенности традиционно оксидного топлива проводится, в основном, с нитридным при ориентации на реактор большой мощности, оптимизированный по натриевому пустотному эффекту реактивности (НПЭР) и эффекту выгорания [7].

С учетом нетрадиционных компоновок с натриевой полостью над активной зоной [7,8] приведенные выше обобщения для зависимости интегральных значений основных КР от мощности (объема) активной зоны иллюстрируются рис.2-5.

Натриевая плотностная компонента представлена в виде интегральной эффективности натрия в активной зоне (рис.2), доплеровская компо-

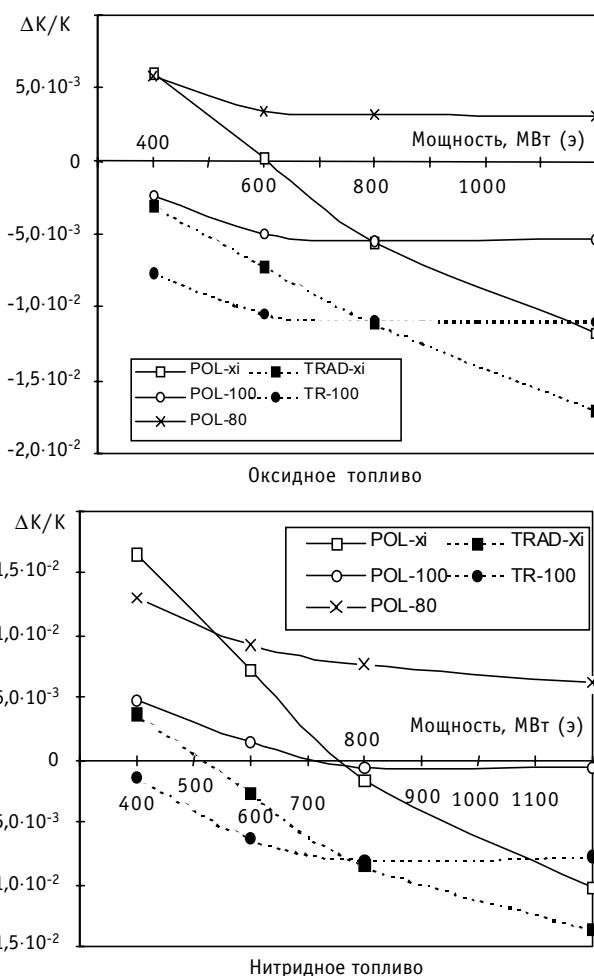


Рис. 2. Интегральная эффективность натрия для реакторов различной мощности и компоновки: TRAD-Xi и TRAD-100 - активные зоны с традиционной компоновкой с одинаковым уплощением ($\chi=0.356$) и одинаковой высотой (100 см) соответственно; POL-Xi и POL-100 - активные зоны с натриевой полостью с одинаковым уплощением ($\chi=0.356$) и одинаковой высотой (100 см) соответственно; POL-80 - активные зоны с натриевой полостью с одинаковой высотой (80 см)

нента - в виде доплеровской постоянной $T\partial K/\partial T$ (рис.3). КР от аксиального и радиального расширений получены по формулам теории подобия [9] и для удобства сопоставления приведены на рис.4,5 для абстрактного коэффициента линейного расширения $\alpha=1$ 1/град.

В [2-3] даны обобщенные критерии самозащищенности для аварии типа ULOF, соответствующие им реальные значения КР отражены в табл.1-3.

Результаты, полученные для различных компоновочных решений активной зоны и вида используемого топлива показывают следующее.

1. Для важнейших физических параметров безопасности существуют, по крайней мере, две области их зависимости от мощности, в которых эти параметры могут быть условно линеаризованы: 400-800 МВт(э) и 800-1200 МВт(э). Зависимость от мощности наиболее сильна в области малых и средних ее значений. Выше 800 МВт эта зависимость для большинства КР становится более полой, что определяет достаточную гибкость больших реакторов при оптимизации в них других нейтронно-физических функционалов и экономических характеристик.

2. Более высокие показатели самозащищенности реализуются у БН меньшей мощности (например, реакторы PRISM с металлическим и FFTF с нитридным топливом), причем этот диапазон расширяется в сторону увеличения мощности для нитридного топлива. Это объясняется, в первую очередь, пониженной величиной доплер-эффекта. Для реакторов без натриевой полости степень самозащищенности от аварий с потерей расхода резко снижается с ростом мощности и становится проблематичной для мощностей выше 600 МВт. Для всех рассмотренных активных зон топливо на основе ^{15}N обладает более высокими свойствами самозащищенности. Однако в аварии UTOP все рассматриваемые оксидные варианты имеют преимущества перед нитридными по ограничению на температуру натрия за счет большего доплер-эффекта. При этом для любой рассмотренной модели допустимая внешняя реактивность имеет большие запасы по отношению к возможным ее возмущениям. Это подтверждает мнение [1-5], что при обосновании максималь-

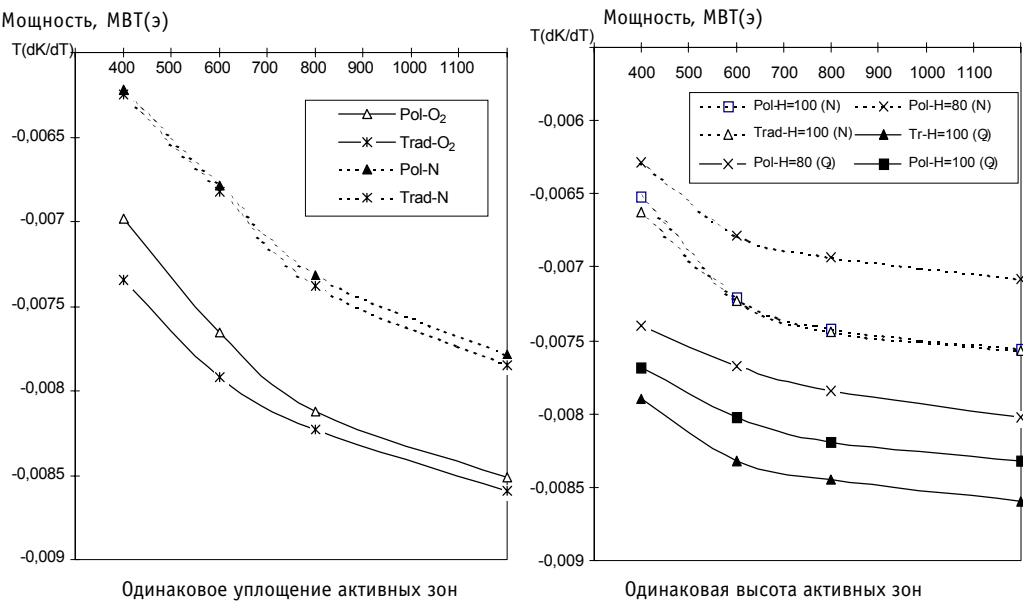


Рис.3. Доплеровская постоянная в интервале температур 900-2100 К всего реактора (O_2 - оксид, N - нитрид)

Таблица 1

Соответствие требованиям соотношений компонент ТКР:
 $(TKR_R + TKR_{Na}) < 0$ и $(TKR_D + TKR_H) < (TKR_{Na} + TKR_R)$ [3]

Компоновка активной зоны	Тип акт. зоны.	W, МВт	Оксид			Нитрид		
			TKR_{Na}	$TKR_R + TKR_{Na}$	$TKR_D + TKR_H$	TKR_{Na}	$TKR_R + TKR_{Na}$	$TKR_D + TKR_H$
Одинаковые уплощения активной зоны	Зона с Na-пол.	400	-1,3E-06	-1,3E-05	-1,8E-05*	-4,1E-06	-1,6E-05	-1E-05
		600	3,22E-07	-1E-05	-1,3E-05*	-1,8E-06	-1,3E-05	-1,1E-05
		800	1,89E-06	-7,1E-06	-1,4E-05*	8,64E-07	-8,5E-06	-1,3E-05*
	Трад. акт. зона	400	1,24E-06	-9,6E-06	-1,2E-05*	-4,9E-07	-1,2E-05	-1,1E-05
		600	2,36E-06	-7,3E-06	-1,3E-05*	1,09E-06	-9,5E-06	-1,2E-05*
		800	3,4E-06	-5E-06	-1,4E-05*	2,94E-06	-6,1E-06	-1,3E-05*
Одинаковая высота активной зоны (H=100см)	Зона с Na-пол.	400	1,11E-06	-8,5E-06	-1,3E-05*	-6,9E-07	-1,1E-05	-1,1E-05*
		600	1,77E-06	-7,4E-06	-1,3E-05*	1,01E-07	-9,6E-06	-1,2E-05*
		800	1,85E-06	-7,2E-06	-1,4E-05*	6,03E-07	-8,9E-06	-1,2E-05*
	Трад. акт. зона	400	2,58E-06	-6,5E-06	-1,3E-05*	9,87E-07	-8,9E-06	-1,1E-05*
		600	3,27E-06	-5,4E-06	-1,4E-05*	2,25E-06	-7,2E-06	-1,2E-05*
		800	3,36E-06	-5,1E-06	-1,4E-05*	2,7E-06	-6,5E-06	-1,2E-05*
Одинаковая высота (H=80 см)	Зона с Na-пол.	400	-1,2E-06	-1,2E-05	-1,2E-05*	-3,1E-06	-1,5E-05	-1,1E-05
		600	-6,2E-07	-1,1E-05	-1,3E-05*	-2,1E-06	-1,3E-05	-1,1E-05
		800	-5,7E-07	-1,1E-05	-1,3E-05*	-1,7E-06	-1,3E-05	-1,2E-05

Примечание. *соответствует условию $(TKR_D + TKR_H) < (TKR_{Na} + TKR_R)$

ной самозащищенности определяющей является авария ULOF.

3. В аварии ULOF условию $(TKR_R + TKR_{Na}) < 0$ соответствуют практически все рассмотренные модели (табл.1). Наиболее жесткому условию $(TKR_{Na} < 0)$ соответствуют только реакторы с натриевой полостью при высоте активной зоны менее 100 см (для нитридного топлива, и традиционные компоновки мощностью менее 400 МВт).

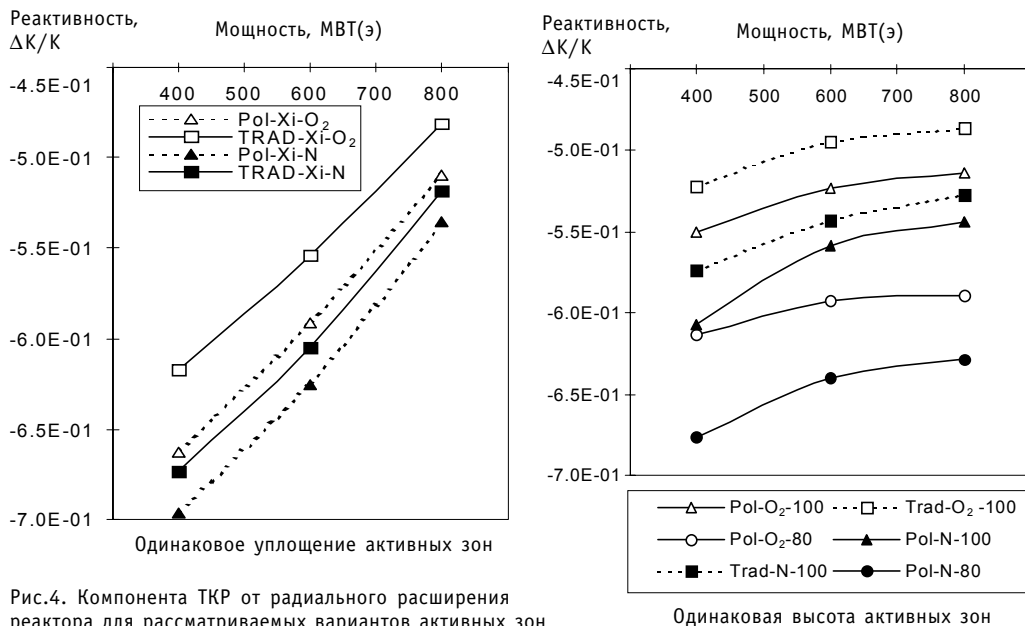


Таблица 2

Значения температурного и мощностного коэффициентов реактивности ТКР ($\Delta K/K$)/град и МКР ($\Delta K/K$) МВт_(т) и их отношение

	Компоновка	W, МВт(э)	Оксидное топливо			Нитридное топливо		
			ТКР	МКР	МЭР/Г _{эп} [*]	ТКР	МКР	МЭР/Г _{эп}
Одинаковое уплощение активной зоны	С натриевой полостью	400	-2.7E-05	-6.3E-06	2.44	-2.9E-05	-6.2E-06	2.22
		600	-2.5E-05	-4.7E-06	2.91	-2.7E-05	-4.3E-06	2.52
		800	-2.3E-05	-3.7E-06	3.30	-2.3E-05	-3.3E-06	2.98
	Традиционная	400	-2.5E-05	-6.1E-06	2.62	-2.6E-05	-6.1E-06	2.49
		600	-2.3E-05	-4.7E-06	3.21	-2.4E-05	-4.2E-06	2.79
		800	-2.2E-05	-3.7E-06	3.57	-2.1E-05	-3.3E-06	3.26
Одинаковая высота активной зоны	С натриевой полостью (H=100см)	400	-2.4E-05	-7E-06	3.00	-2.5E-05	-6.1E-06	2.52
		600	-2.4E-05	-4.8E-06	3.20	-2.4E-05	-4.3E-06	2.79
		800	-2.3E-05	-3.7E-06	3.26	-2.4E-05	-3.3E-06	2.91
	Традиционная (H=100см)	400	-2.3E-05	-7E-06	3.23	-2.3E-05	-6E-06	2.71
		600	-2.2E-05	-4.8E-06	3.46	-2.2E-05	-4.3E-06	3.04
		800	-2.2E-05	-3.7E-06	3.53	-2.2E-05	-3.3E-06	3.18
	С натриевой полостью (H=80см)	400	-2.7E-05	-7E-06	2.70	-2.8E-05	-6.2E-06	2.30
		600	-2.6E-05	-4.8E-06	2.87	-2.7E-05	-4.3E-06	2.50
		800	-2.6E-05	-3.6E-06	2.90	-2.7E-05	-3.3E-06	2.58

Примечание. * МЭР/Г_{эп} - отношение мощностного эффекта к расходному.

$$МЭР/Г_{эп} < \left[\frac{\Theta_{кипения} - \Theta_{вход}^{ном}}{\Theta_{вых}^{ном} - \Theta_{вход}^{ном}} \right]_{Na} = 4,67$$

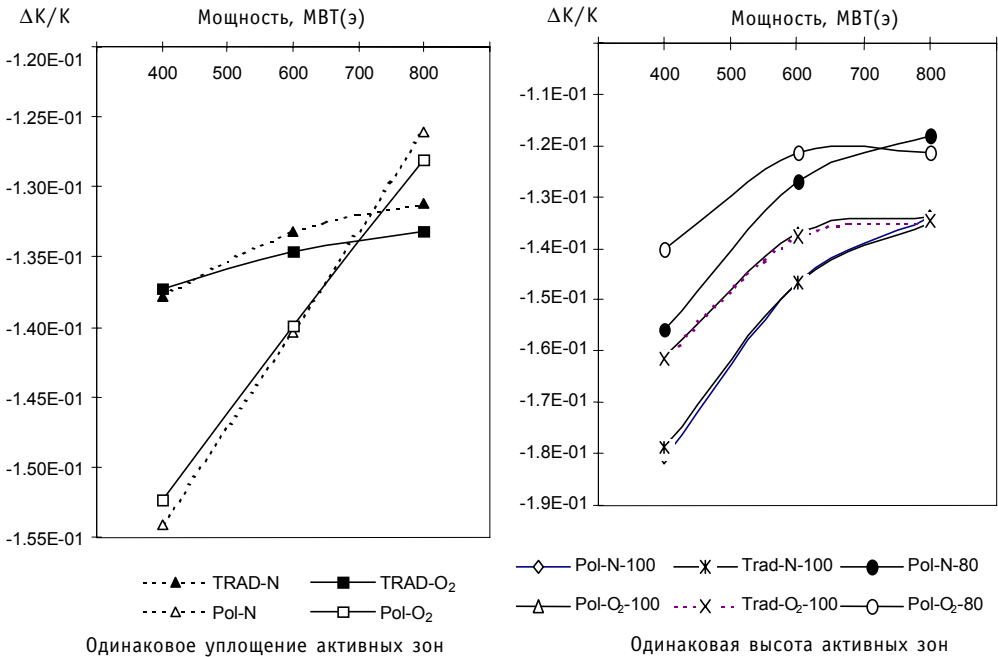


Рис.5. Компонента ТКР от аксиального расширения (O₂- оксид, N - нитрид)

Таблица 3

Минимальный допустимый расход в аварии ULOF в соответствии

с критерием $\frac{G}{G_{\text{ном}}} = \frac{G}{G_{\text{ном}}} \geq \frac{\Delta\Theta_0}{\Theta^* - \Theta_{\text{вход}}} \left\{ 1 - \frac{\sum_i \text{TKP}_i (\Theta^* - \Theta_{\text{выход}}^0 + 2\rho_{\text{ВНН}})}{2\Delta T_0 [\text{TKP}_{D,ax}]} \right\}$

Компоновка активной зоны	Тип активной зоны	W, МВт (э)	Нитридное топливо				Оксидное топливо			
			(TKP) _{rad} = 0		(TKP) _{rad} ≠ 0		(TKP) _{rad} = 0		(TKP) _{rad} ≠ 0	
			Θ _{вых} =510	Θ _{вых} =500	Θ _{вых} =510	Θ _{вых} =500	Θ _{вых} =510	Θ _{вых} =500	Θ _{вых} =510	Θ _{вых} =500
Одинаковые уплощения активной зоны	Зона с натриевой полостью	400	0,160	0,158	0,0028*	0,0082*	0,246	0,172	0,143	0,144
		600	0,170	0,168	0,038*	0,038*	0,227	0,177	0,140	0,142
		800	0,180	0,179	0,075	0,075	0,208	0,182	0,152	0,154
	Традиционная активная зона	400	0,175	0,173	0,037*	0,037*	0,228	0,180	0,140	0,142
		600	0,181	0,180	0,064*	0,064*	0,214	0,184	0,150	0,152
		800	0,187	0,186	0,092	0,092	0,200	0,187	0,160	0,161
Одинаковая высота активной зоны (H=100см)	Зона с натриевой полостью	400	0,174	0,173	0,049*	0,049*	0,221	0,18	0,146	0,148
		600	0,177	0,176	0,065*	0,065*	0,213	0,182	0,151	0,152
		800	0,1797	0,1787	0,072	0,0728	0,21	0,182	0,152	0,153
	Традиционная активная зона	400	0,181	0,180	0,066	0,066	0,212	0,185	0,153	0,155
		600	0,185	0,184	0,083	0,083	0,203	0,187	0,158	0,160
		800	0,187	0,186	0,089	0,089	0,200	0,187	0,159	0,160
Одинаковая высота (H=80 см)	Зона с натриевой полостью	400	0,164	0,162	0,0154*	0,0154*	0,240	0,171	0,131	0,133
		600	0,168	0,167	0,033*	0,033*	0,230	0,173	0,136	0,139
		800	0,1709	0,169	0,039*	0,039*	0,227	0,174	0,137	0,139

Примечание. *G_{min} соответствует расходу естественной циркуляции (~ 5-6%) в реальных реакторах

Во всех случаях нитридные БН имеют преимущества по сравнению с оксидными вариантами. Совокупности критериев (TKP_R+TKP_{Na})<0 при TKP_{Na}<0 и (TKP_D+TKP_H)<(TKP_{Na}+TKP_R) удовлетворяют только реакторы с натриевой полостью и с высотой активной зоны менее 100 см.

4. Введение натриевой полости при уменьшении высоты активной зоны примерно до 80 см, что обеспечивает отрицательность TKP_{Na}, дает возможность для реакторов большой мощности с нитридным топливом иметь характеристики самозащитности, которые для оксидного топлива имеют реакторы мощностью менее 600 МВт. Это связано с меньшей величиной доплеровской постоянной и меньшим перепадом температур топливо/натрий из-за более низких начальных температур нитридного топлива. В результате стабилизация мощности доплер-эффектом меньше для нитридной загрузки. Упрощенному критерию

$$\text{МЭР}/G_{\text{ЭР}} < \left[\frac{\Theta_{\text{кипения}} - \Theta_{\text{вход}}^{\text{ном}}}{\Theta_{\text{вых}}^{\text{ном}} - \Theta_{\text{вход}}^{\text{ном}}} \right]_{\text{Na}} = 4,67 \text{ соответствуют практически все рассмотренные варианты реакторов (табл.2), но и по этому критерию нитридная загрузка имеет преимущества перед оксидной. При правильно сформированных соотношениях доплеровской компоненты ТКР и сумме компонент (TKP_R+TKP_{Na}) может быть обеспечено невоскипание натрия в аварии ULOF при расходах естественной циркуляции менее 5\%G_{ном} (табл.3). Все критерии свидетельствуют о том, что допустимое для аварии УТОР уменьшение доплер-эффекта для всех рассмотренных мощностей - самый весомый и благоприятный фактор.}$$

ные варианты реакторов (табл.2), но и по этому критерию нитридная загрузка имеет преимущества перед оксидной. При правильно сформированных соотношениях доплеровской компоненты ТКР и сумме компонент (TKP_R+TKP_{Na}) может быть обеспечено невоскипание натрия в аварии ULOF при расходах естественной циркуляции менее 5%G_{ном} (табл.3). Все критерии свидетельствуют о том, что допустимое для аварии УТОР уменьшение доплер-эффекта для всех рассмотренных мощностей - самый весомый и благоприятный фактор.

ВЫВОДЫ

1. Быстрые реакторы имеют определенные запасы по параметрам безопасности при комплексной оптимизации их физических характеристик и свойств самозащищенности. Это ориентирует на разработку перспективного реактора большой мощности (≥ 1000 МВт(э)), обладающего требуемым набором физических характеристик для обеспечения принципа максимальной самозащищенности. Введение натриевой полости над активной зоной обеспечивает соответствие требованию ПБЯ РУ АЗ по отрицательности плотностной компоненты. Одновременно необходимо снижение доплер-эффекта как за счет непосредственно доплеровской постоянной, так и за счет снижения рабочих температур топлива.

2. В целом показатели оксидного топлива для всех рассмотренных вариантов значительно уступают показателям нитридного топлива. Это свидетельствует, что традиционное оксидное топливо исчерпало свои возможности для повышения уровня самозащищенности БН. Переход к нитридной загрузке как к более перспективной желателен для мощностей выше 600 МВт(э). В активных зонах с натриевой полостью и с уменьшением высоты активной зоны примерно до 80 см для реакторов большой мощности с нитридным топливом получаются характеристики самозащищенности, которые для оксидного топлива имеют только реакторы мощностью < 600 МВт.

Литература

1. Кузьмин А.М., Окунев В.С. Использование вариационных методов для решения задач обеспечения и обоснования естественной безопасности реакторов на быстрых нейтронах. - М.: МИФИ, 1999.
2. Технические проблемы реакторов на быстрых нейтронах / Под ред. Ю.Е. Багдасарова. - М.: Атомиздат, 1969.
3. Данилычев А.В., Елистратов Д.Г. и др. Взаимосвязь теплотехнических данных и физических параметров безопасности при осуществлении принципа максимальной самозащищенности в быстрых реакторах: Препринт ФЭИ-2813. - Обнинск, 2000.
4. Хаммел Г., Окренг Д. Коэффициенты реактивности в больших энергетических реакторах на быстрых нейтронах. Пер. с англ. - М.: Атомиздат, 1975.
5. Белов С.Б., Васильев Б.А. Окись, карбид, нитрид, металл. Сравнение видов топлива по параметрам безопасности: Докл. / Советско-американский семинар «Проблемы лицензирования реакторов на быстрых нейтронах» (АНЛ, Иллинойс-Айдахо, США, ноябрь 1990 г.).
6. Уолтер А., Рейнольдс А. Реакторы-размножители на быстрых нейтронах. Пер. с англ. - М.: Энергоатомиздат, 1986.
7. Грабежной В.А., Данилычев А.В. и др. Эффекты кинетичности при расчете коэффициентов реактивности в большом быстром реакторе с натриевой полостью // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы. - 1996. - Вып. 2. - С. 111-125.
8. Matveev V.I., Bobrov S.B. et al. Physical Grounds for Further Improvement of Fast Sodium Power Reactor Safety: Proc. Int. Fast Reactor Safety Meeting (Snowbird, Utah, August 1990). - V. 2. P. 25.
9. Шихов С.Б. Учет влияния изменения размеров на критическую массу быстрого реактора с помощью теории возмущения // Атомная энергия. 1959. - Т. 6. - Вып. 2. - С. 162-168.

Поступила в редакцию 24.03.2000

ABSTRACTS OF THE PAPERS

УДК 621.039.526:662.7

Processing of Coal in Engine Fuel with Usage of Nuclear Technology - Future of Coal-Chemistry \A.V. Zrodnikov, V.M. Poplavskiy, G.I. Sidorov, A.V. Malenkov, A.A. Kritchko, A.S. Maloletnev, V.V. Zamanov, T.D. Demidova; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 11 pages, 3 illustrations, 3 tables. – References, 19 titles.

An efficient universal technology for both coal and high-boiling petroleum residues (boiling point > 360-520°C) reprocessing by hydrogenation under hydrogen pressure of 6-10 MPa has been developed in Russia, which allows an economically efficient production of gasoline, diesel and jet engines fuel, raw material for catalytic cracking, phenols, aromatic hydrocarbons $C_6 - C_8$ and other chemical products. High efficiency of the production is stipulated by combination of using of low hydrogen pressure in the processes and high-reliable, environmentally safe of BN-type fast reactors (BOR-60, BN-600) for power supply and intensification of these processes. On the basis of calculation is shown that usage of combined nuclear-chemical technology is essentially reduced the expenditure of coal and releases of noxious wastes into environment.

УДК 621.039.566

Fast Method of Prediction of Crack Growth in Pipelines \V.A. Andreev, O.M. Gulina; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 5 pages, 5 illustrations. – References, 6 titles.

The fast method of leak probability calculation using the information on initial defects allocation, characteristics of control method and parameters of the equation Paris is offered. This method is faster and more accurate than direct simulation method. For decision-making about prolongation of pipeline exploitation the method of the analysis of failure rate curve obtained on calculation data is offered.

УДК 621.039.566.007.4

Analysis of NPP Operating Personnel Activity under Stress Conditions \A.N. Anokhin, S.M. Kindinova, A.A. Bugaev, L.V. Puchkov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 8 pages, 3 illustrations. – References, 6 titles.

The purpose of this paper is to study of the NPP operator performance under extreme conditions that are fraught with stress. The operator activity is modeled in «input-state-output» formalism. The model consists of 37 components, including 21 environmental factors, 9 operator individual indexes, 4 stress indexes, and 3 indexes of operator's efficiency. Evaluation of factors and indexes was carried out by expert estimation technique with special questionnaire. 30 operators from Kalinin and Ignalina NPPs were interviewed as experts. Each expert carried out verbal description and qualitative estimation of the most critical situation, which has been taking place in his own practice. As a result of correlation analysis of acquired data some relationships between model components were detected. Emotional pressure and deficit of time are the most significant factors that provoke stress and operator's errors.

УДК 51-74:621.039.58

Problem of Estimation of Equipment Reliability under Discrete Degradation \A.I. Pereguda, I.A. Soborova, A.I. Groshev; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 8 pages, 4 illustrations. – References, 5 titles.

The mathematical model of reliability of equipment subjected to percussion load of the same nature is described. Analysis of this model allows to receive quantitative values of indices of reliability and longevity. The practical example is given.

УДК 621.039.526

*Role of Reactivity Coefficients at Realization Principle of the Maximal Self-Protection of Fast Reactors *

A.V. Danilytshev, D.G. Elistratov, I.A. Kuznetsov, V.Yu. Stogov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 8 pages, 5 illustrations, 3 tables. – References, 10 titles.

The role of reactivity coefficients determining the feedback on the channel «temperature-reactivity» in the unprotected accidents of fast reactors is discussed. For the reactor cores with different capacity, configuration and structure the potential opportunities of BN-type reactors in UTOP and ULOF accidents are demonstrated. It is shown that traditional oxide fuel has exhausted its opportunities for creation of perspective cores with the maximal self-protection.

УДК 621.039.526

Influence of Calculation Accuracy of TCR Doppler Components on Substantiation of Fast Reactor Safety \ A.V. Danilytshev, V.Yu. Stogov, A.V. Tichomirov, V.A. Cherny; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 7 pages, 5 illustrations, 4 tables. – References, 6 titles.

The influence of discrepancy of Doppler constant on a substantiation of safety of fast reactors is submitted in the paper. The error observed in calculations with various Russian versions of ABBN data set and diffusion codes ($\pm 3\%$), as well as the maximum probable errors are discussed. Reliability of the domestic calculation instrument for obtained values is proved by comparison with the experiment on the SEFOR reactor.

УДК 621.039.526

Calculation-Optimization Investigations of Safety Characteristics of High Power Fast Reactors Cooled by Heavy Metals and their Alloys \ V.S. Okunev; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 8 pages, 2 illustrations. – References, 3 titles.

The possibilities of achievement of inherent self-protection of high power LMFRs cooled by lead, bismuth and their alloys are examined. The different variants of layout of the core self-protection are presented. Behavior of the LMFR in the most dangerous ATWS is analyzed.

УДК 621.039.536

Influence of Impurities of Silver, Tin and Antimony on Oxidation Potential of the Lead-Bismuth Coolant \ B.A. Shmatko, A.E. Rusanov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 7 pages, 4 illustrations. – References, 9 titles.

Thermodynamics of interaction of metal impurities Ag, Sn and Sb with oxygen in an eutectic alloy lead-bismuth at temperature 500°C is investigated experimentally. Dependence of the melt Gibbs energy of concentration of each of impurities is defined by the electromotive force method.

УДК 621.039.6:539.17

Transmutation of Fission-Fragment Palladium in Blanket of Fusion Facility with Resonance Neutron Spectrum \ A.E. Sintsov, V.A. Apse, A.N. Shmelev, M. Saito, V.A. Artisiyk; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 11 pages, 5 illustrations, 8 tables. – References, 9 titles.

Transmutation of a radioactive fission product - palladium without preliminary radioactivity partitioning is considered. The fission-fragment palladium transmutation is assumed to be performed in a blanket of specialized fusion facility by irradiation of palladium isotopes in resonance neutron spectrum with transformation into stable silver and cadmium isotopes. Transmutation is considered in three variants of the fusion facility: with equal-components dt-plasma, with plasma containing a diminished amount of hyzone (with ddt-plasma) and with dd-plasma, i.e. the transmutation efficiency at transition from dt-plasma to dd-plasma.

УДК 621.039.526:621.039.59

Incineration of Transuranics in Hard Neutron Spectrum \ G.L. Khorasanov, A.I. Blokhin, and V.V. Sinitsa; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 6 pages, 1 illustration, 2 tables. – References, 6 titles.