

621.039.5
В 74

ISSN 0205—4671

РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР
“КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ”

Российский федеральный ядерный центр — ВНИИЭФ

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

СЕРИЯ:
Физика

ядерных реакторов

ВЫПУСК

3

2001

РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР «КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ»

621.039.5

1374

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ СБОРНИК

СЕРИЯ

ФИЗИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

ИЗДАЕТСЯ С 1989 г.

ВЫПУСК 3.

**ФИЗИКА И МЕТОДЫ РАСЧЕТА
ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ**

МОСКВА — 2001

38596 нф

РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР
«КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ»
Центральная научно-техническая
библиотека
«КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ»

Выпуски «Физика и методы расчета ядерных реакторов» подготавливаются Российским научным центром «Курчатовский институт» и ранее выходили в составе серии «Физика и техника ядерных реакторов». Данный выпуск тридцать четвертый.

Редакционная коллегия серии:

А.Ю. Гагаринский (главный редактор), С.М. Зарицкий (зам. главного редактора), В.Ф. Колесов, С.Д. Малкин, В.П. Спассков, Е.А. Старостина (отв. секретарь).

В серии «Физика и методы расчета ядерных реакторов» публикуются материалы по следующим вопросам:

- теория и методы расчета ядерных реакторов, бланкетов термоядерных реакторов, радиационной защиты, переноса излучений;
- проблемы обеспечения расчетных и экспериментальных исследований программами для ЭВМ; описания и аннотации программ, комплексов и систем программ;
- расчетные исследования по физике ядерных реакторов, бланкетов термоядерных реакторов, радиационной защиты, переноса излучений; исследования отдельных аспектов развития ядерной энергетики;
- экспериментальные методы и экспериментальные исследования по физике ядерных реакторов и в перечисленных смежных областях;
- математические проблемы теории переноса и теории реакторов.

Материалы для опубликования следует направлять в Российский научный центр «Курчатовский институт» на имя главного редактора серии.

Materials related to the topics described below are published in series «Nuclear Reactor Physics»:

- theory and calculational methods for nuclear reactors, fusion reactor blankets, radiation shielding and radiation transport;
- codes for calculational and experimental investigations; descriptions and abstracts of codes, code complexes and systems;
- calculational analysis of reactor, blanket and shielding performances and radiation transport; calculational analysis of some nuclear energy development aspects;
- experimental methods and experimental analysis in field of nuclear reactor physics and other above mentioned items;
- mathematical problems of transport and nuclear reactor theory.

ЦИКЛИЧЕСКИЙ РЕЖИМ ТРАНСМУТАЦИИ МЛАДШИХ АКТИНИДОВ В ТЯЖЕЛОВОДНОМ РЕАКТОРЕ

*А.С. Герасимов, Т.С. Зарицкая, Г.В. Киселев, Л.А. Мырцымова,
ГНЦ РФ ИТЭФ, 117259, Москва, Б. Черемушкинская, 25*

Рассчитаны характеристики процесса трансмутации америция и кюрия из отработавшего ядерного топлива в тяжеловодном реакторе в течение первых 10 кампаний и при выходе в равновесный режим.

MULTICYCLE MODE OF MINOR ACTINIDE TRANSMUTATION IN HEAVY-WATER REACTOR. A.S GERASIMOV, T.S. ZARITSKAYA, G.V. KISELEV, L.A. MYRTSYMOVA. Parameters of the process of americium and curium transmutation in heavy-water reactor are calculated for the first 10 fuel lifetimes and for equilibrium mode of transmutation.

ВВЕДЕНИЕ

Трансмутация высокоактивных младших актинидов и продуктов деления из отработавшего ядерного топлива позволяет облегчить решение проблемы окончательного захоронения долгоживущих радиоактивных отходов. Трансмутация может осуществляться как в реакторах разных типов, так и в перспективных электроядерных установках, управляемых протонными ускорителями. Для эффективной трансмутации важно выбрать наиболее подходящий тип ядерной установки. Трансмутация младших актинидов в любых типах установок осложняется тем, что при облучении нейтронами наряду с уничтожением одних нуклидов образуются другие, более опасные нуклиды. Эта особенность трансмутации актинидов исследовалась для режимов однократного облучения в тепловом и быстром спектрах нейтронов [1—3], циклического облучения в установке с быстрым спектром [4, 5], облучения в установках различных типов при непрерывной подпитке новыми актинидами [3—5].

В данной статье исследуется циклический режим, проводимый в тяжеловодном трансмутационном реакторе при периодическом добавлении изотопов америция и кюрия из отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР-1000. Трансмутация нептуния, содержащегося в отработавшем топливе, не рассматривалась. Рассчитаны количество нуклидов в ядерном топливе и трансмутируемых актинидах для двух типов загрузки, радиотоксичность актинидов в процессе трансмутации, производительность трансмутационного реактора. Рассмотрен выход в равновесный режим при равномерном добавлении трансмутируемых актинидов.

ЦИКЛИЧЕСКИЙ РЕЖИМ ТРАНСМУТАЦИИ

Для исследования режимов трансмутации принята следующая расчетная модель трансмутационного реактора: мощность реактора 1000 МВт; замедлитель и теплоноситель — тяжелая вода, обогащение урана 20%; максимальное выгорание топлива ~ 50%; высота активной зоны 300 см; шаг гексагональной решетки 18,2 см. За основу конструкции ТВС принимается 6-кольцевой твэл, разработанный для реактора ТВРМ-25 [6].

Рассмотрены два варианта загрузки уранового топлива: в двух или четырех кольцах ТВС.

При размещении уранового топлива в двух кольцах ТВС внутренние диаметры топливных колец 21 и 30 мм, внутренние диаметры мишенных колец с трансмутируемыми актинидами 39 и 48 мм, толщина колец 2 мм. Концентрация урана в топливных кольцах $3,403 \cdot 10^{21}$ ядер/см³. Исходная загрузка америция и кюрия в мишенные коль-

ца с суммарной концентрацией $1,763 \cdot 10^{20}$ ядер/см³ обеспечивала начальное значение коэффициента размножения, приемлемое для ведения кампании.

При размещении уранового топлива в четырех кольцах ТВС внутренние диаметры топливных колец 21, 30, 39 и 48 мм, внутренние диаметры мишенных колец с трансмутируемыми актинидами 57 и 66 мм, толщина колец 2 мм. Концентрация урана в топливных кольцах $3,403 \cdot 10^{21}$ ядер/см³. Исходная суммарная концентрация америция и кюрия в мишенных кольцах $3,526 \cdot 10^{20}$ ядер/см³.

В дальнейшем при изложении результатов варианты с размещением топлива в двух или четырех кольцах и двумя мишенными кольцами будут именоваться вариантами с «легкой» и «тяжелой» загрузкой соответственно.

Трансмутлируемые актиниды размещены в двух наружных мишенных кольцах. Теплоноситель прокачивается в зазорах между кольцами. Размножающие свойства реактора описываются коэффициентом размножения для элементарной ячейки, включающей ТВС и окружающий замедлитель, с учетом отравления ксеноном и самарием. Расчеты скоростей реакций и коэффициента размножения в элементарной ячейке проводились по программе TRIFON [7].

Изотопный состав загружаемых америция и кюрия соответствовал отработавшему ядерному топливу реактора ВВЭР-1000 с выгоранием 40 ГВт·сут/т и последующей 10-летней выдержкой: 616 г/т ²⁴¹Am, 120 г/т ²⁴³Am, 31,7 г/т ²⁴⁴Cm [8].

Облучение проводилось при постоянной плотности потока нейтронов Φ в пределах одной кампании. В первой кампании $\Phi = 1,07 \cdot 10^{14}$ нейтр./(см²·с). Продолжительность первой кампании для «легкой» загрузки $T = 0,3$ года, для «тяжелой» загрузки 0,6 года. При переходе к следующим кампаниям принималось, что из ядерного топлива удаляются накопившиеся продукты деления и трансурановые изотопы и добавляется ²³⁵U в таком количестве, чтобы его обогащение было 20%. Из мишеней удаляются продукты деления, добавляется америций и кюрий приведенного выше изотопного состава в таком количестве, чтобы загрузка ²⁴¹Am была равна первоначальной. Кроме того, принималось, что за время между кампаниями весь ²⁴²Cm, имеющий период полураспада 163 сут, превращается в ²³⁸Pu. Таким образом, цикл трансмутации совпадает с топливной кампанией. Плотность потока нейтронов в каждой кампании и ее продолжительность выбирались так, чтобы средняя мощность, выделяющаяся в ядерном топливе и трансмутируемых мишенях, была бы одинакова для всех циклов.

Рассмотрим подробнее результаты, относящиеся к первым 10 циклам трансмутации (кампаниям) для варианта с «легкой» загрузкой.

Зависимость коэффициента размножения в элементарной ячейке от времени в первые 10 кампаний представлена на рис. 1, на котором условно не показана выдержка между кампаниями, начало следующей кампании примыкает к концу предыдущей кампании.

При свежей загрузке начальное значение коэффициента размножения $K = 1,13$. В первых нескольких циклах изменение реактивности $K(0) - K(T) = 0,05 - 0,07$, в последующих циклах — несколько ниже.

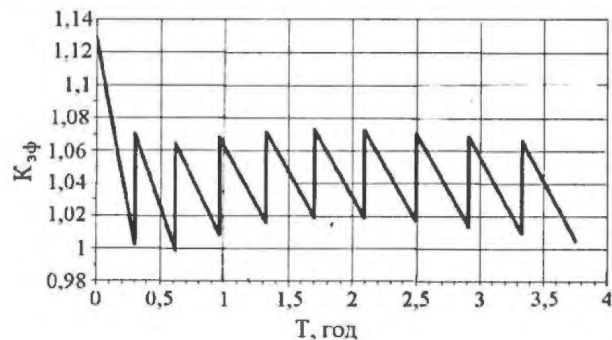


Рис. 1. Коэффициент размножения в первых десяти циклах трансмутации с «легкой» загрузкой

Продолжительность циклов и плотность потока нейтронов в каждом цикле, число ядер нуклидов в топливе в расчете на 1 см высоты ТВС: ²³⁵U — в начале и конце каждого цикла, ²³⁶U и ²³⁸U и суммарное число ядер урана — в начале каждого цикла, суммарное число ядер трансурановых элементов (ТУЭ) и число ядер продуктов деления (ПД) — в конце каждого цикла представлены в табл. 1.

Т а б л и ц а 1. Число ядер нуклидов в топливе на 1 см высоты ТВС с «легкой» загрузкой

Номер цикла	T, год	Ф, 10 ¹⁴ нейтр./ (см ² ·с)	Число ядер, 10 ²¹ ядер/см						
			²³⁵ U(0)	²³⁵ U(T)	²³⁶ U(0)	²³⁸ U(0)	U(0) общ.	ТУЭ(T)	ПД(T)
1	0,300	1,07	2,38	1,22	0	9,38	11,7	0,0448	1,01
2	0,317	1,010	2,41	1,23	0,176	9,31	11,9	0,0488	1,02
3	0,341	0,940	2,44	1,25	0,350	9,25	12,0	0,0527	1,03
4	0,363	0,885	2,47	1,26	0,522	9,19	12,2	0,0566	1,04
5	0,380	0,846	2,49	1,27	0,691	9,13	12,3	0,0605	1,05
6	0,393	0,817	2,52	1,29	0,859	9,06	12,4	0,0643	1,07
7	0,403	0,796	2,55	1,30	1,02	9,00	12,6	0,0680	1,08
8	0,412	0,779	2,57	1,31	1,19	8,94	12,7	0,0717	1,09
9	0,419	0,767	2,60	1,33	1,35	8,88	12,8	0,0753	1,10
10	0,424	0,757	2,62	1,34	1,51	8,82	12,9	0,0789	1,11

Представленные данные (см. табл. 1) показывают, что продолжительность кампании к десятому циклу увеличивается в 1,4 раза, а плотность потока во столько же раз уменьшается. Количество урана в топливной зоне от цикла к циклу слабо возрастает за счет добавления нового ²³⁵U, за 10 циклов оно увеличивается на 10%. Количество ²³⁵U в начале 10-го цикла оказывается также на 10% больше, чем в начале 1-го цикла. Количество ²³⁶U возрастает практически линейно, отклонение от линейности не превышает 6%. Количество ²³⁸U несущественно уменьшается. Количество продуктов деления, накапливающихся в топливе за цикл и удаляемых при переходе к следующему циклу, слабо возрастает от цикла к циклу. Суммарное количество изотопов нептуния, плутония, америция и кюрия, накапливающихся в топливе за цикл и удаляемых при переходе к следующему циклу, также слабо возрастает от цикла к циклу из-за накопления ²³⁶U, являющегося источником трансурановых нуклидов в высокообогащенном топливе.

Число ядер основных нуклидов в мишени в расчете на 1 см высоты ТВС (²⁴¹Am, ²⁴³Am, ²⁴⁴Cm и ²³⁸Pu) в начале и в конце каждого цикла представлено в табл. 2.

Т а б л и ц а 2. Число ядер основных нуклидов в мишени на 1 см высоты ТВС с «легкой» загрузкой

Номер цикла	Число ядер, 10 ²⁰ ядер/см							
	²⁴¹ Am(0)	²⁴¹ Am(T)	²⁴³ Am(0)	²⁴³ Am(T)	²⁴⁴ Cm(0)	²⁴⁴ Cm(T)	²³⁸ Pu(0)	²³⁸ Pu(T)
1	8,08	2,76	1,58	1,42	0,418	0,673	0	0,689
2	8,08	2,76	2,46	2,20	0,949	1,33	2,72	2,30
3	8,08	2,76	3,24	2,89	1,60	2,08	5,02	3,66
4	8,08	2,76	3,93	3,50	2,36	2,92	6,39	4,47
5	8,08	2,76	4,54	4,05	3,19	3,81	7,24	4,97
6	8,08	2,76	5,09	4,55	4,09	4,76	7,70	5,24
7	8,08	2,76	5,59	5,01	5,03	5,74	7,97	5,40
8	8,08	2,76	6,05	5,43	6,01	6,74	8,13	5,50
9	8,08	2,76	6,47	5,82	7,02	7,77	8,23	5,56
10	8,08	2,76	6,86	6,18	8,04	8,81	8,28	5,59

Видно, что начальные концентрации ²⁴¹Am одинаковы во всех циклах в соответствии с условиями добавления новых порций актинидов в мишени. Также совпадают конечные концентрации ²⁴¹Am. Концентрация ²⁴³Am в течение цикла уменьшается,

однако нового ^{243}Am добавляется между циклами больше, чем выгорело за цикл. Поэтому концентрация ^{243}Am от цикла к циклу возрастает. Концентрация ^{244}Cm возрастает в течение каждого из 10 циклов, поскольку образование нового ^{244}Cm из имеющегося в мишени ^{243}Am превышает выгорание. Дополнительно происходит добавление ^{244}Cm при переходе к следующему циклу за счет подпитки новыми актинидами. ^{238}Pu образуется в мишени за счет распада ^{242}Cm как при облучении, так и при выдержке между циклами (при расчетах принято, что при выдержке весь накопившийся ^{242}Cm превращается в ^{238}Pu). Концентрация ^{238}Pu уменьшается в каждом цикле за счет выгорания, однако при переходе к следующему циклу она возрастает за счет превращения ^{242}Cm в ^{238}Pu . Из представленных нуклидов только ^{238}Pu приближается к равновесному состоянию.

Число ядер прочих нуклидов в мишени в расчете на 1 см высоты ТВС — изотопов плутония, ^{242m}Am , ^{242}Cm , ^{245}Cm в конце каждого цикла, а также продуктов деления, накапливающихся в мишени за цикл, представлено в табл. 3. При переходе к следующему циклу число ядер этих нуклидов (за исключением ^{242}Cm и продуктов деления) не меняется.

Т а б л и ц а 3. Число ядер прочих нуклидов в мишени на 1 см высоты ТВС с «легкой» загрузкой

Номер цикла	Число ядер, 10^{20} ядер/см							
	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu	^{242m}Am	^{242}Cm	^{245}Cm	ПД
1	0,0952	0,0177	0,00169	0,714	0,0294	2,72	0,0104	0,905
2	0,633	0,201	0,0271	1,38	0,0294	2,72	0,0224	1,43
3	1,19	0,552	0,0964	2,01	0,0294	2,72	0,0364	2,15
4	1,57	0,962	0,196	2,63	0,0294	2,72	0,0521	2,79
5	1,82	1,35	0,302	3,24	0,0294	2,72	0,0692	3,29
6	1,96	1,67	0,398	3,85	0,0294	2,72	0,0874	3,65
7	2,04	1,93	0,477	4,44	0,0294	2,72	0,106	3,91
8	2,09	2,13	0,539	5,02	0,0294	2,73	0,126	4,11
9	2,12	2,28	0,587	5,58	0,0294	2,73	0,146	4,25
10	2,13	2,35	0,623	6,11	0,0294	2,73	0,166	4,38

Представленные данные (см. табл. 3) показывают, что происходит накопление изотопов плутония, причем ^{239}Pu близок к равновесному состоянию. Нуклид ^{242m}Am , образующийся из ^{241}Am , приходит в равновесное состояние уже за первый цикл из-за большого сечения поглощения нейтронов. Нуклид ^{242}Cm в каждом цикле накапливается заново. Нуклид ^{245}Cm из-за большого сечения деления находится в равновесии со своим предшественником ^{244}Cm .

В табл. 4 представлены массовые характеристики и мощность в расчете на 1 см высоты ТВС в первых 10 циклах трансмутации: для топлива — добавляемая за один цикл масса ^{235}U ΔM_{235} , полная масса урана в начале цикла M_{U} , масса продуктов деления, накапливающихся за один цикл $\text{ПД}_{\text{топ}}$, средняя мощность $P_{\text{топ}}$, для мишени — добавляемая за один цикл масса актинидов ΔM_{Ac} , полная масса актинидов в начале цикла M_{Ac} , масса продуктов деления за один цикл $\text{ПД}_{\text{миш}}$, средняя мощность $P_{\text{миш}}$, общая мощность, выделяемая в топливе и мишени P .

Т а б л и ц а 4. Масса нуклидов и мощность для «легкой» загрузки

Номер цикла	Масса, г					Мощность, кВт			
	ΔM_{235}	M_U	$ПД_{\text{топ}}$	ΔM_{Ac}	M_{Ac}	$ПД_{\text{миш}}$	$P_{\text{топ}}$	$P_{\text{миш}}$	P
1	0,930	4,59	0,394	0,400	0,400	0,0359	3,44	0,322	3,77
2	0,465	4,64	0,398	0,264	0,599	0,0568	3,29	0,481	3,77
3	0,471	4,69	0,403	0,264	0,803	0,0854	3,09	0,670	3,77
4	0,476	4,75	0,407	0,264	0,980	0,111	2,95	0,820	3,77
5	0,481	4,80	0,411	0,264	1,13	0,131	2,85	0,925	3,77
6	0,486	4,85	0,416	0,264	1,26	0,145	2,78	0,992	3,77
7	0,491	4,90	0,420	0,264	1,38	0,155	2,74	1,03	3,77
8	0,492	4,95	0,424	0,264	1,48	0,163	2,70	1,07	3,77
9	0,497	5,00	0,428	0,264	1,58	0,169	2,68	1,08	3,77
10	0,502	5,05	0,432	0,264	1,67	0,174	2,76	1,10	3,77

Видно (см. табл. 4), что количество топливных нуклидов от цикла к циклу меняется мало. В мишени, напротив, происходит накопление актинидов. За 10 циклов их масса возрастает в 4 раза. После 10-го цикла (см. табл. 3) масса актинидов продолжает возрастать за счет накопления ^{243}Am , ^{244}Cm , ^{238}Pu , ^{242}Pu . Мощность, выделяемая в мишени, составляет заметную часть общей мощности из-за накопившихся делящихся нуклидов.

Для варианта с «тяжелой» загрузкой рассматривался тот же начальный поток нейтронов, что для «легкой» загрузки. Увеличенная загрузка урана по сравнению с «легкой» обеспечила более длительную кампанию в первом цикле $T = 0,6$ лет. Зависимость коэффициента размножения в элементарной ячейке от времени в первые 5 кампаний представлена на рис. 2. Эта зависимость отличается от аналогичной зависимости для «легкой» загрузки тем, что в третьей и следующих кампаниях коэффициент размножения меняется весьма слабо, что объясняется образованием значительно большего количества делящихся нуклидов (главным образом, плутония) в мишенях с трансмутируемыми актинидами из-за более длительной кампании, чем в варианте с «легкой» загрузкой. Продолжительность циклов возрастает от первого до пятого цикла на 26%. Длительность циклов с шестого по десятый одинакова, она на 28% больше по сравнению с первым циклом.

Массовые характеристики и мощность в расчете на 1 см высоты ТВС с «тяжелой» загрузкой в первых десяти циклах трансмутации представлены в табл. 5.

Данные табл. 4 и 5 позволяют оценить характеристики производительности трансмутационного реактора, которые представлены в табл. 6. При полной мощности 1000 МВт за один год вовлекается в трансмутацию 140—160 кг актинидов, что соответствует годовой выгрузке из 7—8 реакторов ВВЭР-1000. Для вовлечения в трансмутацию 1 кг актинидов требуется израсходовать 1,9—2,1 кг ^{235}U .

Таким образом, при трансмутации америция и кюрия из отработавшего топлива реакторов ВВЭР в специализированном тяжеловодном реакторе с высокообогащенным топливом, обладающим хорошими нейтронно-физическими свойствами, требуемая мощность составляет 4,1—4,8% тепловой мощности энергетических реакторов. В трансмута-

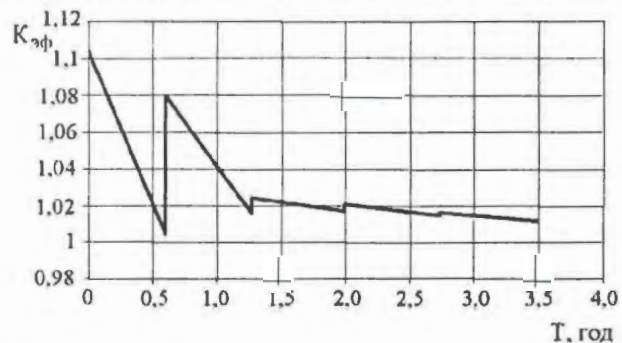


Рис. 2. Коэффициент размножения в первых пяти циклах трансмутации с «тяжелой» загрузкой

ционном реакторе с потоком нейтронов порядка 10^{14} нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$ происходит накопление значительного количества опасных актинидов, главным образом $^{244}\text{См}$ и ^{238}Pu .

Т а б л и ц а 5. Масса нуклидов и мощность для «тяжелой» загрузки

Номер цикла	Масса, г						Мощность, кВт		
	$\Delta M_{^{235}\text{U}}$	M_{U}	$\text{ПД}_{\text{топ}}$	ΔM_{Ac}	M_{Ac}	$\text{ПД}_{\text{миш}}$	$P_{\text{топ}}$	$P_{\text{миш}}$	P
1	2,94	14,5	2,02	1,12	1,12	0,185	8,85	0,828	9,68
2	2,25	14,6	2,03	1,03	1,97	421	7,97	1,70	9,68
3	2,25	14,6	2,03	1,03	2,57	601	7,42	2,25	9,68
4	2,25	14,6	2,03	1,03	3,00	697	7,16	2,51	9,68
5	2,25	14,6	2,02	1,03	3,32	751	7,02	2,67	9,68
6	2,23	14,5	2,01	1,03	3,60	787	6,91	2,77	9,68
7	2,22	14,4	2,00	1,03	3,84	814	6,82	2,85	9,68
8	2,21	14,3	1,98	1,03	4,05	837	6,77	2,92	9,68
9	2,19	14,2	1,96	1,03	4,17	851	6,70	2,97	9,68
10	2,16	14,0	1,94	1,03	4,34	871	6,63	3,05	9,68

Т а б л и ц а 6. Общие характеристики трансмутационного реактора

Характеристика	«Легкая» загрузка	«Тяжелая» загрузка
Исходная загрузка ^{235}U , кг	170	240
Исходная загрузка 20% урана, кг	870	1200
Расход ^{235}U , кг/год	310	290
Расход трансмутируемых актинидов, кг/год	160	140
Число обслуживаемых реакторов ВВЭР	7,6	6,5

РАДИОТОКСИЧНОСТЬ ПРИ ЦИКЛИЧЕСКОЙ ТРАНСМУТАЦИИ

Радиотоксичность служит наглядной характеристикой для описания радиологической опасности различных нуклидов, накапливающихся при трансмутации, и основана на Нормах радиационной безопасности [9] с учетом воздействия излучения конкретных нуклидов на человеческий организм.

Общая радиотоксичность актинидов в мишенях по воде (использующая предельно допустимые активности нуклидов в воде) и вклады наиболее значимых нуклидов в начале и конце первых 10 циклов трансмутации в расчете на 1 см высоты ТВС для варианта с «легкой» загрузкой представлены в табл. 7. В общую радиотоксичность не включается вклад относительно короткоживущего $^{242}\text{См}$. Вариант с «тяжелой» загрузкой дает аналогичные качественные результаты.

Представленные данные показывают, что наибольшую радиотоксичность дает $^{244}\text{См}$, причем она возрастает в течение всех десяти циклов трансмутации из-за дополнительного образования $^{244}\text{См}$ из ^{243}Am и продолжает возрастать после 10-го цикла. Вторым по значимости нуклидом является ^{238}Pu , однако его радиотоксичность стабилизируется после 7—8-го цикла. Суммарная радиотоксичность в начале десятого цикла на 66% определяется $^{244}\text{См}$. Она в 11 раз превышает радиотоксичность начальной загрузки актинидов.

Т а б л и ц а 7. Радиотоксичность по воде при трансмутации, 10^{10} кг воды

Номер цикла	Общая		^{241}Am		^{238}Pu		^{244}Cm	
	Начало	Конец	Начало	Конец	Начало	Конец	Начало	Конец
1	10,8	8,96	6,49	2,03	0	0,003	4,22	6,80
2	27,6	15,7	6,49	2,03	11,4	0,010	9,57	13,4
3	44,1	25,1	6,49	2,03	21,1	0,015	16,3	22,7
4	57,3	31,9	6,49	2,03	26,7	0,019	23,8	29,5
5	69,5	41,0	6,49	2,03	30,3	0,021	32,3	38,5
6	80,5	50,7	6,49	2,03	32,2	0,022	41,3	48,1
7	91,4	60,7	6,49	2,03	33,3	0,023	50,9	58,0
8	102	71,0	6,49	2,03	34,0	0,023	60,7	68,2
9	113	81,3	6,49	2,03	34,4	0,023	71,0	78,5
10	123	91,9	6,49	2,03	34,7	0,023	81,3	89,0

ВЫХОД В РАВНОВЕСНЫЙ РЕЖИМ

Качественную зависимость накопления нуклидов от времени при длительном облучении удобно проследить на модели, в которой подпитка новыми трансмутируемыми актинидами осуществляется непрерывно. Она позволяет наблюдать переход от накопления нуклидов к равновесному состоянию. Число ядер нуклидов на 1 см высоты ТВС для «легкой» загрузки при непрерывной подпитке изотопами америция и кюрия представлены в табл. 8. Скорость непрерывной подпитки и ее изотопный состав соответствуют циклической подпитке, принятой ранее.

Т а б л и ц а 8. Число ядер нуклидов при выходе в равновесный режим с непрерывной подпиткой, 10^{20} ядер/см

T, год	^{238}Pu	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu	^{243}Cm	^{244}Cm	^{245}Cm
0	0	0	0	0	0	0	0,418	0
1	3,91	1,05	0,492	0,0896	2,57	0,152	2,90	0,0495
2	5,82	1,86	1,55	0,370	4,46	0,198	6,14	0,112
5	6,46	2,16	2,64	0,700	8,93	0,208	16,6	0,317
10	6,47	2,16	3,03	0,808	12,2	0,208	30,1	0,588
20	6,47	2,16	3,35	0,895	13,9	0,208	41,6	0,817
50	6,47	2,16	3,44	0,921	14,2	0,208	44,9	0,884
100	6,47	2,16	3,44	0,921	14,2	0,208	44,9	0,884
200	6,47	2,16	3,44	0,921	14,2	0,208	44,9	0,884

Для изотопов америция равновесие наступает быстро. Равновесное число ядер для ^{241}Am составляет $4,95 \cdot 10^{20}$ ядер/см, время выхода в равновесие 2 года, для ^{242m}Am — $4,66 \cdot 10^{18}$ ядер/см и 2 года, для ^{243}Am — $1,17 \cdot 10^{21}$ ядер/см и 10 лет соответственно.

Изотопы плутония приходят к равновесному состоянию за 10—20 лет, ^{244}Cm и ^{245}Cm — 20—30 лет. Дальше всего приходит к равновесному состоянию ^{246}Cm (не показан в таблице) — более 100 лет. Равновесное число ядер ^{244}Cm в 15 раз превышает его накопление за первый год и в 1,5 превышает накопление за 10 лет. Равновесное количество ^{238}Pu в 7 раз меньше, чем ^{244}Cm . Равновесное количество ^{246}Cm весьма

велико из-за относительно малого сечения поглощения нейтронов, которое в 35 раз больше равновесного количества ^{245}Cm , и составляет 66% от равновесного количества ^{244}Cm .

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Результаты проведенного исследования циклических режимов трансмутации америция и кюрия из отработавшего топлива реакторов ВВЭР показали, что в процессе трансмутации происходит накопление опасных нуклидов, в первую очередь, ^{244}Cm и ^{238}Pu и обусловленное ими повышение радиотоксичности. За первые 10 циклов трансмутации радиотоксичность повышается в 11 раз по сравнению с первоначальной загрузкой. Эти результаты согласуются с данными других работ, полученными для более идеализированных режимов трансмутации.

Трансмутационный реактор мощностью 1000 МВт может трансмутировать америций и кюрий от 7—8 реакторов ВВЭР, что определяет требуемую мощность трансмутационного реактора примерно 4% тепловой мощности реакторов ВВЭР-1000.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Герасимов А.С., Зарицкая Т.С., Киселев Г.В., Мырцымова Л.А. Условия трансмутации плутония, америция, кюрия в ядерных установках. — Атомная энергия, 2000, т. 89, вып. 2, с. 150—155.
2. Galanin A.D., Gerasimov A.S., Zaritskaya T.S. et al. Multicycle modes of the weapon plutonium deep burning in blanket of accelerator-driven systems. — In: Proc. of the Second Intern. Conf. on Accelerator-Driven Technologies and Applications, Kalmar, Sweden, 1996, vol. 2, p. 839—842.
3. Бергельсон Б.Р., Галанин А.Д., Герасимов А.С. и др. О необходимости разработки тяжеловодного blankets ЭЛЯУ с высокой плотностью потока нейтронов. — В кн.: Докл. конф. «Усовершенствованные тяжеловодные реакторы» (Москва, 18—20 ноября 1997 г.), 1998, с. 139—160.
4. Бергельсон Б.Р., Балюк С.А. Эффективность трансмутации долгоживущей радиотоксичности в разных ядерных установках. — Атомная энергия, 1996, т. 81, вып. 1, с. 66—68.
5. Bergelson B., Balyuk S., Kulikov G., Shmelev A. Transmutation of minor actinides in different nuclear facilities. — In: Proc. of the Intern. workshop «Nuclear methods for transmutation of nuclear waste», Dubna, Russia, May 29—31, 1996, p. 67—76.
6. Михайлов В.М., Мырцымова Л.А. Гетерогенный расчет реактора ТВР-М: Препринт ИТЭФ. — М., 1985, № 15.
7. Бурмистров А.Я., Кочуров Б.П. Пространственно-энергетическое распределение нейтронов в цилиндрической ячейке реактора: Препринт ИТЭФ-107. — М., 1978.
8. Колобашкин В.М., Рубцов П.М., Ружанский П.А., Сидоренко В.Д. Радиационные характеристики облученного ядерного топлива. Справочник. — М.: Энергоатомиздат, 1983.
9. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99). — М.: Минздрав России, 1999.

Статья поступила в редакцию 12 апреля 2001 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2001, вып. 3, с. 3—10.

УДК 621.039

НАКОПЛЕНИЕ РАДИОАКТИВНЫХ НУКЛИДОВ ПРИ АКТИВАЦИИ НЕЙТРОНАМИ ХЛОРИДНО-СОЛЕВОЙ МИШЕНИ ЭЛЕКТРОЯДЕРНОЙ УСТАНОВКИ

*А.И. Воловик, А.С. Герасимов, Г.В. Киселев, Т.С. Зарицкая, В.Д. Чернецкий,
ГНЦ РФ ИТЭФ, 117259, Москва, Б. Черемушкинская, 25*

Рассчитаны накопление радиоактивных нуклидов и радиационные характеристики хлоридно-солевой нейтронопроизводящей мишени электроядерной установки при активации низкоэнергетическими нейтронами, приходящими в мишень из окружающего размножающего blankets, и высокоэнергетическими нейтронами, образующимися в самой мишени.

ACCUMULATION OF RADIOACTIVE NUCLIDES IN NEUTRON ACTIVATION OF CHLORIDUM SALT TARGET OF ACCELERATOR-DRIVEN SYSTEM. A.I. VOLOVIK, A.S. GERASIMOV, G.V. KISELEV, T.S. ZARITSKAYA, V.D. CHERNETSKY. Accumulations of radioactive nuclides and radiation characteristics of chloridum salt neutron-producing target of accelerator-driven system are calculated for activation by low-energy neutrons from surrounding multiplying blanket and by high-energy neutrons from a target itself.

ВВЕДЕНИЕ

Образование новых нуклидов в нейтронопроизводящей мишени электроядерной установки представляет большой интерес с точки зрения активации мишени, ее ресурса, радиационной безопасности при эксплуатации электроядерного комплекса и обращении с отработавшей мишенью. Подавляющая часть новых нуклидов образуется в результате развития адронного каскада при падении протонов в мишень. Кроме протонов, мишень подвергается также облучению нейтронами, произведенными в самой мишени, и нейтронами, приходящими из подкритического blankets, окружающего мишень. Полная оценка процессов образования нуклидов в облучаемой мишени является весьма сложной задачей. Ограничимся исследованием процессов, происходящих под действием нейтронов. Активация протонами должна быть предметом отдельного рассмотрения.

Исследовано образование новых радионуклидов в хлоридно-солевой мишени под действием нейтронов, образующихся в мишени и blankets. Хлоридно-солевая мишень представляет смесь солей NaCl и PbCl_2 в молярной пропорции 2,8:7,2. В 1 г мишени содержится 0,0297 г натрия, 0,2815 г хлора и 0,6887 г свинца. Такая смесь солей обеспечивает низкую температуру плавления и оказывается подходящей для использования в качестве жидкосолевой мишени.

Результаты аналогичного исследования образования нуклидов в вольфрамовой мишени приведены в работе [1], в которой подробно обсуждается методика расчетов и условия облучения нейтронами, приходящими из blankets, и собственными нейтронами мишени.

Нейтроны, рождающиеся в самой мишени, имеют энергию в среднем порядка 2 МэВ, однако их спектр продолжается до существенно более высоких энергий. Средняя по объему мишени плотность потока высокоэнергетических нейтронов составляет примерно 10^{15} нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$ при энергии протонов 1 ГэВ и токе пучка 10 мА.

Потоки и спектр нейтронов, приходящих на мишень из blankets, характерны для обычных реакторов. Для обычных blankets на тепловых нейтронах плотность потока нейтронов составляет 10^{13} — 10^{14} нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$, а для высокопоточных blankets может достигать нескольких единиц на 10^{15} нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$.

При облучении хлоридно-солевой мишени с характерными размерами в несколько десятков сантиметров существенны эффекты самоэкранировки мишени, приводящие к пространственной неравномерности потоков тепловых и резонансных нейтронов. Из-за этого образование радиоактивных нуклидов происходит в существенно меньшей степени, чем при облучении тонкой мишени.

Радиационными характеристиками являются активность нуклидов Q , радиотоксичность PT и произведение QG , дающее радиационную мощность дозы облучения от мишени (для i -го нуклида $PT_i = Q_i/DA_i$, где DA_i — предельно допустимые активности в воде [2], $QG = Q_i\Gamma_i$, где Γ_i — гамма постоянная [3]). Радиационные характеристики облученной мишени определяются главным образом нуклидом ^{35}S с периодом полураспада 87,5 сут, образующимся из ^{35}Cl , присутствующего в исходной мишени, по реакции (n, p) . В меньшей степени, чем ^{35}S , радиотоксичность определяется нуклидами

^{36}Cl и α -радиоактивным ^{210}Po (138 сут), образующимся из ^{208}Pb через промежуточный ^{209}Bi . Большой вклад в радиационную мощность дозы вносит ^{204}Tl (3,784 г.), образующийся из ^{204}Pb по реакции (n, p) при облучении высокоэнергетическими нейтронами.

АКТИВАЦИЯ ТЕПЛОВЫМИ НЕЙТРОНАМИ

При расчетах образования нуклидов под действием тепловых нейтронов бланкета скорости реакций вычислялись по значениям тепловых сечений σ_i и резонансных интегралов I_i [4] и периодов полураспада [5] для заданных значений плотности потока тепловых нейтронов Φ и жесткости спектра γ . Учитывалась самоэкранировка мишени.

Средние по объему мишени концентрации наиболее значимых изотопов натрия, хлора, свинца и новых нуклидов в начале и конце облучения представлены в табл. 1. Они нормированы на 0,28 ядер натрия, 1,72 ядра хлора и 0,72 ядра свинца в начале облучения, что соответствует исходным молярным пропорциям в хлоридно-солевой мишени. Радиационные характеристики — активность Q , радиотоксичность RT и радиационная мощность дозы QG нормированы на 1 г мишени. Рассмотрены варианты с $\Phi = 10^{14}$ нейтр./($\text{см}^2 \cdot \text{с}$) и $\gamma = 0$ и 0,4, соответствующие тяжеловодному и легководному бланкету, и $\Phi = 10^{15}$ нейтр./($\text{см}^2 \cdot \text{с}$) и $\gamma = 0$, соответствующий высокопоточному тяжеловодному бланкету. При диаметре мишени 20 см ее плотность принималась $4,0 \text{ г/см}^3$.

Т а б л и ц а 1. Концентрация нуклидов и радиационные характеристики мишени при облучении тепловыми нейтронами в течение 1 года

Нуклид	$T_{1/2}$, сут	Начало облучения	Φ , нейтр./($\text{см}^2 \cdot \text{с}$)		
			10^{14}		10^{15}
			$\gamma = 0$	$\gamma = 0,4$	$\gamma = 0$
^{23}Na	—	0,280	0,28	0,28	0,28
^{24}Mg	—	0	$2,1 \cdot 10^{-5}$	$1,3 \cdot 10^{-4}$	$2,2 \cdot 10^{-4}$
^{35}S	—	0	$3,0 \cdot 10^{-5}$	$2,2 \cdot 10^{-4}$	$2,9 \cdot 10^{-4}$
^{35}Cl	87,5	1,30	1,3	1,3	1,2
^{36}Cl	$3,01 \cdot 10^5$ лет	0	$8,1 \cdot 10^{-3}$	0,037	0,080
^{37}Cl	—	0,417	0,42	0,42	0,42
^{38}Ar	—	0	$2,6 \cdot 10^{-5}$	$1,8 \cdot 10^{-4}$	$2,6 \cdot 10^{-4}$
^{204}Pb	—	0,0103	0,010	0,010	0,010
^{205}Pb	$1,51 \cdot 10^7$ лет	0	$9,7 \cdot 10^{-7}$	$2,7 \cdot 10^{-5}$	$9,9 \cdot 10^{-6}$
^{206}Pb	—	0,174	0,17	0,17	0,17
^{207}Pb	—	0,159	0,16	0,16	0,16
^{208}Pb	—	0,377	0,38	0,38	0,38
^{209}Bi	—	0	$2,7 \cdot 10^{-8}$	$9,8 \cdot 10^{-7}$	$2,7 \cdot 10^{-7}$
^{210}Po	138,4	0	$2,7 \cdot 10^{-14}$	$5,4 \cdot 10^{-11}$	$2,9 \cdot 10^{-12}$
Q , Ки/г			0,20	1,5	2,0
RT , л/г			$4,0 \cdot 10^7$	$3,0 \cdot 10^8$	$3,9 \cdot 10^8$
QG , $\text{Р} \cdot \text{см}^2/(\text{г} \cdot \text{ч})$			$4,3 \cdot 10^{-6}$	$2,0 \cdot 10^{-5}$	$4,3 \cdot 10^{-5}$

Представленные данные показывают, что эффекты самоэкранировки весьма существенны. Они определяются главным образом исходным нуклидом ^{35}Cl , имеющим тепловое сечение поглощения 43,6 б, и новым нуклидом ^{36}Cl . Средняя плотность потока в мишени в 10—13 раз ниже, чем плотность потока снаружи мишени.

Изменение концентраций изотопов натрия и образование изотопов магния очень мало. Изменение концентраций исходных изотопов хлора и образование ^{36}Cl составляет несколько десятков процентов. Зависимость концентраций основных радионуклидов ^{35}S , ^{36}Cl и ^{210}Po от спектра нейтронов довольно значительна. Переход от облучения в спектре тяжеловодного бланкета к спектру легководного бланкета приводит к увеличению количества ^{35}S в 7,5 раза, ^{36}Cl в 4,6 раз и ^{210}Po более чем в 1000 раз. Столь большой эффект для ^{210}Po объясняется тем, что резкая зависимость от спектра наблюдается у скоростей реакций образования как промежуточного ^{209}Bi , так и ^{210}Po .

АКТИВАЦИЯ БЫСТРЫМИ НЕЙТРОНАМИ

При облучении высокоэнергетическими нейтронами, рожденными в самой мишени, новые нуклиды могут образовываться также по пороговым реакциям ($n, 2n$), ($n, 3n$), (n, p), (n, α). Концентрация нуклидов и радиационные характеристики для хлоридно-солевой мишени, облучаемой моноэнергетическими нейтронами с энергиями 2 и 10 МэВ, представлены в табл. 2. Плотности потока нейтронов принимались $\varphi = 10^{15}$ и 10^{16} нейтр./($\text{см}^2 \cdot \text{с}$), что примерно соответствует току протонного пучка 10 и 100 мА. Значения нейтронных сечений взяты из библиотеки сечений [6]. Активность и радиотоксичность практически полностью определяются нуклидом ^{35}S , а радиационная мощность дозы — нуклидом ^{204}Tl .

Т а б л и ц а 2. Концентрация нуклидов и радиационные характеристики при облучении высокоэнергетическими нейтронами

Нуклид	Начало облучения	$\varphi = 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$		$\varphi = 10^{16} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$	
		2 МэВ	10 МэВ	2 МэВ	10 МэВ
^{23}Na	0,280	0,28	0,28	0,28	0,28
^{24}Mg	0	$1,6 \cdot 10^{-6}$	$1,7 \cdot 10^{-6}$	$1,6 \cdot 10^{-5}$	$1,7 \cdot 10^{-5}$
^{35}S	0	$1,5 \cdot 10^{-3}$	$4,3 \cdot 10^{-3}$	0,015	0,042
^{35}Cl	1,30	1,3	1,3	1,3	1,3
^{36}Cl	0	$3,3 \cdot 10^{-5}$	$1,9 \cdot 10^{-5}$	$3,3 \cdot 10^{-4}$	$1,8 \cdot 10^{-4}$
^{37}Cl	0,417	0,42	0,42	0,42	0,42
^{204}Hg	0	$2,5 \cdot 10^{-12}$	$3,8 \cdot 10^{-10}$	$2,5 \cdot 10^{-11}$	$3,8 \cdot 10^{-9}$
^{204}Pb	0,0103	0,010	0,010	0,010	0,010
^{204}Tl	0	$1,2 \cdot 10^{-9}$	$1,8 \cdot 10^{-7}$	$1,2 \cdot 10^{-8}$	$1,8 \cdot 10^{-6}$
^{206}Pb	0,174	0,17	0,17	0,17	0,17
^{207}Pb	0,159	0,16	0,16	0,16	0,16
^{208}Pb	0,377	0,38	0,38	0,38	0,38
^{209}Bi	0	$1,9 \cdot 10^{-5}$	$2,0 \cdot 10^{-5}$	$1,9 \cdot 10^{-4}$	$2,0 \cdot 10^{-4}$
^{210}Po	0	$7,1 \cdot 10^{-10}$	$3,8 \cdot 10^{-10}$	$7,1 \cdot 10^{-8}$	$3,8 \cdot 10^{-8}$
Q , Ки/г		10	29	100	290
RT , л/г		$2,0 \cdot 10^9$	$5,7 \cdot 10^9$	$2,0 \cdot 10^{10}$	$5,6 \cdot 10^{10}$
QG , $\text{Р} \cdot \text{см}^2 / (\text{г} \cdot \text{ч})$		$2,7 \cdot 10^{-6}$	$3,9 \cdot 10^{-4}$	$4,3 \cdot 10^{-5}$	$3,9 \cdot 10^{-3}$

РАДИАЦИОННЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ОБЛУЧЕННОЙ МИШЕНИ ПРИ ПОСЛЕДУЮЩЕЙ ВЫДЕРЖКЕ

Исследование изменений радиационных характеристик облученной мишени при последующей выдержке важно для решения вопроса о способах обращения с облученной мишенью.

Значения радиотоксичности RT и радиационной мощности дозы QG при выдержке в течение 5 лет представлены в табл. 3. Принималось, что облучение перед выдержкой проводилось в течение 1 года тепловыми нейтронами при плотности потока 10^{15} нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$ или высокоэнергетическими нейтронами с энергией 10 МэВ и плотностью потока 10^{16} нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$.

Т а б л и ц а 3. Радиационные характеристики мишени при выдержке в течение времени T после облучения тепловыми и высокоэнергетическими нейтронами

T , лет	Тепловые нейтроны		10 МэВ нейтр.	
	QG , $\text{Р} \cdot \text{см}^2/(\text{г} \cdot \text{ч})$	RT , л/г	QG , $\text{Р} \cdot \text{см}^2/(\text{г} \cdot \text{ч})$	RT , л/г
0	$4,3 \cdot 10^{-5}$	$3,9 \cdot 10^8$	$3,9 \cdot 10^{-3}$	$5,6 \cdot 10^{10}$
1	$4,3 \cdot 10^{-5}$	$2,2 \cdot 10^7$	$3,3 \cdot 10^{-3}$	$3,1 \cdot 10^9$
2	$4,3 \cdot 10^{-5}$	$1,3 \cdot 10^6$	$2,7 \cdot 10^{-3}$	$1,7 \cdot 10^8$
3	$4,3 \cdot 10^{-5}$	$1,7 \cdot 10^5$	$2,3 \cdot 10^{-3}$	$1,0 \cdot 10^7$
4	$4,3 \cdot 10^{-5}$	$1,1 \cdot 10^5$	$1,9 \cdot 10^{-3}$	$6,8 \cdot 10^5$
5	$4,3 \cdot 10^{-5}$	$1,0 \cdot 10^5$	$1,6 \cdot 10^{-3}$	$1,3 \cdot 10^5$

Как отмечалось ранее, радиотоксичность и радиационная мощность дозы определяются главным образом высокоэнергетическими нейтронами. При этом главный вклад в радиационную мощность дозы QG дает ^{204}Tl с периодом полураспада 3,784 года. За 5 лет выдержки QG уменьшается в 2 раза. При облучении тепловыми нейтронами радиационная мощность дозы определяется нуклидом ^{36}Cl с периодом полураспада $3,05 \cdot 10^5$ лет, которая в 40—90 раз ниже, чем при облучении высокоэнергетическими нейтронами и практически не меняется при выдержке.

Радиотоксичность определяется нуклидом ^{35}S с периодом полураспада 87,5 сут, а после его распада — нуклидом ^{204}Tl . При выдержке радиотоксичность сначала быстро спадает из-за распада ^{35}S , затем медленно уменьшается вместе с распадом ^{204}Tl . За 5 лет выдержки она уменьшается в $4 \cdot 10^5$ раз. При облучении тепловыми нейтронами некоторый вклад в радиотоксичность вносит ^{36}Cl , который проявляется после распада ^{35}S .

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Сравнение радиационных характеристик, обусловленных нейтронами, рожденными в мишени, и нейтронами от внешнего бланкета, проводилось в предположении, что энергия нейтронов, рожденных в мишени, составляет 10 МэВ и плотность потока 10^{15} нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$, что примерно соответствует току протонного пучка 10 мА, а нейтроны от внешнего бланкета имеют плотность потока 10^{14} нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$ и жесткость спектра $\gamma = 0,4$, что соответствует обычному реактору на тепловых нейтронах. Результаты сравнения показывают, что при облучении в течение 1 года радиотоксичность, обусловленная собственными нейтронами мишени, примерно в 20 раз выше, и радиа-

ционная мощность дозы примерно в 5 раз выше, чем те же характеристики, обусловленные нейтронами от внешнего бланкета. Этот результат весьма важен, поскольку демонстрирует существенную роль нейтронов от самой мишени в образовании нуклидов, определяющих радиационные характеристики мишени.

Радиотоксичность облученной мишени сравнима по порядку величины с радиотоксичностью долгоживущих актинидов или продуктов деления отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР-1000. Абсолютные значения радиационной мощности дозы при выдержке показывают, что остаточное излучение мишени довольно сильное. При обращении с облученной мишенью требуются специальные меры радиационной защиты.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Воловик А.И., Герасимов А.С., Киселев Г.В., Зарицкая Т.С. Накопление радиоактивных нуклидов при активации нейтронами вольфрамовой мишени электроядерной установки. — ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2000, вып. 1, с. 45—50.
2. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99). — М.: Минздрав России, 1999.
3. Гусев Н.Г., Дмитриев П.П. Квантовое излучение радиоактивных нуклидов. Справочник. — М.: Атомиздат, 1977.
4. Беланова Т.С., Игнатюк А.В., Пащенко А.Б., Пляскин В.И. Радиационный захват нейтронов. Справочник. — М.: Энергоатомиздат, 1986.
5. Схемы распада радионуклидов. Энергия и интенсивность излучения. Публикация 38 МКРЗ/Пер. с англ. — М.: Энергоатомиздат, 1987.
6. ENDF/B-VI, revision 2.

Статья поступила в редакцию 12 апреля 2001 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2001, вып. 3, с. 10—15.

УДК 621.039.5

МОДЕЛЬ УПРАВЛЕНИЯ АКСИАЛЬНЫМ РАСПРЕДЕЛЕНИЕМ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА С ФИЗИЧЕСКИ БОЛЬШОЙ АКТИВНОЙ ЗОНОЙ

*А.А. Коренной, О.В. Неделин, Хмельницкая АЭС, НТУУ Киевский
политехнический институт, 04056, Киев, пр. Победы, 37/5*

Предложены аналитическая модель, позволяющая определять основные параметры реактора, управляемого по методу поддержания заданного значения аксиального оффсета во время ксенонового переходного процесса, а также способ прогнозирования управляющих воздействий. Проведено сопоставление и дана новая интерпретация ранее полученных данных.

THE MODEL OF AXIAL POWER DISTRIBUTION CONTROL FOR REACTOR WITH PHYSICALLY LARGE CORE. A.A. KORENNOY, O.V. NEDELIN. The analytical model permitting to determine main specifications of a reactor, controlled on the method of a set value of axial offset maintaining during xenon transient process is offered. The way of prediction of control actions is indicated. The comparison is executed and the new interpretation is given for the data obtained before.

В случае необходимости осуществления маневра мощностью реактора с физически большой активной зоной (АКЗ) оператор сталкивается с проблемой управления аксиальным полем энерговыделения из-за возникновения ксенонового переходного процесса и вызванных этим процессом колебаний аксиального оффсета (АО).

Как правило, маневр мощностью планируется и осуществляется как определенная последовательность сравнительно быстрых переходов между уровнями мощности, на

которых реактор работает продолжительное время. При этом задача управления полем энерговыделения сводится к поддержанию текущего значения АО вблизи заданного значения [1].

Представляется целесообразным рассмотреть задачу определения условий, выполнение которых необходимо для одновременного поддержания постоянными тепловой мощности реактора и АО во время ксенонового переходного процесса, вызванного единичным, ступенчатым изменением мощности.

Определим АО как

$$AO = \frac{Q_1 - Q_2}{Q},$$

где Q_1, Q_2 — мощность нижней и верхней половин АКЗ соответственно; $Q = Q_1 + Q_2$ — мощность АКЗ в целом.

Для решения ряда задач реакторной физики вполне достаточным является рассмотрение системы в рамках точечной модели. Для получения аналитического решения поставленной задачи исходя из определения АО рассмотрим систему как двухточечную.

Очевидно, что требование неизменности мощности АКЗ и АО эквивалентно требованию неизменности мощности каждой из половин АКЗ.

При рассмотрении поставленной задачи воспользуемся диффузионным приближением теории переноса нейтронов. Отметим, что именно на его модификациях основаны расчетные комплексы, используемые для имитации ксеноновых переходных процессов на действующих реакторах АЭС.

Однородное нестационарное уравнение диффузии без учета запаздывающих нейтронов имеет следующий вид:

$$\nabla D \nabla \Phi - \Sigma_a \Phi + \nu \Sigma_f \Phi = \frac{1}{u} \frac{d\Phi}{dt}. \quad (1)$$

Здесь и далее используются общепринятые обозначения.

При решении поставленной задачи не рассматривалась кинетика реактора на запаздывающих нейтронах, так как при выполнении маневров время работы реактора на постоянных уровнях мощности намного превышает среднее время жизни запаздывающих нейтронов.

Помножим все члены уравнения (1) на Σ_f и проинтегрируем по объему одной из половин АКЗ. Считая выход энергии на один акт деления постоянным, равным единице, и используя требование о неизменности мощностей половин АКЗ, получим

$$0 = \frac{d}{dt} \int_{V_1} dV \Sigma_f \Phi = \int_{V_1} dV \Phi \frac{d\Sigma_f}{dt} + \int_{V_1} dV \Sigma_f \frac{d\Phi}{dt} = \int_{V_1} dV \Phi \left[\frac{d\Sigma_f}{dt} - u \Sigma_f \Sigma \right] + u \int_{V_1} dV \Sigma_f \nabla D \nabla \Phi,$$

где

$$\int_{V_1} dV \Sigma_f \nabla D \nabla \Phi = \int_{V_1} dV \left[\nabla (\Sigma_f D \nabla \Phi) - (D \nabla \Sigma_f) \nabla \Phi \right] = \int_{V_1} dV \left[\nabla (\Sigma_f D \nabla \Phi) - \Phi D \nabla \Sigma_f + \Phi (\nabla D \nabla \Sigma_f) \right]$$

или в окончательном виде:

$$\int_{V_1} dV \Phi \left[\frac{1}{u} \frac{d\Sigma_f}{dt} - \Sigma_f \Sigma + \nabla D \nabla \Sigma_f \right] = \int_{S_1} dS D (\Sigma_f \nabla \Phi - \Phi \nabla \Sigma_f); \quad (2)$$

$$\int_{V_2} dV \Phi \left[\frac{1}{u} \frac{d\Sigma_f}{dt} - \Sigma_f \Sigma + \nabla D \nabla \Sigma_f \right] = \int_{S_2} dS D (\Sigma_f \nabla \Phi - \Phi \nabla \Sigma_f), \quad (3)$$

где $\Sigma = \Sigma_a - \nu\Sigma_f$; V_1 и V_2 — объемы нижней и верхней половин АКЗ соответственно; S_1, S_2 — поверхности половин, включая плоскость их раздела S . Поскольку поверхность АКЗ является поверхностью разрыва Σ_f в правой части $\nabla\Sigma_f$ вычисляется в точках, бесконечно близких к ней и находящихся внутри АКЗ.

Уравнения (2) и (3) в самом общем случае являются условиями поддержания постоянными мощности и АО во время ксенонового переходного процесса в односкоростном диффузионном приближении. Аналогичные уравнения могут быть получены и для большего числа энергетических групп. Например, для двух групп они имеют вид

$$\begin{aligned} & \int_{V_i} dV \left[\Phi_B \left((\nabla D_B \nabla \Sigma_{fB}) + \Sigma_{fB} ((\nu \Sigma_f)_B - \Sigma_{aB} - \Sigma_{3B}) + \Sigma_{fT} \Sigma_{3B} \frac{u_T}{u_B} \right) \right] + \\ & + \int_{V_i} dV \left[\Phi_T \left((\nabla D_T \nabla \Sigma_{fT}) \frac{u_T}{u_B} + \Sigma_{fT} (\Sigma_{aT} + \Sigma_{fT}) \frac{u_T}{u_B} + \Sigma_{fB} (\nu \Sigma_f)_T \right) \right] = \\ & = \int_{S_i} dS \left[D_B (\Sigma_{fB} \nabla \Phi_B - \Phi_B \nabla \Sigma_{fB}) + D_T (\Sigma_{fT} \nabla \Phi_T - \Phi_T \nabla \Sigma_{fT}) \frac{u_T}{u_B} \right], \end{aligned}$$

где индекс Б соответствует быстрой, а Т тепловой группе. Для простоты принято, что $d\Sigma_{fT}/dt = d\Sigma_{fB}/dt$. Далее будет показано, что для решения поставленной задачи вполне достаточно односкоростного приближения.

Для упрощения полученных уравнений (2) и (3) условимся, что будут рассматриваться случаи, когда $d\Sigma_f/dt = 0$, $\nabla\Sigma_f \rightarrow 0$ на поверхности АКЗ и плоскости раздела ее половин, а $\nabla\Sigma_f \rightarrow 0$ по всему объему АКЗ. По временной переменной это допущение практически точно выполняется для всех типов реакторных систем. Допустимость такого предположения для пространственной переменной может быть установлена для конкретного типа реактора путем сопоставления результатов расчетов с известными достоверными данными, как это будет сделано для ВВЭР-1000.

Опираясь на условия задачи, при исследовании переходных процессов с достаточной степенью точности можно считать переток нейтронов через поверхность раздела половин АКЗ и утечку через внешнюю поверхность постоянными $\int_{S_i} dSD\nabla\Phi = \text{const} \equiv R_i$. Тогда уравнения (2) и (3) примут вид:

$$\int_{V_1} dV \Phi \Sigma_a = \nu Q_1 + R_1;$$

$$\int_{V_2} dV \Phi \Sigma_a = \nu Q_2 + R_2$$

или в переменных Q и АО

$$\int_{V_1} dV \Phi \Sigma_a = \nu Q \frac{1 + \text{АО}}{2} + R_1; \quad (4)$$

$$\int_{V_2} dV \Phi \Sigma_a = \nu Q \frac{1 - \text{АО}}{2} + R_2. \quad (5)$$

Представим Σ_a как сумму составляющих

$$\Sigma_a = \Sigma_{\text{сop}} + \Sigma_B + \Sigma_g + \Sigma_{\text{Xe}},$$

где Σ_{con} — макроскопическое сечение, определяющееся поглощением в конструкционных материалах и топливе без деления (шлаки и т.п., за исключением ^{135}Xe); Σ_{B} — сечение, определяющееся интегральным поглотителем; Σ_g — определяется положением групп органов регулирования системы управления и защиты (ОР СУЗ); Σ_{Xe} — сечение, определяющееся концентрацией ^{135}Xe . Тогда задача сведется к определению составляющих $\int dV \Phi \Sigma_i$.

Сделаем допущение

$$\frac{\int_{V_i} \Sigma_{\text{Xe}} \dot{\Phi} dV}{\int_{V_i} \Phi dV} = \frac{1}{V_i} \int_{V_i} \Sigma_{\text{Xe}} dV. \quad (6)$$

Воспользуемся уравнениями, определяющими концентрацию йода и ксенона в каждой точке АКЗ,

$$\frac{dX}{dt} = \lambda_j I - \lambda_{\text{Xe}} X + \omega_{\text{Xe}} \Phi \Sigma_f - \Phi \Sigma_{\text{Xe}};$$

$$\lambda_j I = -\frac{dI}{dt} + \omega_j \Phi \Sigma_f,$$

где $X = \Sigma_{\text{Xe}} / \sigma_{\text{Xe}}$ — концентрация ксенона, I — концентрация йода.

Проинтегрировав приведенные уравнения по верхней и нижней половинам АКЗ, получим

$$\frac{1}{\sigma_{\text{Xe}}} \frac{d}{dt} \int_{V_i} \Sigma_{\text{Xe}} dV = \lambda_i \int_{V_i} I dV - \left(\frac{\lambda_{\text{Xe}}}{\sigma_{\text{Xe}}} + \frac{V_i}{V_i} \right) \int_{V_i} \Sigma_{\text{Xe}} dV + \omega_{\text{Xe}} \int_{V_i} \Phi \Sigma_f dV;$$

$$\lambda_i \int_{V_i} I dV = -\frac{d}{dt} \int_{V_i} I dV + \omega_i \int_{V_i} \Phi \Sigma_f dV.$$

Решив уравнения относительно $\int_{V_i} \Sigma_{\text{Xe}} dV$, с учетом (6) получим

$$\begin{aligned} \int_{V_i} dV \Phi \Sigma_{\text{Xe}} &= \frac{Q(1 \pm AO)}{4V\Sigma_f} \exp \left\{ - \left(\lambda_{\text{Xe}} + Q\sigma_{\text{Xe}} \frac{1 \pm AO}{V\Sigma_f} \right) t \right\} \times \\ &\times \left[\frac{(\omega_i + \omega_{\text{Xe}})\sigma_{\text{Xe}}(1 \pm AO_0)Q_0}{\lambda_{\text{Xe}} + \sigma_{\text{Xe}}Q_0(1 \pm AO_0)/V\Sigma_f} - \frac{(\omega_i + \omega_{\text{Xe}})\sigma_{\text{Xe}}(1 \pm AO)Q}{\lambda_{\text{Xe}} + \sigma_{\text{Xe}}Q_0(1 \pm AO)/V\Sigma_f} - \right. \\ &\quad \left. - \frac{\omega_j \sigma_{\text{Xe}} (Q_0(1 \pm AO_0) - Q(1 \pm AO))}{\lambda_{\text{Xe}} - \lambda_j + \sigma_{\text{Xe}}Q(1 \pm AO)/V\Sigma_f} \right] + \frac{Q(1 \pm AO)}{4V\Sigma_f} \times \\ &\times \left[\frac{\omega_i \sigma_{\text{Xe}} (Q_0(1 \pm AO_0) - Q(1 \pm AO))}{\lambda_{\text{Xe}} - \lambda_j + \sigma_{\text{Xe}}Q(1 \pm AO)/V\Sigma_f} \exp \{ -\lambda_j t \} + \frac{(\omega_i + \omega_{\text{Xe}})Q\sigma_{\text{Xe}}(1 \pm AO)}{\lambda_{\text{Xe}} + \sigma_{\text{Xe}}Q(1 \pm AO)/V\Sigma_f} \right]. \quad (7) \end{aligned}$$

Здесь знак «+» перед АО соответствует нижней половине АКЗ (V_1), «-» — верхней половине (V_2); Q_0 , AO_0 — мощность АКЗ и аксиальный офсет перед началом маневра соответственно.

Рассмотрим предложенный в работе [2] метод управления полем энерговыделения в АКЗ ВВЭР-1000 с точки зрения «двухточечной» модели. При этом введем использование борного регулирования.

Исходя из определения АО, постановки задачи и данных о том, что аксиальное распределение плотности теплоносителя в реакторе описывается функцией типа гиперболического косинуса, функцию Σ_b представим в виде $\Sigma_b = A(t)\varphi(r)$, где $\varphi(r)$ — функция распределения плотности теплоносителя по высоте АКЗ, $A(t)$ — график изменения концентрации бора в теплоносителе. Функцию $\varphi(r)$ приближенно представим в виде кусочно-постоянной функции: $\varphi(r) = 1 - \alpha Q_1$ в нижней половине АКЗ, а $\varphi(r) = 1 - \alpha(Q_1 + Q_2)$ — в верхней половине АКЗ.

Плотность теплоносителя на входе в АКЗ считается постоянной для данного уровня мощности, условно равной единице. Тогда

$$\int_{V_1} dV\Phi\Sigma_b = A(t) \left(1 - \alpha Q \frac{1 + AO}{2}\right) \frac{Q(1 + AO)}{2\Sigma_f};$$

$$\int_{V_2} dV\Phi\Sigma_b = A(t)(1 - \alpha Q) \frac{Q(1 - AO)}{2\Sigma_f}.$$

Наибольший интерес представляет положение ОР СУЗ, при котором переходный процесс будет протекать без изменения АО. При этом изменения положения самих ОР СУЗ не потребуется. Поэтому с достаточной степенью точности пренебрежем зависимостью $\int_{V_i} dV\Phi\Sigma_g$ от времени. В реальной системе это требование будет выполняться

точно только в случае, если при управлении отдельные ОР СУЗ вводятся в АКЗ либо полностью, либо до половины. В остальных случаях оно выполняется приближенно.

Введем обозначения

$$G_1 = \int_{V_1} dV\Phi\Sigma_{\text{con}} + \int_{V_1} dV\Phi\Sigma_g - R_1; \quad G_2 = \int_{V_2} dV\Phi\Sigma_{\text{con}} + \int_{V_2} dV\Phi\Sigma_g - R_2.$$

Перепишем уравнения (4), (5) с учетом введенных обозначений. Исключая из полученных в итоге уравнений функцию $A(t)$, приходим к следующему уравнению:

$$\begin{aligned} G_1 - \nu Q \frac{1 + AO}{2} + \frac{Q(1 + AO)}{2V\Sigma_f} \exp\left[-\left(\lambda_{Xe} + Q\sigma_{Xe} \frac{1 + AO}{V\Sigma_f}\right)t\right] \times \\ \times \left[\frac{(\omega_i + \omega_{Xe})\sigma_{Xe}(1 + AO_0)Q_0}{\lambda_{Xe} + \sigma_{Xe}Q_0(1 + AO_0)/V\Sigma_f} - \frac{(\omega_i + \omega_{Xe})\sigma_{Xe}(1 + AO)Q}{\lambda_{Xe} + \sigma_{Xe}Q(1 + AO)/V\Sigma_f} - \right. \\ \left. - \frac{\omega_j\sigma_{Xe}(Q_0(1 + AO_0) - Q(1 + AO))}{\lambda_{Xe} - \lambda_j + \sigma_{Xe}Q(1 + AO)/V\Sigma_f} \right] + \frac{Q(1 + AO)}{2V\Sigma_f} \times \\ \times \left[\frac{\omega_i\sigma_{Xe}(Q_0(1 + AO_0) - Q(1 + AO))}{\lambda_{Xe} - \lambda_j + \sigma_{Xe}Q(1 + AO)/V\Sigma_f} \exp\{-\lambda_j t\} + \frac{(\omega_j + \omega_{Xe})Q\sigma_{Xe}(1 + AO)}{\lambda_{Xe} + \sigma_{Xe}Q(1 + AO)/V\Sigma_f} \right] = \\ = \frac{(1 + AO) \left(1 - \alpha Q \frac{1 + AO}{2}\right)}{(1 + AO)(1 - \alpha Q)} \left[G_2 - \nu Q \frac{1 - AO}{2} \right] + \frac{Q(1 + AO) \left(1 - \alpha Q \frac{1 + AO}{2}\right)}{2V\Sigma_f(1 - \alpha Q)} \times \\ \times \exp\left[-\left(\lambda_{Xe} + Q\sigma_{Xe} \frac{1 - AO}{V\Sigma_f}\right)t\right] \left[\frac{(\omega_i + \omega_{Xe})\sigma_{Xe}(1 - AO_0)Q_0}{\lambda_{Xe} + \sigma_{Xe}Q_0(1 - AO_0)/V\Sigma_f} - \right. \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
& - \frac{(\omega_i + \omega_{Xe})\sigma_{Xe}(1 - AO)Q}{\lambda_{Xe} + \sigma_{Xe}Q(1 - AO)/V\Sigma_f} - \frac{\omega_j\sigma_{Xe}(Q_0(1 - AO_0) - Q(1 - AO))}{\lambda_{Xe} - \lambda_j + \sigma_{Xe}Q(1 - AO)/V\Sigma_f} \Big] + \\
& + \frac{Q(1 + AO)\left(1 - \alpha Q \frac{1 + AO}{2}\right)}{2V\Sigma_f(1 - \alpha Q)} \left[\frac{\omega_i\sigma_{Xe}(Q_0(1 - AO_0) - Q(1 - AO))}{\lambda_{Xe} - \lambda_j + \sigma_{Xe}Q(1 - AO)/V\Sigma_f} \exp\{-\lambda_i t\} + \right. \\
& \left. + \frac{(\omega_j + \omega_{Xe})Q\sigma_{Xe}(1 - AO)}{\lambda_{Xe} + \sigma_{Xe}Q(1 - AO)/V\Sigma_f} \right].
\end{aligned}$$

Точное решение этого уравнения может существовать только при тривиальных условиях: $Q = Q_0$, $AO = AO_0$. Но при малых αQ ($\alpha Q/2 \ll 1$) приближенное решение для любых Q , Q_0 существует при $AO = AO_0 = 0$. Для реакторов типа ВВЭР-1000 $\alpha Q/2 < 0,05$ на любых уровнях мощности. Подстановка в полученное равенство $AO = AO_0 = 0$ дает уравнение для определения положения ОР СУЗ.

Отметим, что полученный результат хорошо совпадает с расчетными и экспериментальными данными, полученными ранее и представленными в работе [2]. Однако теперь эти данные могут быть по-иному интерпретированы:

— можно сделать вывод, что для минимизации возникающих после единичных колебаний мощности АКЗ существенно не только соблюдение равенства $AO_0 = AO$, но и само значение AO , которое, как видно, должно быть близким нулю;

— после ряда последовательных переходов, при которых $AO_0 = AO_1 = AO_2 = \dots = AO_n = 0$ (AO_i — офсеты в каждом из состояний), учитывая, что решение все-таки приближенное, должен наблюдаться рост амплитуды возникающей волны, как это зафиксировано в [2], но должным образом не объяснено;

— должна присутствовать определенная зависимость амплитуды AO от глубины перехода, что подтверждается проводимыми расчетами. При этом, наряду с глубиной перехода, αQ является для данной задачи характеристикой амплитуды возникающей волны AO .

Теперь с точки зрения двухточечной модели рассмотрим метод управления полем энерговыделения в АКЗ ВВЭР-1000 без использования жидкостного регулирования, описанный в работе [3]. В этом случае можно считать постоянными интегралы $\int_{V_i} dV\Phi\Sigma_b$.

В основных уравнениях

$$\int_{V_1} dV\Phi\Sigma_{\text{con}} + \int_{V_1} dV\Phi\Sigma_b + \int_{V_1} dV\Phi\Sigma_g + \int_{V_1} dV\Phi\Sigma_{Xe} = \nu Q \frac{1 + AO}{2} + R_1;$$

$$\int_{V_2} dV\Phi\Sigma_{\text{con}} + \int_{V_2} dV\Phi\Sigma_b + \int_{V_2} dV\Phi\Sigma_g + \int_{V_2} dV\Phi\Sigma_{Xe} = \nu Q \frac{1 + AO}{2} + R_2$$

постоянные слагаемые обозначим $L_1 = \int_{V_1} dV\Phi\Sigma_{\text{con}} + \int_{V_1} dV\Phi\Sigma_b - R_1 - \nu Q/2$, $L_2 = \int_{V_2} dV\Phi\Sigma_{\text{con}} + \int_{V_2} dV\Phi\Sigma_b - R_2 - \nu Q/2$ и с учетом (7), а также условия $AO = AO_0 = 0$ по-

лучим зависимости, определяющие движение групп ОР СУЗ во время процесса

$$\int_{V_1} dV\Phi\Sigma_g = -L_1 - \frac{Q}{4V\Sigma_f} \exp\left[-\left(\lambda_{Xe} + Q\sigma_{Xe} \frac{1}{V\Sigma_f}\right)t\right] \times$$

$$\times \left[\frac{(\omega_i + \omega_{Xe})\sigma_{Xe}Q_0}{\lambda_{Xe} + \sigma_{Xe}Q_0/V\Sigma_f} - \frac{(\omega_i + \omega_{Xe})\sigma_{Xe}Q}{\lambda_{Xe} + \sigma_{Xe}Q/V\Sigma_f} - \frac{\omega_j\sigma_{Xe}(Q_0 - Q)}{\lambda_{Xe} - \lambda_j + \sigma_{Xe}Q/V\Sigma_f} \right] -$$

$$- \frac{Q}{4V\Sigma_f} \left[\frac{\omega_i\sigma_{Xe}(Q_0 - Q)}{\lambda_{Xe} - \lambda_j + \sigma_{Xe}Q/V\Sigma_f} \exp\{-\lambda_i t\} + \frac{(\omega_i + \omega_{Xe})Q\sigma_{Xe}}{\lambda_{Xe} + \sigma_{Xe}Q/V\Sigma_f} \right]. \quad (8)$$

Здесь равенство при $i=1$ относится к нижней половине АКЗ, а при $i=2$ — к верхней.

Для определения реактивности, вносимой в верхнюю или нижнюю половины АКЗ, воспользуемся известной из работы [4] формулой одногрупповой теории возмущений, которая для данной задачи и в принятых приближениях будет иметь вид

$$\Delta\rho = \frac{\int dV\Phi\Delta\Sigma_g}{Q}. \quad (9)$$

При эксплуатации энергоблока значения эффективности групп ОР СУЗ всегда заранее известны. Зная их, можно построить зависимости от времени положения каждой из групп ОР СУЗ, используемых для управления полем энерговыделения.

На рисунке сопоставлены зависимости положения групп, используемых для управления переходным процессом в серийном реакторе ВВЭР-1000, от времени, полученные расчетным путем, а также рассчитанные по программе БИПР-7А. Для примера выбран процесс, вызванный одиночным переходом с номинального уровня мощности на 75% $Q_{ном}$, аналогичный представленному в работе [3]. Во время перехода и в течение всего переходного процесса концентрация борной кислоты в первом контуре неизменна, а амплитуда отклонений АО составляет около 3%. При осуществлении маневра положение группы 10 ОР СУЗ изменилось с 80 до 70% от низа АКЗ, положение группы 5 — от 100 до 0%.

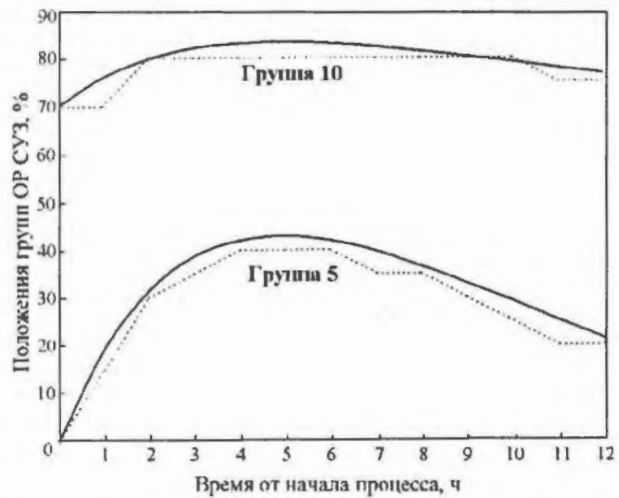


График перемещения групп ОР СУЗ во время управления переходным процессом без изменения концентрации жидкого поглотителя: — — расчет с использованием формул (8), (9); ··· — расчет по программе БИПР-7А

Расчетное определение величин L_i является отдельной, достаточно сложной задачей, не относящейся непосредственно к теме данной работы. Отметим, что эти величины могут быть получены, например, в процессе экспериментов, аналогичных штатным, которые регулярно проводятся на действующих энергоблоках. В данной работе такие исследования не проводились. Вместо этого для проведения количественного анализа формы кривых, положения групп ОР СУЗ в начале процесса были совмещены. Остальные постоянные величины, присутствующие в (8), взяты из работ по физике реакторов, например [4].

Наблюдаемые расхождения в положениях групп вызваны тем, что при расчете по программе БИПР-7А использовалось двадцатислойное высотное представление АКЗ и, соответственно, могло быть задано только дискретное положение ОР СУЗ. Кроме того, метод, основанный на использовании разного рода имитационных программ, приводит к простому подбору наиболее подходящих положений ОР СУЗ в каждой точке процесса, в данном случае через каждый час. Дискретность этих положений и сложность оценки влияния выбранного воздействия не только на данную точку, но и на весь последующий отрезок процесса являются дополнительным источником расхождений.

Анализ полученных результатов позволяет сделать следующие выводы:

— к основным параметрам, определяющим движение групп ОР СУЗ в процессе управления полем энерговыделения с использованием метода поддержания постоянного АО, относятся величина изменения мощности и эффективности используемых групп ОР СУЗ;

— такие факторы, как момент кампании реактора, ее длительность, схема расположения топлива в АКЗ и т.п., оказывают влияние либо малозначительное, либо опосредованное через эффективности групп;

— высокая точность совпадения результатов свидетельствует о возможности создания оперативной методики, позволяющей оператору в процессе эксплуатации реактора быстро составлять и оценивать графики изменения основных параметров РУ, определяя наиболее эффективный образ действия из всех возможных.

В заключение отметим, что возможности двухточечной модели не исчерпываются приведенными примерами. Аналогично изложенному она может быть применена к рассмотрению «метода цуга» [5]. Наиболее интересное направление ее развития — рассмотрение переходных процессов, вызванных рядом последовательных изменений мощности реактора.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Аниканов С.С., Дунаев В.Г., Митин В.И. Управление энергораспределением ВВЭР-1000 в маневренном режиме. — Атомная энергия, 1993, т. 75, вып. 1, с. 3—8.
2. Коренной А.А., Титов С.Н., Неделин О.В., Литус В.А. Управление аксиальным распределением поля энерговыделения в активной зоне реактора ВВЭР-1000 при переходных процессах. — Атомная энергия, 2000, т. 88, вып. 4, с. 252—257.
3. Коренной А.А. Совершенствование метода управления полем энерговыделения в активной зоне серийного ВВЭР-1000 при переходных процессах. — Новини энергетики, 2001, № 3, с. 34—37.
4. Ганев И.Х. Физика и расчет реактора. — М.: Энергоиздат, 1981. 368 с.
5. Филимонов П.Е., Аверьянова С.П., Филимонова М.П. Управление группами рабочих органов ОР СУЗ в маневренном режиме работы ВВЭР-1000. — Атомная энергия, 1998, т. 84, вып. 5, с. 383—387.

Статья поступила в редакцию 9 сентября 2001 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2001, вып. 3, с. 15—22.

УДК 621.039.5

ЭНЕРГИЯ ВИГНЕРА В ВЫТЭСНИТЕЛЯХ СУЗ РЕАКТОРА РБМК

А.И. Достов, РНЦ «Курчатовский институт», 123182, Москва, пл. Курчатова, 1

Проведено аналитическое исследование температурного режима графитового блока вытеснителя СУЗ реактора РБМК и накопления в нем энергии Вигнера. Показано, что при эксцентрическом расположении блока в защитной оболочке его средняя температура сильно снижается, а запасенная энергия увеличивается. Из-за этого недостатка конструкции количество запасенной энергии, которое способно выделиться в аварийной ситуации с обезвоживанием контура охлаждения СУЗ, может оказаться достаточным, чтобы привести к плавлению защитных труб и массовому выходу вытеснителей из строя.

VIGNER ENERGY IN THE REACTOR RBMK CPS DISPLACERS. A.I. DOSTOV. Analytical investigation of RBMK reactor CPS displacer graphite block temperature conditions were carried out. It was shown that at eccentric location of the block in the shielding sheath average temperature of the block decreases sharply. Due to design demerit energy stored in the graphite may release in accidents initiated by loss of coolant in the CPS cooling circuit. It will result in melting of shielding sheath and mass failure of of the displacers.

ВВЕДЕНИЕ

Вытеснители воды предусмотрены в системе управления и защиты (СУЗ) реактора РБМК. Каждый вытеснитель состоит из цилиндрического графитового блока, помещенного в защитную трубу из алюминиевого сплава. При облучении в реакторе в графитовом блоке вытеснителя накапливается энергия Вигнера. Количество запасенной энергии зависит от температуры вытеснителя. Чем ниже температура графита, тем больше запасенная энергия. Для тепловой изоляции графитового блока был предусмотрен газовый зазор, а температура графитового блока определялась из условия его концентрического расположения в защитной оболочке. При этом расчетная температура блока для среднего энерговыделения в графите блока превышала 100 °С. Считалось, что запасенная энергия при этом относительно мала, так что эффектами, обусловленными ее выделением, пренебрегалось [1].

Однако условия сборки, транспортировки и установки вытеснителей в реакторе не гарантируют концентрического расположения блока относительно защитной трубы. Следовательно, эксцентрическое расположение блока должно рассматриваться как более вероятное при проведении анализа безопасности реактора. При смещении блока его средняя температура снижается, что в данной работе доказывается на основе аналитического решения задачи распределения температуры в блоке. При смещении блока средняя температура блока может быть ниже 70 °С. Оценки показали, что при такой температуре облучения запасенная энергия в блоке может достигнуть 600 кал/г. При проектных авариях, инициируемых потерей теплоносителя в контуре охлаждения СУЗ, выделение запасенной энергии может привести к плавлению труб вытеснителей.

В активной зоне реактора РБМК третьего поколения установлены 187 каналов СУЗ, имеющих графитовые вытеснители. В данной работе предлагаются меры по предотвращению массового выхода из строя этих вытеснителей.

АНАЛИТИЧЕСКОЕ РЕШЕНИЕ

Температурное поле в графитовом блоке может быть получено методом конечных разностей. Однако соответствующие коды являются собственностью фирм и трудно доступны для использования. Более того, они, как правило, не верифицированы для подобного рода проблем. Поэтому важно получить аналитическое решение рассматриваемой задачи. Предлагаемая модель позволяет сделать это.

На рис. 1 изображено взаимное расположение графитового блока и трубы вытеснителя при некотором эксцентриситете $\epsilon = \Delta/\Delta_0$, где $\Delta = AB$ — смещение центров блока и трубы, Δ_0 — номинальный зазор. При эксцентриситете зазор $\delta = DE$ будет функцией азимутального угла φ и может быть определен из треугольников ADC и BDC:

$$\delta = \sqrt{R^2 - (\Delta \sin \varphi)^2} - \Delta \cos \varphi - r_0, \quad (1)$$

где R — внутренний радиус трубы; r_0 — радиус блока. При малых значениях Δ/R соотношение (1) может быть заменено более простым:

$$\delta = \Delta_0(1 - \cos \varphi). \quad (2)$$

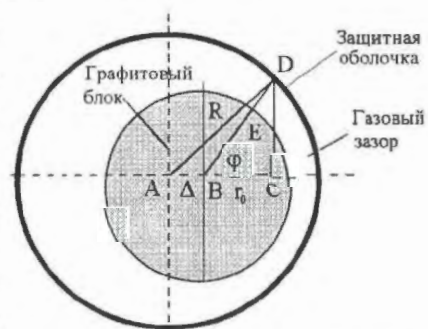


Рис. 1. Эксцентрическое расположение сердечника и защитной оболочки

Вытеснитель охлаждается водой в кольцевом канале, образованном трубой вытеснителя и трубой, отделяющей канал СУЗ от графитового замедлителя. Температура воды на входе и выходе кольцевого канала равна 35 и 60 °С соответственно.

Для варианта концентрического расположения имеем для расчета температурного поля в элементах вытеснителя (графитовый блок, газовый зазор, защитная труба) осесимметричную задачу теплопроводности в многослойном цилиндре. Эффективный коэффициент теплопроводности газа в зазоре равен теплопроводности газа при величине зазора и перепадах температур на нем, которые имеют место в реальной конструкции. Линейный поток тепла от графитового блока к теплоносителю может быть записан следующим образом:

$$q_l = \frac{\pi(t_w - t_0)}{\frac{1}{2\lambda_r} \ln \frac{d_1}{d_0} + \frac{1}{2\lambda_{об}} \ln \frac{d_2}{d_1} + \frac{1}{\alpha d_2}} \quad (3)$$

Здесь t_w и t_0 — температура теплоносителя и поверхности блока соответственно; d_1 , d_2 — внутренний и внешний диаметры трубы соответственно; d_0 — диаметр блока; α — коэффициент теплоотдачи от поверхности блока к теплоносителю; λ_r — коэффициент теплопроводности газа в зазоре; $\lambda_{об}$ — коэффициент теплопроводности материала оболочки.

Отношения диаметров d_1/d_0 и d_2/d_1 для рассматриваемой конструкции близки к 1, и поэтому формула (3) с большой точностью может быть заменена соответствующим выражением для плоской стенки:

$$q_F = \frac{(t_w - t_0)}{\frac{1}{\alpha} + \frac{\delta}{\lambda_r} + \frac{\delta_{об}}{\lambda_{об}}} \quad (4)$$

Термическое сопротивление потоку тепла от графита к теплоносителю определяется главным образом газовым зазором. Поскольку азимутальные растечки тепла по газовому зазору пренебрежимо малы, ширина газового зазора в (4) может быть представлена как функция угла φ в соответствии с уравнениями (1) или (2), т.е.

$$q_F(\varphi) = \frac{t_w(\varphi) - t_0}{\frac{1}{\alpha} + \frac{\delta(\varphi)}{\lambda_r} + \frac{\delta_{об}}{\lambda_{об}}} \quad (5)$$

В рамках принятой модели стационарное температурное поле в графитовом блоке может быть найдено на основе решения уравнения Пуассона в (ρ, φ) -геометрии при краевом условии третьего рода:

$$\frac{\partial^2 \theta}{\partial \rho^2} + \frac{1}{\rho} \frac{\partial \theta}{\partial \rho} + \frac{1}{\rho^2} \frac{\partial^2 \theta}{\partial \varphi^2} = -1; \quad (6)$$

$$\frac{\partial \theta}{\partial \rho} \Big|_{\rho=1} + \text{Bi}(\varphi)\theta(1, \varphi) = 0. \quad (7)$$

В этих уравнениях

$$\theta = \frac{(t - t_0)\lambda_{гр}}{q_v r_0^2} \text{ — безразмерная температура;} \quad (8)$$

$$\text{Bi}(\varphi) = \frac{K(\varphi)r_0}{\lambda_{гр}} \text{ — критерий Био;} \quad (9)$$

$$K(\varphi) = \frac{1}{\frac{1}{\alpha} + \frac{\delta}{\lambda_r} + \frac{\delta_{об}}{\lambda_{об}}} \text{ — коэффициент теплопередачи,} \quad (10)$$

где q_v — мощность внутренних источников тепла; $\rho = r/r_0$ — безразмерный радиус; r — текущий радиус; r_0 — радиус графитового блока.

Типичные зависимости числа Bi от угла φ при разных абсолютных значениях смещения оси блока относительно оси трубы показаны на рис. 2.

Методика решения системы уравнений (6) и (7) впервые была изложена в работе [2]. Ввиду важности задачи считаем целесообразным привести основные этапы ее решения.

При $Bi = Bi^* = \text{const}$, где Bi^* — максимальное значение Bi на поверхности блока, имеем известное решение

$$\theta^* = \frac{1}{2Bi^*} - \frac{\rho^2}{4} + \frac{1}{4}. \quad (11)$$

Здесь

$$Bi^* = \frac{K^* r_0}{\lambda_{гр}} \quad (12)$$

при коэффициенте теплопередачи

$$K^* = \frac{1}{\frac{1}{\alpha} + \frac{\delta_{об}}{\lambda_{об}}}. \quad (13)$$

Введем функцию $\vartheta = \sum_i \vartheta_i$, такую, что $\theta = \vartheta + \theta^*$. Тогда

$$\frac{\partial^2 \vartheta_i}{\partial \rho^2} + \frac{1}{\rho} \frac{\partial \vartheta_i}{\partial \rho} + \frac{1}{\rho^2} \frac{\partial^2 \vartheta_i}{\partial \varphi^2} = 0; \quad (14)$$

$$\frac{\partial \vartheta_i}{\partial \rho} \Big|_{\rho=1} + Bi(\varphi) \vartheta_i(1, \varphi) \Big|_{\rho=1} = [Bi^* - Bi(\varphi)] \vartheta_{i-1} \Big|_{\rho=1}, \quad (15)$$

где ϑ_{i-1} при $i = 1$ равно $\vartheta_0 = \theta^*$.

Найдем решение системы уравнений (14) и (15) для $i = 1$ при краевом условии

$$\frac{\partial \vartheta_1^0}{\partial \rho} \Big|_{\rho=1} + Bi^* \vartheta_1^0 \Big|_{\rho=1} = f(0), \quad (16)$$

где $f(0) = a$, если $-\beta \leq \varphi \leq \beta$ и $f(0) = 0$, если $\beta < \varphi < 2\pi - \beta$.

Общее решение уравнения (15) может быть записано в виде

$$\vartheta_i = \frac{A_0}{2} + \sum_{n=1}^{\infty} A_n \rho^n \cos n\varphi \quad (i = 1, 2, \dots), \quad (17)$$

где

$$A_n = \frac{2}{\pi} \int_0^{\pi} f(\varphi) \cos n\varphi d\varphi \quad (n = 0, 1, 2, \dots). \quad (18)$$

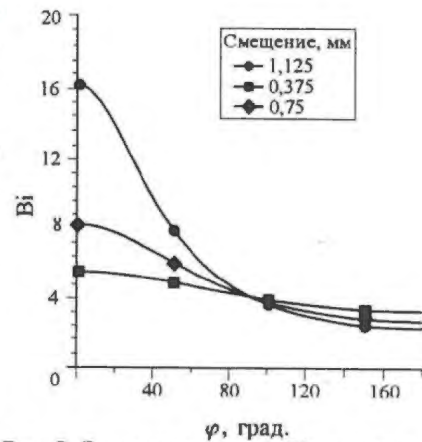


Рис. 2. Зависимость числа Bi от угла φ

Следовательно

$$\frac{A_0}{2} = \frac{2a\beta}{\pi \text{Bi}^*};$$

$$A_n = \frac{2a}{\pi n} \sin \beta n \frac{1}{n + \text{Bi}^*}.$$

Если $a = [\text{Bi}^* - \text{Bi}(\varphi)] \vartheta^*(1)$, то, составляя соответствующую интегральную сумму по всем $\Delta\varphi$ и переходя к пределу, получим:

$$\vartheta_1(\rho, \varphi) = \theta^*(1) \int_0^{2\pi} \frac{\text{Bi}^* - \text{Bi}(\varphi)}{\text{Bi}^*} \frac{1}{\pi} \left(1 + \sum_{n=1}^{\infty} \frac{\text{Bi}^* \rho^n \cos n(\varphi - \varphi')}{n + \text{Bi}^*} \right) d\varphi'. \quad (19)$$

Окончательное выражение для температуры в точке (ρ, φ) графитового блока вытеснителя теперь может быть записано в следующем виде:

$$\vartheta(\rho, \varphi) = \theta^*(\rho) + \theta^*(1) \int_0^{2\pi} \frac{\text{Bi}^* - \text{Bi}(\varphi')}{\text{Bi}^*} G(\rho, \varphi - \varphi') d\varphi' + \theta^*(1) \int_0^{2\pi} \frac{\text{Bi}^* - \text{Bi}(\varphi')}{\text{Bi}^*} G(\rho, \varphi - \varphi') \times$$

$$\times \int_0^{2\pi} \frac{\text{Bi}^* - \text{Bi}(\varphi'')}{\text{Bi}^*} G(\rho, \varphi' - \varphi'') d\varphi'' d\varphi' + \dots \quad (20)$$

Здесь $G(\rho, \varphi - \varphi')$ — функция Грина для температуры блока в точке (ρ, φ) :

$$G(\rho, \varphi - \varphi') = \frac{1}{\pi} \left(1 + \sum_{n=1}^{n=\infty} \frac{\text{Bi}^* \rho^n \cos n(\varphi - \varphi')}{\text{Bi}^* + n} \right). \quad (21)$$

Используя соотношения (20) и (21), определим температуру в центре графитового блока

$$\vartheta(0) = \theta^*(0) + \theta^*(1) [q_1(0) + q_2(0) + \dots + q_n(0) + \dots] \quad (22)$$

и среднюю температуру блока

$$\bar{\vartheta} = \bar{\theta}^* + \theta^*(1) [\bar{q}_1 + \bar{q}_2 + \dots + \bar{q}_n + \dots]. \quad (23)$$

Под средней температурой понимается среднее значение температуры по площади поперечного сечения блока, т.е.

$$\bar{\vartheta} = \frac{1}{\pi} \int_0^{2\pi} \int_0^1 \vartheta(\rho, \varphi) \rho d\rho d\varphi. \quad (24)$$

Определение q_n следует из контекста. В частности,

$$q_1(\rho, \varphi) = \int_0^{2\pi} \frac{\text{Bi}^* - \text{Bi}(\varphi)}{\text{Bi}^*} G(1, \varphi - \varphi') d\varphi'. \quad (25)$$

Заметим, что $q_1 < 1$ в каждой точке (ρ, φ) , поскольку

$$\frac{\text{Bi}^* - \text{Bi}(\varphi)}{\text{Bi}^*} < 1, \quad (26)$$

а для $G(1, \varphi - \varphi')$ выполняется условие

$$\int_0^{2\pi} G(1, \varphi - \varphi') d\varphi' = 1. \quad (27)$$

Очевидно, что

$$q_1(\rho, \varphi) > q_2(\rho, \varphi) > \dots > q_m(\rho, \varphi) > \dots \quad (28)$$

Из определений (22), (23) и (24) следует, что

$$q_1(0) = \bar{q}_1 = q \quad (29)$$

и

$$q_n(0) = \bar{q}_n = q^n. \quad (30)$$

Используя выражение для суммы бесконечно убывающей геометрической прогрессии, преобразуем соотношения (22) и (23) следующим образом:

$$\vartheta(0) = \vartheta^*(0) + \vartheta^*(1)q \frac{1}{1-q}; \quad (31)$$

$$\bar{\vartheta} = \bar{\vartheta}^* + \vartheta^*(1)q \frac{1}{1-q}. \quad (32)$$

Используя определение (24) и уравнение (2), найдем соотношение для q в случае, когда графитовый блок касается трубы вытеснителя:

$$q = \frac{1}{2\pi} \int_0^{2\pi} \frac{\text{Bi}^* - \text{Bi}(\varphi)}{\text{Bi}^*} d\varphi = 1 - \frac{1}{2\pi} \frac{\text{Bi}^0}{\text{Bi}^*} \int_0^{2\pi} \frac{d\varphi}{1 - a \cos \varphi} = 1 - \frac{K^0}{K^* \sqrt{1 - a^2}}. \quad (33)$$

Здесь

$$\text{Bi}^0 = \frac{K^0 r_0}{\lambda_{\text{гр}}} \quad (34)$$

число Bi при концентрическом расположении блока;

$$K^0 = \frac{1}{\frac{1}{\alpha} + \frac{\delta_{\text{об}}}{\lambda_{\text{об}}} + \frac{\Delta_0}{\lambda_{\text{г}}}} \quad (35)$$

коэффициент теплопередачи при концентрическом расположении блока;

$$a = \frac{\frac{\Delta_0}{\lambda_{\text{г}}}}{\frac{1}{\alpha} + \frac{\delta_{\text{об}}}{\lambda_{\text{об}}} + \frac{\Delta_0}{\lambda_{\text{г}}}}. \quad (36)$$

Элемент вытеснителя изображен на рис. 3. Диаметр графитового блока равен 66 мм. Защитная оболочка представляет собой трубу из алюминиевого сплава с внутренним диаметром $d_{\text{вн}} = 69$ мм и толщиной стенки $\delta_{\text{об}} = 2,5$ мм. Номинальный зазор составляет $\Delta_0 = 1,5$ мм. Коэффициент теплопроводности материала оболочки принят $\lambda_{\text{об}} = 175$ Вт/м·°С. [3]. Теплопроводность газа в зазоре $\lambda_{\text{г}} = 0,029$ Вт/м·°С. Теплопроводность графита сильно изменяется в зависимости от дозы облучения, если облучение происходит при низкой температуре, и может быть в 10—20 раз ниже теплопроводности необлученного графита. Более того, теплопроводность графита, облученного при температуре менее 100 °С и флюенсе нейтронов порядка 10^{21} нейтр./см², слабо изучена. На основании данных работы [4] и экспертных оценок для коэффициента теплопроводности графита вытеснителя принята величина $\lambda_{\text{гр}} = 4$ Вт/м·°С.

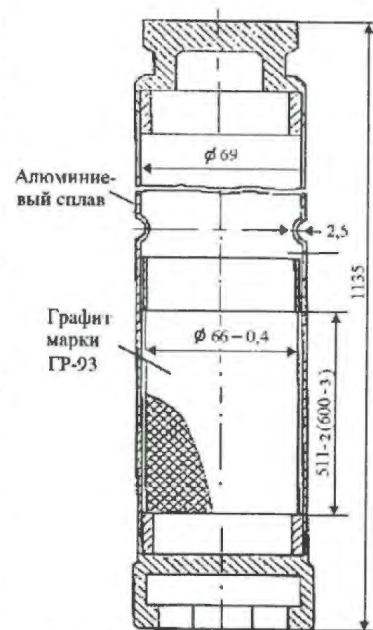


Рис. 3. Элемент вытеснителя

Рассматриваемый вытеснитель располагается в канале СУЗ, который представляет собой трубу внутренним диаметром $d_{\text{вн}} = 82$ мм. Охлаждается вытеснитель потоком воды, протекающим в кольцевом канале, образованном трубой вытеснителя и циркуляционной трубой СУЗ. Температура воды на входе в канал 35 и на выходе 60 °С, давление в контуре 3,5—4 кг/см², средняя скорость воды составляет 5 м/с. Оценки показывают, что при этих условиях в качестве среднего значения коэффициента теплоотдачи от трубы вытеснителя к воде может быть принята величина $\alpha = 2,5 \cdot 10^3$ Вт/м²·°С.

Используя указанные выше геометрические и режимные параметры, были рассчитаны средняя температура графитового блока и температура в центре блока. В результате были получены следующие числовые значения: $K^0 = 19,18$ Вт/м², $K^* = 2,41 \cdot 10^3$ Вт/м², $Bi^* = 19,91$, $Bi^0 = 0,1582$, $a = 0,9921$, $q = 0,9370$.

Тогда в соответствии с уравнением (31) значение температуры в центре блока будет:

$$\vartheta(0) = \frac{1}{2 \cdot 19,91} + \frac{1}{4} + \frac{1}{19,91} 0,937 \frac{1}{1 - 0,937} = 1,022 \quad (37)$$

или, возвращаясь к размерным величинам, получаем

$$t(0) = t_0 + 1,022 \frac{q_l}{\pi \lambda_{\text{гр}}} = t_0 + 1,022 \frac{420}{3,14 \cdot 4} \cong t_0 + 34,2 \text{ °С}. \quad (38)$$

Средняя температура блока рассчитывается аналогично. Учитывая, что среднее значение $\bar{\vartheta}^*(\rho)$ равно

$$\bar{\vartheta}^* = \frac{1}{2Bi^*} + \frac{1}{8}, \quad (39)$$

получим

$$\bar{\vartheta} = \frac{1}{2 \cdot 19,91} + \frac{1}{8} + \frac{1}{19,91} 0,937 \frac{1}{1 - 0,937} = 0,897; \quad (40)$$

$$\bar{t}^* = t_0 + 0,897 \frac{q_l}{\pi \lambda_{\text{гр}}} = t_0 + 0,897 \frac{420}{3,14 \cdot 4} \cong t_0 + 30 \text{ °С}, \quad (41)$$

т.е. средняя температура блока при максимальном эксцентриситете составляет величину около 70 °С.

Найдем среднее значение температуры блока при его концентрическом расположении. Для этого используем точное аналитическое решение задачи

$$\vartheta^0 = \frac{1}{2Bi^0} - \frac{\rho^2}{4} + \frac{1}{4}. \quad (42)$$

Тогда

$$\bar{\vartheta}^0 = \frac{1}{2Bi^0} + \frac{1}{8} = \frac{1}{2 \cdot 0,1582} + \frac{1}{8} = 3,286; \quad (43)$$

$$\bar{t}^0 = t_0 + 3,286 \frac{q_l}{\pi \lambda_{\text{гр}}} = t_0 + 3,286 \frac{420}{3,14 \cdot 4} \cong t_0 + 118 \text{ °С}, \quad (44)$$

т.е. средняя температура блока при концентрическом расположении больше 160 °С.

Отношение средних безразмерных значений температуры блока при концентрическом расположении и при максимальном эксцентриситете равно

$$\frac{\bar{\vartheta}^0}{\bar{\vartheta}} = \frac{3,286}{0,897} = 3,663. \quad (45)$$

Таким образом, можно констатировать, что при смещении оси блока относительно оси защитной трубы происходит резкое снижение средней температуры блока. Для

рассматриваемых условий в графитовом блоке могут, следовательно, существовать области с температурой намного ниже $70\text{ }^{\circ}\text{C}$. Очевидно, что при меньшем эксцентриситете в графите вытеснителя также могут существовать области с низкой температурой.

Учет влияния неравномерности энерговыделения в активной зоне может быть осуществлен только на основе вероятностных оценок, поскольку невозможно предсказать движение стержней СУЗ при работе реактора. В связи с этим при консервативных оценках накопления энергии в графите вытеснителя и последствий ее выделения температуру графитового блока следует, по-видимому, считать равной средней температуре охлаждающей воды. Согласно действующим нормам для американских уран-графитовых реакторов [7] в случаях, когда температура облучения графита ниже $100\text{ }^{\circ}\text{C}$, необходим тщательный анализ последствий выделения запасенной энергии.

ЭНЕРГИЯ ВИГНЕРА В ГРАФИТОВОМ БЛОКЕ

Известно, что при облучении графита его теплосодержание увеличивается. Эта скрытая (или запасенная) энергия, называемая еще энергией Вигнера, опасна тем, что при повышении температуры графита на $40\text{--}100\text{ }^{\circ}\text{C}$ выше рабочей температуры она может выделиться и привести к перегреву элементов СУЗ. Детальный анализ того, сколько энергии может накопиться и выделиться, выходит за рамки данной работы. Более подробно эти вопросы рассмотрены в [6, 7]. Здесь целесообразно отметить следующие аспекты этой проблемы.

При нормальной работе реактора нет причин для выделения энергии Вигнера. Однако в аварийных ситуациях, при которых может произойти обезвоживание контура охлаждения СУЗ, создаются условия для нагрева графита вытеснителя выше температуры начала освобождения запасенной энергии. Это может произойти, в частности, при проектных авариях, обусловленных разрывами подводящего коллектора контура охлаждения СУЗ, повреждениями напорного бака или магистралей, подводящих охлаждающую воду (см. [1]).

Количество запасенной энергии в графите тем больше, чем ниже температура облучения и чем выше доза, полученная при облучении. Количество накопленной энергии может достигать 600 кал/г . Считается, что кристаллическая решетка графита может запастись энергией до 700 кал/г . Запасенная энергия характеризуется тремя параметрами: полной энергией S , скоростью ее освобождения $\partial S/\partial T$ и энергией, которая может быть выделена при изотермическом отжиге при некоторой фиксированной температуре. На важность третьего параметра впервые указано в работе [7]. Знание этих величин позволяет определить конечную температуру разогрева элементов конструкции в конкретном процессе ее взаимодействия с окружающей средой.

Для примера на рис. 4 показаны кривая полной энергии Вигнера для образца, облученного при температуре $30\text{ }^{\circ}\text{C}$ при различных дозах, и соответствующая зависимость выделившейся энергии при температуре отжига $800\text{ }^{\circ}\text{C}$.

Видно, что верхняя граница количества выделившейся энергии в этом случае составляет 280 кал/г . Доза облучения (см. рис. 4) приведена в тысячах $\text{МВт}\cdot\text{сут/т}$. Покажем связь этих величин с флюенсом нейтронов в реакторе РБМК. Время службы СУЗ в реакторе РБМК составляет 5 лет, т.е. с учетом коэффициента установленной мощности $\text{КИУМ} = 0,8$, оно равно $0,8 \cdot 10^5 \cdot 365 \cdot 5 \cdot 0,8\text{ с}$.

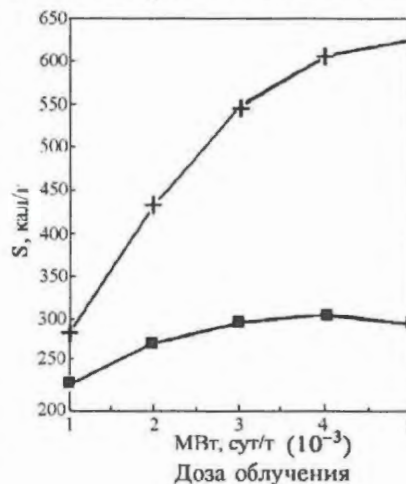


Рис. 4. Полная и освобожденная энергия Вигнера в зависимости от дозы облучения: + — температура облучения $30\text{ }^{\circ}\text{C}$; ■ — температура отжига $800\text{ }^{\circ}\text{C}$

При среднем потоке нейтронов на стенку топливного канала $0,9 \cdot 10^{14}$ нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$ флюенс нейтронов составляет $0,9 \cdot 10^{14} \cdot 0,86 \cdot 10^5 \cdot 365 \cdot 0,8 = 1,13 \cdot 10^{22}$ нейтр./ см^2 .

За 1000 сут среднее выгорание топлива в реакторе РБМК равно 17 500 МВт·сут/т, т.е. за время работы СУЗ необходимо в расчете флюенса принимать величину выгорания в соседнем канале, равную 25 500 МВт·сут/т. Отсюда получаем соотношение между флюенсом и выгоранием $[\text{МВт} \cdot \text{сут}/\text{т}] = 1,13 \cdot 10^{22}/25\,500 = 4,43 \cdot 10^{17}$ нейтр./ см^2 .

Результаты расчетов показывают, что зависимости, приведенные на рис. 4, могут быть использованы для оценок количества накопленной в графите энергии и энергии, способной выделиться в аварийной ситуации с обезвоживанием контура СУЗ реактора РБМК. Величина энергии, выделившейся при изотермическом отжиге 800 °С, слабо изменяется в зависимости от дозы облучения и составляет около 250—280 кал/г в интервале доз $4 \cdot 10^{20} \div 2 \cdot 10^{21}$ нейтр./ см^2 . Отметим, что коэффициент теплопроводности графита $\lambda = 4$ Вт/м·°С, принятый при проведении оценочных расчетов, соответствует облучению графита при температуре ниже 100 °С и дозе 10^{20} нейтр./ см^2 , если экстраполировать данные, приведенные в работе [7]. В связи с этим следует отметить, что для графита реактора РБМК весьма трудно оценить коэффициент теплопроводности из-за отсутствия необходимых экспериментальных данных для рассматриваемой области температур и доз облучения.

Скорость выделения запасенной энергии может быть определена на основе кинетической теории отжига следующим образом (см. [6, 8]):

$$\frac{dS}{d\tau} = -F(S) \exp(-A(S)/T), \quad (46)$$

где S — количество запасенной энергии, оставшейся в образце; энергия активации $A(S)$ и функция состояния графита $F(S)$ могут быть определены на основе данных по выделению энергии Вигнера в двух экспериментах при разных темпах роста температуры графита T . Следует отметить, что, поскольку выделение запасенной энергии зависит от особенностей кристаллической структуры графита, необходимо провести специальные измерения для графита вытеснителей СУЗ РБМК. Решение этой проблемы достаточно трудоемко.

Для оценочных расчетов обычно используется модель постоянной энергии активации, при которой величина A считается постоянной при отжиге. Используя эту модель, можно показать, что скорость отжига будет существенно зависеть от условий теплообмена с окружающей графитовый блок средой и от уровня температуры графитового блока. В условиях такой нелинейной задачи расчетный прогноз затруднителен. В то же время выделение большого количества тепла в графитовом блоке может привести к нарушению герметичности и даже к плавлению защитной трубы вытеснителя. Повреждения вытеснителей могут носить массовый характер, и это должно учитываться при оценке безопасности РБМК.

Для решения этой проблемы могут быть рассмотрены следующие способы:

- изменить конструкцию графитовых вытеснителей так, чтобы поднять температуру графита выше 100 °С, при которой не происходит накопления большого количества энергии Вигнера;
- проводить периодический отжиг графита вытеснителей в специальных внеакторных устройствах.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Графитовый блок вытеснителя СУЗ реактора РБМК с большой вероятностью может быть расположен в защитной оболочке с эксцентриситетом. Это существенно обостряет проблему запасенной энергии. При этом исследование проектной аварии реактора РБМК «Обезвоживание контура охлаждения СУЗ» следует рассматривать как незавершенное с точки зрения анализа температурного режима жизненно важных элементов СУЗ.

Основная работа по исследованию количества запасенной энергии в графите и скорости ее выхода была проведена до середины 60-х годов. Однако результаты этих исследований не содержат данных по свойствам графита РБМК, облученного при низких температурах. Температура элементов СУЗ при учете выделения энергии Вигнера может быть оценена весьма приближенно, поскольку для этой цели в настоящее время существует только кинетическая модель с постоянной энергией активации.

В связи с этим в данной работе предлагаются меры по предотвращению накопления значительного количества энергии Вигнера, а именно: считается целесообразным либо изменить конструкцию вытеснителя так, чтобы температура в любой точке блока была не ниже 100 °С, либо проводить периодический отжиг графита вытеснителей СУЗ в специальных вне реакторных устройствах.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Техническое обоснование безопасности реакторной установки РБМК-1000 II очереди ЛАЭС, инв. № Е 040-2686, 1993.
2. Достов А.И., Зориков Г.А., Сидоров В.С. Эффективность обребнения прутковых тепловыделяющих элементов. — Теплофизика высоких температур, 1976, т. 14, вып. 3.
3. Тепло- и массообмен. Теплотехнический справочник/Под ред. В.А. Григорьева и В.М. Зорина. — М.: Энергоиздат, 1982.
4. Гончаров В.В., Бурдаков Н.С., Вергильев Ю.С., Карпунин В.И., Платонов П.А. Действие облучения на графит ядерных реакторов. — М.: Атомиздат, 1978.
5. Балыгин А.А., Кватор В.М. Энерговыведение в материалах активной зоны и бассейна выдержки: Препринт ИАЭ-5874/5. — М., 1995.
6. Bridge H., Kelly B.T., Gray B.S. Stored Energy and Dimensional Changes in Reactor Graphite. — In: Proc. of the Fifth Conf. on Carbon, 1962, vol. 1, p. 289—316.
7. Schwizer D.G., Gurinsky D.H., Kaplan E., Sastre C. A Safety Assessment of the Use of Graphite in Nuclear Reactors Licensed by the US NRC, NUREG/CR-4981.
8. Cotrell A.H., Bell J.C., Greenough G.B. et al. Theory of Annealing Kinetics Applied to the Release of Stored Energy from Irradiated Graphite in Air-Cooled Reactors. — In: Proc. of the Second United Nations Intern. Conf. on the Uses of Atomic Energy, 1958, vol. 7.

Статья поступила в редакцию 16 декабря 2000 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2001, вып. 3, с. 22—31.

ПРОБЛЕМЫ БЕЗОПАСНОСТИ ЯЭУ

УДК 621.039

ЛИНИИ ЗАЩИТЫ — МЕТОДИКА ОЦЕНКИ БЕЗОПАСНОСТИ ДЕЙСТВУЮЩИХ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ

Б.Г. Гордон, Т.Ю. Чулкова, НТЦ ЯРБ, 109280, Москва, ул. Автозаводская, 14/23

В настоящее время энергоблоки российских АС имеют ряд отступлений от требований действующих нормативных документов. Разработка методического подхода, позволяющего ранжировать по важности для безопасности каждое отступление, оценивать компенсирующие мероприятия и формулировать условия действия лицензий, является актуальной задачей. Методика линий защиты (LoD) предлагается в качестве одного из возможных путей решения данной проблемы. Сделана попытка уточнения основных положений методики линий защиты для ее адаптации к российской нормативной базе.

LINES OF DEFENSE AS OPERATING NPP SAFETY ASSESSMENT METHODOLOGY. B.G. GORDON, T.Yu. CHULKOVA. Russian NPP units had a number of non-compliances with Normative Documents (ND). Assessment of the safety importance of non-compliances with current ND is an essential task. It needs methods to review safety documents so as to use them to justify licensing decisions. It therefore needs to assess and justify the effects of non-compliances with ND on safety, check that proposed improvements eliminated the effects of non-compliances on safety and formulate license conditions. The «Line of defence (LoD)» methodology is a possible way to do this. It's continued development and adaptation for this purpose is expedient.

Применяемый в России подход к оценке безопасности блоков АС базируется на анализе обосновывающей безопасность документации. Изменения условий действия лицензии реализуют механизм данного подхода. Разработка методического подхода к оценке проводимого эксплуатирующими организациями обоснования безопасности является актуальной задачей.

Применяемые в НТЦ ЯРБ при назначаемой в процессе лицензирования экспертизе, обосновывающей безопасность документации, руководства по экспертизе (РЭ) отдельных вопросов безопасности определяют порядок проведения оценки, рекомендации по оформлению и содержанию экспертного заключения, акцентируют вопросы, которые должны быть рассмотрены в первую очередь, и предлагают перечень действующих в рассматриваемой области нормативных документов (НД), являющихся критериями оценки, помогая эксперту выявить существующие отступления от требований НД.

В [1, 2] в качестве дополнительного инструмента при экспертизе для оценки и ранжировки по важности для безопасности каждого выявленного отступления, например, на этапе проверки проведенного эксплуатирующей организацией анализа влияния на безопасность отступлений от требований НД, а также на этапе представления планов и графиков компенсирующих мероприятий предлагается методический подход, примененный в 1995—1998 гг. для энергоблоков Игналинской и Ленинградской станций с реакторами РБМК и названный линиями защиты (Lines of Defence — LoD) [3].

В [1] отмечено, что для применения в российской регулирующей практике методика LoD несомненно нуждается в адаптации к российской нормативной базе, формулировке основных требований к объему, составу и характеру представляемой для анализа информации, от достоверности которой существенно зависит качество оценки текущего уровня безопасности. Адаптация методики должна начинаться с уточнения ее терминов и алгоритма, поскольку, помимо таких принятых в российской регулирующей практике терминов, как: исходное событие, функция безопасности, системы, важные для безопасности, авария и ее последствия, детерминистский анализ безопасности и т.п., методика использует собственные термины. Алгоритм проведения анализа в целом предлагается оставить тем же, так как в существующем виде он является законченной системой, не позволяющей пропустить основные моменты при проведении экспертизы, выявляя действительно слабые места проекта или эксплуатационной практики.

Методика линий защиты включает два этапа. На первом этапе экспертами принимается, что для защиты от последствий соответствующих исходных событий (ИС) требуется некоторое количество линий защиты. Линии защиты выполняют определенную функцию безопасности (ФБ) и классифицируются на сильные (Strong Line of Defence — S) и слабые (Weak Line of Defence — W) [1, 2]. В российских нормативных документах отсутствуют понятия сильной и слабой линий защиты. В адаптированной методике LoD предлагается однозначно определить линию защиты как систему безопасности или систему нормальной эксплуатации, выполняющую свою ФБ по отношению к рассматриваемому ИС. Первый этап анализа подразумевает качественное определение статуса рассматриваемой системы как сильной или слабой линии защиты против ИС по совокупности ответов на принятые в методике стандартные вопросы (критерии аттестации) (Q, R, A) [1].

Результаты анализа, представленные на диаграмме безопасности, — ключевой момент данной методики, позволяющий формализованно моделировать сложные системы и процессы для уяснения закономерностей их взаимодействия (рис. 1). Значение для оси ординат диаграммы безопасности — это статус системы, итоговая, наиболее консервативная, качественно определенная в терминах методики (S или W) характеристика рассматриваемой системы. Очевидно, что результаты анализа покажут область недопустимых состояний NT на диаграмме безопасности при полном отсутствии системы (функции безопасности) и, соответственно, линии защиты против выбранного ИС. Не имеет смысла суммировать итоговую оценку системы (ее функции безопасности) с оценкой исходного события, как это было принято в оригинальной методике

[1], поскольку ИС занижает оценку системы, и диаграмма безопасности покажет менее консервативный результат. Оценка исходного события в терминах S или W становится излишней. Учет ИС в алгоритме адаптированной методики будет происходить лишь косвенным образом, поскольку система и выполняемая ею функция безопасности идентифицируются именно в контексте данного ИС.

В рамках дальнейших работ по адаптации методики LoD проведены анализ и конкретизация стандартных вопросов (критериев) с учетом требований российских нормативных документов, в том числе подхода для анализа устойчивости систем к единичному отказу.

Критерий качества (Qualified for duty — Q) для активных систем позволяет оценить, насколько система соответствует определенному для нее при проектировании статусу [1]. При анализе пассивных систем в работе [4] рекомендовано оценивать качество и консерватизм проекта (Q-Qualified). В табл. 1 приведено сравнение критериев качества LoD с требованиями, предъявляемыми принципами безопасности при проектировании российских АС и их систем (п. 4.1.1 [5]), и требованиями к оборудованию нового поколения (классов LS и 2E) французских АС с реакторами серии N4 [6].

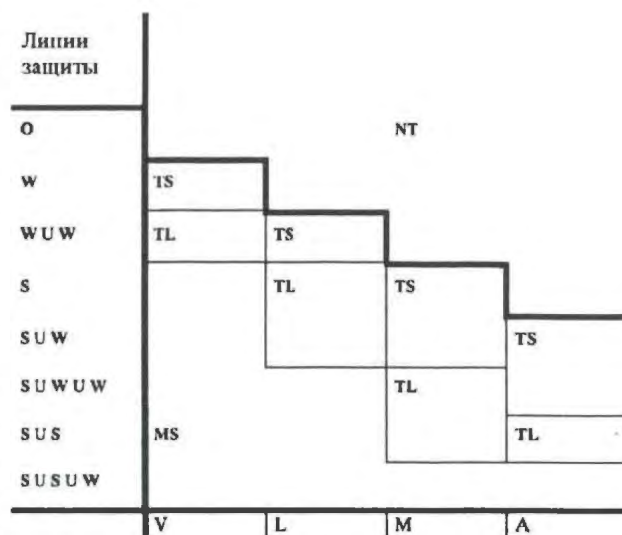


Рис. 1. Диаграмма безопасности

Т а б л и ц а 1. Критерий качества

Формулировка критерия качества Q оригинальной методики	Требования ОПБ 88\97	Требования по безопасности к системам АС Франции	Предлагаемая формулировка критерия качества Q
1	2	3	4
Q1. Будет ли система, эксплуатируемая в соответствии с проектом (или с допустимыми отклонениями п. 1.2.12), выполнять заданные функции? Или будет ли система эксплуатироваться в условиях, соответствующих проекту или с допустимыми отклонениями от них?	Этот стандартный вопрос методики учитывает требования п. 4.1.11 и п. 4.1.4, требования к УСНЭ (п. 4.4.4.1) и УСБ (п. 4.4.5.2), ЛСБ (п. 4.6.3), ОСБ (п. 4.7.1), дополнительно: п. 4.1.8 и 4.1.9.	Аттестация на работоспособность как в нормальных, так и в аварийных условиях	Q1. Будет ли система полностью выполнять заданные функции при возникновении условий, предусмотренных проектом? Определены ли проектом АС и рабочей документацией систем программы и методики испытаний, проверки и контроля работоспособности систем? Предусмотрены ли в проекте АС средства, с помощью которых исключаются единичные ошибки персонала или ослабляются их последствия? Не приводит ли совмещение функций безопасности с функциями нормальной эксплуатации к нарушениям требований обеспечения безопасности АС и снижению требуемой надежности системы?

1	2	3	4
Q2. Выдержит ли система штатные эксплуатационные нагрузки в процессе эксплуатации, чтобы работать в проектном режиме?	Критерий отражает требования к механической устойчивости и отсутствию деформаций активной зоны при нормальной эксплуатации и проектных авариях (п. 4.2.2), требования к оборудованию и трубопроводам контура теплоносителя (п. 4.3), дополнительно п. 5.1.5	Проведение периодических испытаний в ходе эксплуатации	Q2. Выдержит ли система без разрушений статические и динамические нагрузки и температурные воздействия, возникающие в любых ее узлах и компонентах? Q2. Проводятся ли испытания системы и является ли их периодичность достаточной для подтверждения работоспособности системы?
Q3. Выдержит ли система внешние воздействия, чтобы действовать в соответствии с проектом?	Соответствует требованиям п. 4.1.5, 4.1.6	Стойкость к землетрясению с добавлением коэффициента безопасности	Q3. Выполнит ли система свои функции в установленном проектом объеме с учетом воздействия природных явлений, внешних техногенных событий и/или при возможных воздействиях проектных аварий?
Q4. Соответствует ли фактическое состояние системы проектному?	Соответствует требованию п. 4.1.10	Соответствие правилам проектирования и конструирования, определяющим, в частности, методы расчета, выбора конструкционных материалов, изготовления и размещения	Q4. Проходит ли система полную диагностику (проверку) на соответствие проектным показателям при вводе в эксплуатацию, после ремонта и периодически в течение всего срока службы?
Q5. Имеют ли все необходимые обеспечивающие системы одинаковый статус качества Q/QRA с системой, которую они поддерживают?	Соответствует требованию п. 4.7.2. Должны учитываться требования п. 1.2.6, 1.2.7	Соблюдение программы обеспечения качества	Q5. Соответствуют ли статусу качества Q/QRA все системы, поддерживающие данную систему?

Сравнение критериев качества позволяет расширить и уточнить стандартные вопросы методики LoD в соответствии с приведенными формулировками требований из [5] и [6]:

— в разд. 4.1 [5] «Основные принципы безопасности, реализуемые при проектировании атомных станций и их систем. Общие требования» оригинальной методикой LoD остаются неохваченными требования п. 4.1.8, 4.1.9. Для систем безопасности с многоцелевым использованием критерий качества может быть сформулирован следующим образом: «Не приводит ли совмещение функций безопасности с функциями нормальной эксплуатации к нарушениям требований обеспечения безопасности АС и снижению требуемой надежности систем (элементов), выполняющих функции безопасности?» Рассмотрение данного вопроса было бы логично сделать в рамках оценки по критерию Q1. Если в проекте рассматриваемой системы предусмотрены средства, с помощью которых исключаются единичные ошибки персонала или ослабляются их последствия, в том числе при техническом обслуживании, то к оценке по критерию Q1 предлагается дополнительно добавлять статус S;

— для критерия Q3 необходимо учесть то, что внешнее воздействие, например землетрясение, не должно быть причиной отказа системы, поскольку вызываемые им механические нагрузки учитываются при проектировании, сам вопрос, соответственно, должен быть уточнен как: «Учтены ли в проекте системы запасы на увеличение нагрузки при внешних воздействиях?»;

— диагностика систем должна быть отражена в методике. Поскольку технически второй уровень глубоководной защиты обеспечивается надежным резервированием систем и наличием в проекте диагностических систем для контроля состояния элементов и оборудования, то к оценке по критерию Q4 рассматриваемой системы предлагается назначать статус S, если диагностика работоспособности системы является удовлетворительной;

R — критерий резервирования (избыточности), обеспечивающий способность системы сохранять работоспособность при отказе любого ее активного элемента [1]. Для систем безопасности, состоящих из активных элементов (или пассивных, имеющих механические движущиеся части) критерий соответствует требованию выполнения принципа единичного отказа (п. 4.5 [5]) и коррелирует с требованиями п. 4.4.5.7 для управляющих (УСБ) и п. 4.5.4 для защитных систем безопасности (ЗСБ) [5].

Для уменьшения вероятности отказа зарезервированной системы по общей причине в российской практике уже на стадии проектирования дополнительно к резервированию применяются требования физического разделения (или независимости) и разнотипности (или разнообразия). Таким образом, формулировка данного критерия методики линий защиты должна быть расширена и при оценке устойчивости системы безопасности по отношению к отказу ее активного элемента автоматически должно оцениваться, удовлетворяет ли система принципам независимости и разнообразия. Тогда адаптированная методика будет учитывать все возможные источники отказа по общей причине (п. 4.1.6 [5]):

- отказ, обусловленный внешним воздействием, учтен в оценке по критерию Q3;
- структурно-функциональный отказ (отказ системы, от которой зависит функционирование рассматриваемой системы) учтен в оценке по критерию Q5;
- отказ по причине общности конструкции или условий работы и техобслуживания, внешнего воздействия или ошибок персонала (4.1.12 [7]) учтен в оценке по критерию R, где резервирование, независимость и разнообразие являются мерами, предупреждающими само событие и его дальнейшее развитие с последующей ликвидацией последствий.

Поскольку независимость (физическое разделение) защищает систему от отказов, вызванных окружающими условиями (и внутренними, и внешними), то оценка на соответствие критерию R дополняет оценку по критерию Q3.

Для пассивных систем оценка по критерию R — это оценка надежности, определяемая качеством технического обслуживания и проведением испытаний. Тщательный и регулярный контроль за оборудованием до возникновения аварии дает уверенность в его исходной исправности (п. 5.1.5 [5]). Испытание систем (элементов) является существенным требованием принципа единичного отказа, иначе невыявленные (скрытые) отказы должны учитываться дополнительно. Испытание пассивных элементов подразумевает эксплуатационные проверки. Проведение периодических испытаний в ходе эксплуатации может стать гарантом соответствия системы не только критерию R, но и Q2, который для систем любого принципа действия мог бы быть дополнен вопросом: «Проводятся ли испытания системы и является ли их периодичность достаточной для подтверждения работоспособности системы?»

A — критерий автоматизации для систем, содержащих активные элементы, соответствует, например, требованиям п. 4.4.5.2 для УСБ [5]. Для пассивных элементов в оригинальной методике линий защиты данный критерий не используется [1].

На эффективность первого уровня глубоководной защиты существенное влияние оказывает развитость свойств внутренней самозащищенности реакторной установки. Было бы логично для рассматриваемой системы включить в критерий аттестации A оценку ее самозащищенности, если таковая имеется (п. 4.1.7 [5]).

A — для персонала это располагаемое время, т.е. наличие времени, достаточного для выполнения оператором действий, необходимых для того, чтобы обеспечить выполнение функции безопасности и с учетом возможной единичной ошибки.

Получение ответов на стандартные вопросы Q, R, A есть определение эффективности линии защиты и является ключевым моментом анализа безопасности в рамках предлагаемой методики. Следует отметить, что в плане работ по дальнейшему развитию методики и ее информационного обеспечения необходимо предусмотреть организацию банка данных по результатам анализа систем на соответствие критериям Q, R, A, которые отражают требования действующих российских нормативных документов [5, 7], и процедуру его постоянной поддержки.

При идентификации систем, входящих в линию защиты, и определении их статуса для оси ординат диаграммы безопасности возможны исключения. В работе [4] отмечено, что если низкая вероятность отказа действительно доказана опытом эксплуатации, то статус S может быть назначен вопреки неудачной аттестации. Вне реакторные системы не могут в полной мере удовлетворять требованиям, предъявляемым к реакторным системам, по которым они будут оценены как слабые, например, по критерию резервирования. Предполагается, что можно оценить их как сильные, учитывая соответствие критериям Q и A.

Методика LoD в первую очередь рассматривает активные системы безопасности в качестве линии защиты, но и не отрицает, что элементы, основанные на пассивном принципе действия, тоже могут образовать SLoD/WLoD [8]. Физические барьеры на пути распространения радиоактивных веществ (топливная матрица, оболочка твэла, контур теплоносителя, система локализации) не должны связываться с понятием линия защиты. Включение систем локализации, являющихся четвертым физическим барьером, в линию защиты целесообразно при оценке дозовой нагрузки на персонал, население, окружающую среду и не имеет значения при оценке степени повреждения активной зоны.

Общие принципы выбора для анализа ИС удовлетворяют определениям исходного события и единичного отказа пп. 20 [5] и 11 [7]. Признаком ИС является формирование автоматического сигнала на останов реактора или формирование условий, требующих останова реактора. Перечень исходных событий проектных и запроектных аварий определен в [9].

Принцип единичного отказа обычно не применяется к зданиям, коллекторам, трубопроводам большого диаметра, пассивный отказ которых может быть инициирован внешним или внутренним воздействием. Принцип единичного отказа применяется к элементам насосов, клапанов, ограниченным течам в местах сварки при длительном протекании аварии. Ошибки персонала, рассматриваемые как ИС, должны быть ограничены единичным неправильным действием. Человеческий фактор должен рассматриваться как элемент линии защиты, удовлетворяющий критериям аттестации, в том числе и по резервированию.

На втором этапе анализа безопасности энергоблока результаты оценки представляются в комплексном виде диаграммы безопасности, демонстрирующей адекватность аттестованной линии защиты в контексте конкретной аварийной последовательности (представленной в виде дерева событий) [1]. При этом предполагается, что чем серьезнее последствие аварийного сценария, тем большее количество и более сильные линии защиты должны существовать между ним и ИС. В табл. 2 определены четыре категории последствий в том виде, в котором они были использованы оригинальной методикой в проекте TACIS TS/RF/10 для 2-го блока Ленинградской АЭС с реактором РБМК.

Основные направления дальнейших работ по адаптации методики линий защиты включают рассмотрение и обоснование четырех категорий аварийных последствий. Практика расчетного анализа показывает, что после наступления ИС аварию целесообразно рассматривать до момента стабилизации всех параметров реакторной установки при нормальном срабатывании систем безопасности или до момента получения определенного необратимого состояния реакторной установки в случае наложения несрабатывания систем безопасности. При этом для исследования каждого инцидента или аварии целесообразно накладывать единичный отказ систем безопасности, последствия которого являются наиболее неблагоприятными для рассматриваемого явления.

Т а б л и ц а 2. Последствия аварий по степени серьезности

Условные обозначения	Характер последствий аварий
V	Нарушение проектных пределов для топлива, при котором происходит расплавление топлива или эвтектика топлива/оболочки твэлов не более чем в одном канале. Нет угрозы разрушения системы локализации аварий (СЛА)
L	Локальное повреждение небольшого числа каналов в пределах проектной мощности систем сброса давления из РП и СЛА. Нет физического эффекта, который смог бы привести к отказу СЛА
M	Расплавление активной зоны, которое не приводит к полному отказу СЛА при избыточном давлении, но может привести к ее повреждению вследствие теплового удара
A	Расплавление активной зоны, приводящее к полному отказу и катастрофическому разрушению СЛА при подъеме верхней плиты реактора

Методика линий защиты рассматривает серьезные повреждения активной зоны как конечную стадию аварийного сценария. Возможные состояния установки в процессе аварий могут быть классифицированы как можно более детально, но детализация конечных состояний активной зоны все-таки является излишней для подобной методики. По аналогии с практикой вероятностного анализа безопасности нецелесообразно рассматривать некие промежуточные стадии развития аварийного процесса и присваивать им статус последствий.

Определенные выводы о достаточности категорий последствий методики линий защиты могут быть сделаны на основе сравнения трех классификаций: российской, международной (INES) и предлагаемой данной методикой. Рассмотрим три последних уровня глубокоэшелонированной защиты (ГЭЗ) в том виде, как она представлена в российских НД [5]:

— третий уровень глубокоэшелонированной защиты включает в себя предотвращение перерастания ИС в проектные аварии, а проектных аварий — в запроектные с применением систем безопасности и ослабление последствий аварий, которые не удалось предотвратить, путем локализации выделяющихся радиоактивных веществ;

— четвертым уровнем глубокоэшелонированной защиты АС является управление запроектными авариями, т.е. предотвращение развития запроектных аварий и ослабление их последствий, защита герметичного ограждения от разрушения и поддержание его работоспособности, возвращение АС в контролируемое состояние, при котором прекращается цепная реакция деления, обеспечивается постоянное охлаждение ядерного топлива и удержание радиоактивных веществ в установленных границах;

— пятый уровень ГЭЗ подразумевает противоаварийное планирование в случае повреждения систем локализации (четвертого барьера безопасности).

Основываясь на вышеприведенных определениях уровней ГЭЗ, можно условно определить четыре группы аварийных состояний реакторной установки, перечисленные в табл. 3.

Т а б л и ц а 3. Сравнение последствий аварий

Условные обозначения	Категории оригинальной методики LoD	Условно определенные аварийные состояния	Классификация INES
T	—	Переходные режимы и проектные аварии (3-й уровень)	3
V	Нарушение	Запроектные аварии, последствия которых ослаблены работой СБ, в том числе локализуемых СБ (3-й уровень)	4
L	Локальное повреждение	Запроектные аварии, при которых уже разрушены три барьера безопасности (4-й уровень)	5
M	Расплавление активной зоны	Запроектные аварии с разрушением систем локализации (4—5-й уровень)	6
A	Тяжелая авария	Тяжелые запроектные аварии с разрушением систем локализации (5-й уровень)	7

Для оценки ядерных инцидентов и событий на АС с 1 сентября 1990 г. на российских АЭС используется Международная шкала ядерных событий (INES) [10], являющаяся средством оперативного информирования общественности о значимости событий с точки зрения ядерной безопасности, происходящих на ядерных установках и объектах. Статус шкалы INES не позволяет давать на нее какие-либо технические ссылки, однако целесообразно рассмотреть рекомендуемую ею классификацию событий (рис. 2).

Авария	7. Тяжелая авария
	6. Серьезная авария
	5. Авария с риском для окружающей среды вне площадки АЭС
	4. Авария без значительного риска для окружающей среды вне площадки АЭС
Инцидент	3. Серьезный инцидент
	2. Инцидент
	1. Аномальная ситуация
Отклонение	0. Вне шкалы Отсутствует значимость с точки зрения безопасности

Рис. 2. Международная шкала ядерных событий (INES)

Во-первых, из сравнения российского подхода к категоризации аварийных последствий и предлагаемого в методике LoD следует, что:

— существующая в LoD классификация последствий не содержит категорию проектных аварий и переходных режимов;

— по запроектным авариям, последствия которых ослаблены работой систем безопасности, в том числе локализирующих, предлагается категория V;

— по четвертому уровню ГЭЗ и, соответственно, запроектным авариям, при которых уже разрушены три барьера безопасности и управление аварией необходимо для защиты герметичного ограждения, предлагается категория L;

— по пятому уровню ГЭЗ, т.е. запроектным авариям с разрушением систем локализации — M и A.

Во-вторых, сравнение международного подхода и подхода LoD позволяет сделать вывод о том, что верхние уровни шкалы INES (4—7) полностью соответствуют категориям последствий методики линий защиты (V, L, M, A). Таким образом, если достаточность последствий 4—7 очевидна для методики LoD, то категорий менее значительных последствий 0—3 в классификации LoD явно не хватает.

В-третьих, российская классификация соответствует шкале по оценке ядерных событий на АС и их возможных последствий, где события классифицируются по семи уровням (0 — отклонения, 1—3 — инциденты, 4—7 — аварии). Первая группа условно определенных последствий проектных аварий относится к инцидентам, вторая — к авариям 4-го класса, третья — 5-го класса, четвертая — 6-го и 7-го классов.

Имеющийся опыт работ по составлению в НТЦ ЯРБ «Атласа последствий аварийных режимов на АС» подтверждает то, что последствия некоторых представленных в атласе проектных аварий, сценарии которых были рекомендованы к дополнительному рассмотрению экспертами НТЦ ЯРБ и представлению в обосновывающей безопасности документации, вызывают незначительное изменение параметров энергоблока по сравнению со стационарной работой на мощности, и действительно существует необходимость во введении в классификацию LoD категории, объединяющей последствия проектных аварий и переходных режимов [11, 12, 13].

Согласно определениям VLMA-классификации методика линий защиты рассматривает только запроектные аварии. Рассмотрение проектных и запроектных аварий в российских НД подразумевает сочетание детерминистического и вероятностного подходов (п. 1.2.12, 1.2.17, 4.2.2 [5], где определены вероятностные значения поврежденных). Для проектных аварий основу детерминистического подхода составляют постулированные ИС и принцип единичного отказа с определением для каждой аварии однозначной последовательности и ее радиационных последствий. Для запроектных аварий такой подход применен быть не может, поскольку запроектная авария возникает при не учитываемых для проектных аварий ИС или сопровождается дополни-

тельными по сравнению с проектными авариями отказами СБ сверх единичного отказа (п. 18 [5]). Количество таких сценариев неограничено, что требует применения не событийно-ориентированного, как для проектных аварий, а симптомно-ориентированного подхода для управления запроектными авариями.

Детерминистический подход к запроектным авариям базируется на методе постулированных аварийных состояний. Аварийные состояния характеризуются уровнем их тяжести, т.е. определенной степенью повреждения физических барьеров на пути распространения радиоактивных веществ. Аварийные состояния не связываются с какими-либо конкретными сценариями, так как одни и те же аварийные состояния могут образоваться в результате развития аварийных процессов по различным сценариям. Такой переход от аварийных сценариев к аварийным состояниям делает весь спектр запроектных аварий обозримым. Для того чтобы количество аварийных состояний было ограниченным, необходимо, чтобы количество рассматриваемых состояний поврежденных физических барьеров также было ограничено. Аварийные состояния в адаптированной методике линий защиты должны охватывать все варианты возможных повреждений физических барьеров и их сочетаний, образуя шкалу постулированных аварийных состояний по нарастанию уровней тяжести.

Для каждого возможного ИС диаграмма безопасности (см. рис. 1) показывает одну из четырех подобластей с категорией безопасности энергоблока как пересечение категории последствий (ось абсцисс) и числа сильных и слабых линий защиты, которые станция имеет против данной аварии (ось ординат) [1]. В табл. 4 предлагается условное разделение допустимой и недопустимой областей диаграммы безопасности адаптированной методики на четыре подобласти состояний энергоблока, определяющие условия его эксплуатации в течение определенного времени.

Т а б л и ц а 4. Категории безопасности

Условные обозначения	Категория	Характеристика оригинальной методики LoD	Характеристика адаптированной методики LoD
NT (Not Tolerable)	Эксплуатация не допустима	До устранения проблемы эксплуатация не обоснована	Отказать в выдаче лицензии на эксплуатацию или другой вид работ
TS (Tolerable Short)	Эксплуатация допустима на короткий период времени	Решение проблемы должно быть осуществлено без задержек, за короткий период времени, возможно при компенсирующих мероприятиях	Условия лицензии должны быть выполнены до выдачи лицензии
TL (Tolerable Long)	Эксплуатация допустима на длительный период времени	Реализовать мероприятия по повышению безопасности, если они не являются сложными или экономичными	Условия лицензии должны быть выполнены вскоре после лицензирования
MS (Modern Standart)	Современный стандарт	Не требуется никаких мероприятий	Выдача лицензии без каких-либо существенных условий

Мерой устраняемого (компенсируемого) дефицита безопасности энергоблока или эффективности конкретного мероприятия по модернизации является разница в положении на диаграмме безопасности подобласти с категорией безопасности, определенной до и после модернизации [2].

Границы разделения допустимых и недопустимых областей и подобластей состояний, являющиеся кривыми постоянного риска, проведены на основе следующих предположений [3]:

— защиты, в составе которых нет ни одной сильной линии S от последовательности событий, ведущих к обширному повреждению активной зоны M (A), считаются недопустимыми (NT);

— для защиты от последовательности событий, приводящих к авариям с разрушением активной зоны, требуется по крайней мере одна дополнительная слабая линия (W). Переход из любой менее устойчивой подобласти в более устойчивую;

— подтверждением взаимодействия подобластей TS и TL по всей оси последствий является требование на существование дополнительных защит, которые необходимы для обоснования эксплуатации в течение более длительного срока (TL). Эти дополнительные защиты необходимо спроектировать и внедрить в наиболее короткий срок (TS);

— если и после этого степень защиты не повысилась, то необходимо определить и внедрить дополнительные защиты, которые не являются сложными и чрезмерно дорогими, т.е. осуществить переход из менее устойчивой подобласти TL в более устойчивую подобласть MS по всей оси последствий.

Вышеприведенные предположения относительно вида диаграммы безопасности наряду с уточненными терминами и алгоритмом, сформулированными дополнительными критериями оценки, а также направления и объем дальнейших работ по адаптации методики к требованиям российских нормативных документов были обсуждены на семинаре, посвященном методам оценки безопасности АС [14]. В семинаре, организованном UK Department of Trade and Industry AEA Technology, приняли участие представители UK Nuclear Installations Inspectorate (NII), AWE, Госатомнадзора России и НТЦ ЯРБ, Росэнергоатома, Ленинградской АЭС. Оценка важности для безопасности каждого отступления от требований действующей нормативной документации является актуальной задачей как для Госатомнадзора России, так и для эксплуатирующих организаций. Одним из возможных способов проведения такой оценки может стать методика линий защиты (LoD). Дальнейшее развитие и адаптация методики целесообразны при определении ее потенциальных пользователей. Методика LoD может применяться как для целей Госатомнадзора России, так и эксплуатирующими организациями.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Гордон Б.Г., Чулкова Т.Ю. Методы экспертной поддержки лицензирования действующих АС. — ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2000, вып. 1, с. 51—57.
2. Васекин В.Н., Истомина Н.Н., Чулкова Т.Ю. Экспертная методика оценки безопасности эксплуатации энергоблоков АЭС. — Там же, с. 58—64.
3. Бава Д., Батчер П., Москалев А. и др. Рецензия на отчет по анализу безопасности Игналинской АЭС. Официальное резюме. Отчет RISKAUDIT № 74, январь 1997.
4. Holloway N.J., Butcher P.A. A defence in depth approach to safety assessment for RBMK reactors. Ignalina RSR Task 10. July 1995.
5. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. ОПБ-88/97, НП-001-97. — М., 1999.
6. Либманн Ж. Безопасность французских ядерных установок и методы ее анализа. Предварительный рабочий документ. Проект 1. IPSN, 1993.
7. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций. ПБЯ РУ АС-89, ПНАЭГ-1-024-90. — М., 1990.
8. Holloway N.J., Butcher P.A. Lines of defence analysis — guidebook and examples. Ignalina RSR Task 10. October 1995.
9. Рекомендации по углубленной оценке безопасности действующих энергоблоков атомных станций с реакторами типа ВВЭР и РБМК (ОУОБ АС). РБ Г-12-42-97. — М., 1997.
10. Воронин Л.М., Засорин Р.Е., Кайоль А. и др. Безопасность атомных станций. Справочник. EDF. — М.: Росэнергоатом, 1994.
11. Антропов В.Н., Истомина Н.Н., Чулкова Т.Ю. Расчет проектной аварии с потерей внешнего электропитания собственных нужд энергоблока. Процессы в РУ. Энергоблок 3 Смоленской АЭС. Отчет по НИР, НТЦ ЯРБ, инв. № 120-19/389, М., 2000.
12. Антропов В.Н., Истомина Н.Н., Чулкова Т.Ю. Расчет проектной аварии с отключением двух турбогенераторов. Процессы в РУ. Энергоблок 3 Смоленской АЭС. Отчет о НИР, НТЦ ЯРБ, инв. № 120-19/372, М., 2000.
13. Антропов В.Н., Истомина Н.Н., Чулкова Т.Ю. Расчет проектной аварии со снижением расхода теплоносителя в топливном канале максимальной мощности. Энергоблок 3 Смоленской АЭС. Отчет по НИР, НТЦ ЯРБ, инв. № 120-19/366, М., 2000.
14. Wicket T. Report of a meeting at Winfrith on methodical recommendations and methods used for NPP safety assessment, 25—27 October 2000. AEAT/RSMS/00879001/01 Issue 1. AEAT, November 2000.

Статья поступила в редакцию 2 июля 2001 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2001, вып. 3, с. 31—40.

ВОЗМОЖНЫЙ ПОДХОД К НОРМАТИВНОМУ ОБЕСПЕЧЕНИЮ УТИЛИЗАЦИИ АТОМНЫХ ПОДВОДНЫХ ЛОДОК

*О.М. Ковалевич, В.П. Шемпелев, А.Я. Шульгин,
НТЦ ЯРБ, 109280, Москва, ул. Автозаводская, 14/23*

Рассмотрен подход к использованию нормативных документов разных ведомств и различного уровня к процессу утилизации атомных подводных лодок (АПЛ), а также целесообразность проведения анализа заинтересованными организациями использования имеющихся нормативных документов на различных этапах технологического процесса утилизации АПЛ.

POSSIBLE APPROACH TO THE DEVELOPMENT OF REGULATORY AND LEGAL BASIS OF NUCLEAR SUBMARINES DECOMMISSIONING. O.M. KOVALEVICH, V.P. SHEMEPELEV, A.Y. SHULGIN. The paper considers approach to the use of regulatory documents of different levels and departments relevant to nuclear submarines (NS) decommissioning, as well as advisability for the organizations concerned to analyze the use of available regulatory documents at different stages of NS decommissioning process.

ВВЕДЕНИЕ

Утилизация выведенных из боевого состава ВМФ России атомных подводных лодок (АПЛ) стала национальной проблемой страны, к решению которой привлечены различные министерства, ведомства и организации. Серьезная заботченность этой проблемой существует и на международном уровне.

На прошедших в последние годы конференциях и семинарах по утилизации АПЛ, а также в ряде публикаций достаточно широко рассмотрены многочисленные аспекты этой проблемы: технические, экономические, экологические, обеспечения безопасности, правовые, нормативные и т.п.

Сложившаяся неустойчивая ситуация с обозначением на государственном уровне обязанностей и ответственности различных ведомств и организаций, привлеченных к решению этой проблемы, а также недостаток финансовых средств ставят действительно сложные вопросы. Однако формулируются также проблемы, которые порой излишне драматизируются.

Один из таких «навязчивых» вопросов — нормативно-правовое обеспечение процесса утилизации АПЛ. Так, если на конференции в 1995 г. [1] этот вопрос лишь затрагивался в одном-двух докладах, то на конференции в 1997 г. [2] ему было посвящено несколько отдельных сообщений. Особый интерес к этому вопросу был проявлен в 2001 г. на Международном семинаре «Экологические проблемы утилизации АПЛ», на котором данной тематике была отведена одна из четырех секций. Ранее подготовленный авторами материал был представлен на этом семинаре (в сжатой форме) в виде доклада [3].

Анализ представленных докладов показывает, что многие авторы вкладывают свой смысл в понятия правовая, нормативная, нормативно-техническая и другая документация, демонстрируя в ряде случаев приверженность к определенной ведомственной документации и нечеткое представление о формируемой в настоящее время в соответствии с Федеральным законом «Об использовании атомной энергии» иерархии нормативных документов.

В данной работе на основании обозначенных технологических этапов процесса утилизации АПЛ рассматриваются следующие вопросы:

- какие принципиальные требования по обеспечению ядерной, радиационной, экологической безопасности необходимы для каждого этапа;
- какие существующие системы нормативных документов позволяют (в той или иной степени) решать эти задачи;

- какие вопросы остаются открытыми;
- какие дополнительные нормативные документы необходимо разрабатывать.

Авторы не ставят задачу дать приоритет документам того или иного ведомства (Госатомнадзор РФ, Минздрав РФ, Минатом РФ, Минобороны РФ и т.п.). В настоящее время важно понять, какие этапы утилизации АПЛ могут быть обеспечены имеющимися нормативными документами, какие не обеспечены и что надо делать в первую очередь.

Вопрос гармонизации затрагиваемых документов разных ведомств должен стать следующей задачей.

ЗАДЕЙСТВОВАННЫЕ В РЕШЕНИИ ПРОБЛЕМЫ СТОРОНЫ

Правительством РФ приняты два постановления по данному вопросу [4, 5].

В постановлении [4] государственным заказчиком-координатором работ по комплексной утилизации АПЛ и надводных кораблей с ядерными энергетическими установками (НК с ЯЭУ) со снижением радиационной опасности в местах их дислокации, экологической реабилитации объектов ВМФ, связанных с временным хранением отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), твердых радиоактивных отходов (ТРО) и жидких радиоактивных отходов (ЖРО), определен Минатом РФ.

К решению данной проблемы привлечены также Минобороны РФ, Минэкономики РФ, Минфин России. Главным исполнителем работ определен Государственный российский центр атомного судостроения (ГРЦАС), а в части работ по ядерной и радиационной безопасности и экологической реабилитации объектов ВМФ — НИКИЭТ.

Обеспечение общей координации и финансирования работ по утилизации АПЛ и НК с ЯЭУ возложено на Минэкономики России.

Минатом России должен обеспечить:

- научно-техническое сопровождение работ по утилизации, обращению с ОЯТ, радиоактивными отходами (РАО) и длительному хранению одноотсечных блоков реакторных отсеков (РО);
- создание и эксплуатацию пункта долговременного хранения (ПДХ) одноотсечных блоков РО и захоронение РАО на своих объектах;
- вывоз и переработку ОЯТ;
- подготовку совместно с Минобороны и Минэкономики Постановления правительства РФ о порядке передачи береговых объектов, связанных с временным хранением ОЯТ и ТРО, плавтехбаз, а также утилизации ранее сформированных трех- и многоотсечных блоков РО;
- взаимодействие с российскими и иностранными инвесторами для привлечения внебюджетных средств.

Минобороны РФ обеспечивает:

- передачу АПЛ и НК с ЯЭУ главному исполнителю работ;
- содержание ранее сформированных трех- и многоотсечных блоков РО до принятия решения о передаче их на утилизацию;
- эксплуатацию объектов, связанных с временным хранением ОЯТ и ТРО береговых технических баз (БТБ), до передачи этих объектов Минатому РФ;
- ядерную и радиационную безопасность АПЛ и НК с ЯЭУ, выведенных из состава ВМФ, до их передачи на утилизацию предприятиям промышленности;
- эксплуатацию плавучих технических баз (ПТБ) до замены экипажей на гражданский персонал.

ГРЦАС осуществляет:

- ввод в эксплуатацию площадок для временного хранения контейнеров с ОЯТ и ТРО;

- строительство и ввод в эксплуатацию площадок временного хранения одноотсечных блоков РО;
- прием АПЛ и НК с ЯЭУ с одновременной заменой экипажей на гражданский персонал;
- выгрузку ОЯТ из ядерных реакторов АПЛ и НК с ЯЭУ, его загрузку в контейнеры двойного назначения и временное хранение;
- вырезку, формирование и временное хранение одноотсечных блоков РО;
- сбор, временное хранение и отправку на объекты Минатома РФ ТРО для их захоронения;
- сбор и переработку ЖРО.

Постановлением [5] правительство утвердило Положение о лицензировании деятельности по использованию атомной энергии в оборонных целях.

Лицензирование деятельности по использованию радиоактивных материалов при проведении работ по использованию атомной энергии в оборонных целях, согласно приложению (всего 32 вида работ), возложено на Минатом РФ, а государственный надзор за ядерной и радиационной безопасностью — на Минобороны России.

Положения этих постановлений обозначили организационные моменты решения проблемы, но не внесли ясности в нормативно-правовую сторону ее реализации. С точки зрения ядерной и радиационной безопасности, утилизация АПЛ — это вопросы обращения с ОЯТ и РАО, включая длительное хранение (захоронение) радиоактивных отходов, которыми в целом по стране с точки зрения регулирования этого процесса занимаются Госатомнадзор РФ и Минздрав РФ, обладающие значительной нормативной базой.

Минобороны РФ в лице надзорного органа за объектами использования атомной энергии военного назначения (Управление государственного надзора за ядерной и радиационной безопасностью МО РФ) также считает необходимым создание эффективно действующей законодательной и нормативно-правовой базы, так как в процессе проведения утилизации АПЛ возникло много нерешенных и проблемных вопросов, требующих нормативно-правового регулирования и незамедлительного решения. Один из главных, по их мнению, вопросов — отсутствие документов федерального уровня по утилизации АПЛ и возложение на ВМФ несвойственных для него функций по комплексной утилизации АПЛ и обращению с ОЯТ и РАО (см., в частности, [2] и [6]).

ЭТАПЫ РАБОТ ПО УТИЛИЗАЦИИ АПЛ

Этапы работ, связанные с утилизацией АПЛ, уже имеют определенный практический задел и описаны достаточно полно. Это относится как к выполняемым способам утилизации, так и к предлагаемым альтернативным подходам и способам утилизации [1, 2]. Основные положения утилизации изложены в стандарте [7], хотя практика утилизации уже требует переработки этого документа.

Этапы технологического процесса утилизации АПЛ, основные назначенные и фактические исполнители и надзорные органы на настоящий момент представлены в таблице.

ВИДЫ ПОТЕНЦИАЛЬНОЙ ОПАСНОСТИ НА РАЗЛИЧНЫХ ЭТАПАХ РАБОТ ПО УТИЛИЗАЦИИ

Потенциальная опасность списанных АПЛ (как и любого другого ядерного объекта) сводится к возможности ядерной аварии с топливом и радиационной опасности для персонала, населения и окружающей среды при различных операциях, включая захоронение радиоактивных отходов.

Этапы утилизации АПЛ

Номер п.п.	Этапы подготовки к утилизации и технологического процесса утилизации АПЛ	Исполнитель		Надзорный орган
		постановление № 518	фактически	
1	Вывод АПЛ из боевого состава ВМФ		ВМФ	УГН ЯРБ МО РФ
2	Отстой АПЛ, выведенных из боевого состава ВМФ, до их передачи на утилизацию. Содержание ранее сформированных трех- и многоотсечных блоков с РО до передачи на утилизацию	ВМФ	ВМФ	УГН ЯРБ МО РФ
3	Прием-передача АПЛ от ВМФ исполнителю работ с заменой экипажа на гражданский персонал	ГРЦАС, ВМФ	ГРЦАС, ВМФ (пока без замены экипажа)	УГН ЯРБ МО РФ
4	Выгрузка неповрежденного ОЯТ	ГРЦАС	ВМФ (иногда с РТП «Атом-флот»)	УГН ЯРБ МО РФ
5	Выгрузка поврежденных активных зон	ГРЦАС	ГРЦАС, ВМФ	УГН ЯРБ МО РФ, ГАН РФ
6	Временное хранение и транспортирование неповрежденного ОЯТ (морем)	ГРЦАС	ВМФ	УГН ЯРБ МО РФ
7	Временное хранение и транспортирование поврежденного ОЯТ	ГРЦАС	Не установлен	Не установлен
8	Вырезка, формирование блоков РО (по различным вариантам)	ГРЦАС	ГРЦАС	ГАН РФ
9	Транспортирование РО (трехотсечного блока) к месту временного хранения	ГРЦАС	ВМФ	УГН ЯРБ МО РФ, ГАН РФ
10	Временное хранение РО в пункте временного хранения	ГРЦАС	ГРЦАС	УГН ЯРБ МО РФ
11	Создание и эксплуатация ПДХ РО и длительное хранение РО	Минатом РФ	Не установлен	ГАН РФ
12	Обращение с РАО при утилизации АПЛ	ГРЦАС	ГРЦАС/ВМФ	ГАН РФ, УГН ЯРБ МО
13	Экологическая обстановка в местах утилизации и хранения АПЛ	—	Не установлен	Не установлен

Рассмотрим коротко специфические моменты потенциальной опасности на каждом этапе.

Этап 1. Выведенные из боевого состава ВМФ АПЛ размещены в пунктах временного хранения на плаву. Из большинства этих АПЛ не выгружены активные зоны (АЗ), требуется поддержание ядерной безопасности и в течение ограниченного времени (обычно не превышающего года) — отвод остаточного тепла. Должны быть решены задачи обеспечения их взрывопожаробезопасности, непотопляемости, а также физической защиты ОЯТ.

Этап 2. Длительное ожидание АПЛ утилизации в отстое требует выполнения дополнительных мероприятий по обеспечению безопасного хранения на плаву и обеспечения их непотопляемости, особенно для АПЛ первого поколения.

Транспортирование таких АПЛ на предприятия промышленности без использования плавучих доков небезопасно [2].

Этап 3. Передача АПЛ от ВМФ исполнителю осуществляется после выполнения силами ВМФ, согласно стандарту [7], следующих мероприятий:

— полного расхолаживания ЯЭУ;

— выгрузки АЗ реакторов и сорбентов из фильтров активности, взрывопожароопасных и горючих материалов;

— стравливания газа из баллонов системы газов высокого давления и воздуха из баллонов вакуумирования;

— очистки топливных и масляных цистерн и трубопроводов;

— радиометрического обследования, дезактивации загрязненных радиоактивными веществами (РВ) помещений и оборудования.

Этап 4. Выгрузка неповрежденного ОЯТ. Наиболее потенциально опасная операция, которая, согласно [7], должна выполняться силами ВМФ либо с привлечением предприятия до подписания акта о передаче АПЛ на утилизацию.

По Постановлению правительства № 518, эту операцию должен осуществлять ГРЦАС, но до настоящего времени не готов ее выполнять.

Этап 5. Выгрузка поврежденных активных зон требует разработки специальных проектов и технологий, поэтому силами ВМФ не выполнялась. Это может быть под силу специализированному предприятию ГРЦАС при выполнении специальных мер безопасности (см., например, [8]).

Этап 6. Временное хранение и транспортирование ОЯТ из неповрежденных АЗ в настоящее время решается силами ВМФ. ОЯТ выгружается из реакторов ЯЭУ АПЛ и хранится на ПТБ с последующей отправкой на ПО «Маяк» в контейнерах ТУК-18.

Этап 7. Временное хранение и транспортирование поврежденного ОЯТ, не подлежащего переработке на ПО «Маяк», — вопрос, требующий специального решения.

Этап 8. Вырезка и формирование блоков РО. Выполняется после выгрузки АЗ и приведения ЯЭУ в безопасное состояние по различным вариантам: размещение одноотсечных блоков РО на специально подготовленных площадках (пока не реализуемый вариант), трех- и многоотсечных блоков РО на плаву. В дальнейшем ранее сформированные трех- и многоотсечные блоки РО подлежат дальнейшей утилизации. Основная проблема — работа персонала с загрязненным оборудованием.

Этапы 9 и 10. Транспортирование блоков РО к месту временного хранения и временное хранение производится в акваториях, которые обслуживаются силами ВМФ. Транспортирование блоков с реакторными отсеками осуществляется ВМФ. Блоки с РО в настоящее время хранятся на плаву, обеспечение их безопасности осуществляется силами ВМФ.

Этап 11. Создание и эксплуатация ПДХ РО и долговременное хранение блоков РО возложены на Минатом, и на сегодняшний день эта проблема не решена. Основная задача — сохранность РО в течение длительного времени и возможное загрязнение местности.

Этап 12. Обращение с РАО при утилизации должно осуществляться ГРЦАС с передачей РАО на полигоны Минатома России, что в настоящее время выполняется совместно с ВМФ России.

Этап 13. Экологическая обстановка в местах утилизации и хранения радиоактивных отходов от АПЛ связана с общей проблемой хранения и захоронения радиоактивных отходов от всего ядерного комплекса страны, но имеет свои специфические особенности, обусловленные возможностью радиоактивного загрязнения морских акваторий.

Основные технические проблемы на указанных этапах сводятся к следующим задачам:

1) удержание на плаву списанной АПЛ, ее частей при разделке на отсеки (блоки) и транспортирование к месту хранения/захоронения;

2) обеспечение ядерной безопасности во время отстоя АПЛ, выгрузки ОЯТ, отработавшего ядерного топлива, не подлежащего переработке, включая поврежденное ядерное топливо;

3) обеспечение радиационной безопасности при освобождении АПЛ от накопившихся во время эксплуатации радиоактивных отходов;

- 4) радиационная безопасность персонала при разделке АПЛ на отсеки;
- 5) хранение и транспортирование выгруженного ОЯТ;
- 6) обращение с радиоактивными отходами после разделки АПЛ;
- 7) предотвращение загрязнения морских акваторий и океанов радиоактивными отходами.

ВИДЫ НОРМАТИВНО-ТЕХНИЧЕСКОЙ ДОКУМЕНТАЦИИ

Известны высказывания об отсутствии нормативно-технической документации для реализации процесса утилизации АПЛ. Представляется целесообразным обсудить, какая нормативная документация требуется для регулирования вышеизложенных потенциально опасных видов деятельности.

Определенные этапы данной проблемы подпадут под действие Федерального закона «Об использовании атомной энергии».

Данный закон декларирует установление федеральных норм и правил по безопасному использованию атомной энергии, выполнение которых обязательно при осуществлении любого вида деятельности в области использования атомной энергии.

Перечень указанных федеральных норм и правил, а также изменения в указанный перечень и дополнения к нему утверждаются правительством Российской Федерации, порядок разработки и утверждения этих правил и норм также утверждается правительством.

В настоящее время Госатомнадзор РФ совместно с Минздравом РФ, Госгортехнадзором РФ и МВД РФ (пожарная безопасность) разработал и утвердил первоочередной перечень федеральных правил, составляющих несколько десятков документов. Подготовлен перечень федеральных документов для последующей разработки. Прямое отношение к проблеме имеют следующие действующие Федеральные законы:

- «Об использовании атомной энергии»;
- «О радиационной безопасности населения»;
- «Об охране окружающей природной среды»;
- «О защите населения и территорий от чрезвычайных ситуаций природного и техногенного характера»;
- «Об экологической экспертизе»;
- «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения».

Федеральные законы, рассматриваемые в Государственной Думе Российской Федерации:

- «Об обращении с радиоактивными отходами»;
- «Об утилизации военных объектов»;
- «О гражданско-правовой ответственности эксплуатирующих организаций за причинение ядерного вреда и ее финансовом обеспечении»;
- «По страхованию персонала».

Законы, федеральные нормы и правила — только верхняя часть нормативно-правовой базы регулирования безопасного использования атомной энергии. В иерархической системе нормативных документов Госатомнадзора РФ под федеральными нормами и правилами, кроме так называемых руководящих документов, определяющих процедуру взаимодействия с заявителем и обладателем лицензии на тот или иной вид деятельности, существует утвержденная Госатомнадзором РФ обширная серия руководств по безопасности по различным направлениям. Задача этих руководств — показать видение возможного решения технических задач, не исключая при этом возможность других решений, если они будут признаны правомерными.

Кроме того, взаимодействуя с Минатомом РФ по различным видам ядерных установок, предприятий ядерного топливного цикла, радиоактивных источников, по обращению с радиоактивными отходами и т.п., Госатомнадзор РФ использует в своей

регулирующей деятельности отраслевые документы Минатома РФ. Аналогичная ситуация с ведомственными документами Минздрава РФ, обслуживающего санитарно-гигиенические аспекты Минатома РФ. Требуется качественно наладить взаимодействие указанных ведомств с Минобороны РФ и Россудостроением, что особенно важно для решения рассматриваемой проблемы. Комплекс ведомственных нормативно-правовых и нормативно-технических документов Россудостроения по проблеме уже в значительной части разработан [9].

Поэтому нет оснований голословно утверждать, что нормативно-правовая база утилизации АПЛ в основном отсутствует. Необходимо разобраться в возможности использования уже имеющихся документов, независимо от ведомственной ответственности за проведение данного этапа работ и принадлежности подходящего для регулирования этого вида деятельности документов.

В частности, НТЦ ЯРБ Госатомнадзора РФ разработал для ОАО «ММП» ФНП «Общие правила обеспечения безопасности ЯЭУ судов» (НП-022-2000), «Требования к отчету по обоснованию безопасности ЯЭУ судов» (НП-023-2000), «Правила ядерной безопасности судов с ЯЭУ» (НП-029-01), разработана окончательная редакция проекта ФНП «Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации ЯЭУ судов», разработано руководство по безопасности «Обеспечение безопасности при обращении с РАО судов и иных плавсредств с ядерными реакторами и радиационными источниками» (РБ-010-2000) и т.п.

В определенной степени эти документы могут быть использованы при утилизации АПЛ, выводе из эксплуатации ЯЭУ АПЛ после передачи их промышленности и замене экипажа на гражданский персонал.

В рамках данной работы не представляется возможным перечислить все документы, которые можно использовать для решения этой проблемы.

Для решения проблемы обращения с РАО, включая их захоронение, Госатомнадзор РФ совместно с Минатомом РФ и Минздравом РФ разрабатывает концепцию нормативных документов и уже имеется более десяти соответствующих нормативных документов.

В данной работе рассматривается нормативная документация, по которой регулирующей орган контролирует решение необходимых технических задач. Разработка проектно-конструкторской документации, которую иногда называют нормативно-технической [6], касающейся проектно-конструкторской, технологической и организационной деятельности предприятия по конкретной задаче, хотя не безразлична органу регулирования, но к вопросам данной работы отношения не имеет. Это задача промышленности, и без ее решения вообще не может начинаться любое дело.

Минздрав РФ имеет десятилетиями накопленный опыт работы с радиоактивностью в различных областях и с различными видами работ и материалов, поэтому не понятно наличие принципиальных трудностей в нормировании работ по надлежащей защите персонала от радиоактивного загрязнения. Вероятно, есть неопределенность в загрязнении радиоактивными веществами морских акваторий и прибрежных территорий. Рамки работы не позволяют перечислить все возможные к использованию документы, но основные имеются в [10, 11].

В настоящее время в России существуют два не связанных между собой надзорных органа за ядерной и радиационной безопасностью: Управление государственного надзора за ЯРБ Минобороны (объекты использования атомной энергии военного назначения) и Госатомнадзор России (объекты гражданского назначения).

Так как Федеральный закон «Об использовании атомной энергии» на сегодняшний день не распространяется на объекты военного назначения, соответственно нет и ФНП и РБ (1-й и 2-й уровень документов) по этой проблеме.

Управление ЯРБ Минобороны РФ руководствуется военными документами (руководствами) и нормативно-технической документацией (3-й уровень).

Возможно, на этапе эксплуатации АПЛ этого достаточно. Однако после передачи АПЛ представителям промышленности, реализующим проект утилизации АПЛ (в том числе вывод из эксплуатации ЯЭУ с одновременной заменой экипажа на гражданский) необходимо руководствоваться документами федерального уровня.

ВОЗМОЖНОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ ЗАДАЧ УТИЛИЗАЦИИ АПЛ НОРМАТИВНЫМИ ДОКУМЕНТАМИ РАЗЛИЧНЫХ ВЕДОМСТВ

Рассмотрим кратко действующие нормативные документы различных ведомств, которые возможно использовать уже сейчас, а по каким требуется дополнительная проработка.

Задача 1 (Удержание объекта на плаву). Этот вопрос вне компетенции разработчиков нормативно-правовой базы в области ядерной и радиационной безопасности.

Задача 2. Создание атомного подводного флота начиналось с решения этих вопросов, поэтому нет возможности перечислить все имеющиеся документы в Минатоме РФ, Минобороны РФ и Госатомнадзоре РФ. Имевшие место аварии при выгрузке ядерного топлива из АПЛ скорее следует отнести к недостаточной квалификации персонала, чем к отсутствию нормативной базы. Отметим, что к этой проблеме относится и эксплуатация гражданских атомных судов. Госатомнадзор имеет значительный опыт организации надзора, в том числе и при чрезвычайных ситуациях.

Задача 3. Персонал многочисленных ядерных объектов, включая атомные станции, имеет значительный опыт по обращению с радиоактивными отходами при нормальной эксплуатации и при аварийных выходах. Поэтому программа разработки системы нормативных документов по РАО сможет закрыть практически все вопросы и для АПЛ.

Задача 4. Радиационная безопасность персонала, обслуживающего ядерные установки, также не является новой проблемой. Напомним о регулярно проводящихся на каждом блоке АС планово-предупредительных работах (ППР), в которых персоналу приходится обследовать и ремонтировать загрязненное оборудование и налажена целая система контроля за непереоблучаемостью персонала, тем более в условиях снижения допустимых дозовых нагрузок на персонал с 5 до 3 сЗв.

Задача 5. Проблема хранения и транспортирования ОЯТ с АПЛ мало отличается от такой же проблемы на АС, и поэтому не рассматриваются нормативные документы по хранилищам и транспортным контейнерам для перевозки.

Задача 6. Обращению с радиоактивными отходами любого вида посвящена особая программа. Возможно, есть специфические особенности из-за больших размеров блоков РО и их хранения на плаву, что требует дополнительных проработок.

Задача 7. Предотвращение загрязнения морских акваторий и близлежащих территорий — серьезная задача и, прежде всего, в международном плане, хотя ряд опубликованных докладов [1, 2] о затонувших АПЛ и намеренно затопленных активных зонах высказывают оптимизм. Необходимо учитывать, что к этому вопросу обращено пристальное внимание близлежащих государств и наших доказательств и единоличных волевых решений не достаточно.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Проведен анализ возможности использования нормативно-правовой документации различных областей использования атомной энергии при утилизации списанных АПЛ. Показано, что для регулирования процесса утилизации АПЛ в значительной степени может быть использована нормативная документация из других областей использования атомной энергии вне зависимости от ведомственной принадлежности.

2. Признается целесообразным внесение большей ясности в распределение обязанностей между различными ведомствами и организациями как непосредственно в технологическом процессе утилизации АПЛ, так и в организации надзора за данной деятельностью.

3. Представляется полезным создать группу специалистов из заинтересованных ведомств и организаций для создания конкретного перечня возможного использования действующих и разрабатываемых нормативных документов различных ведомств, действовавших в утилизации АПЛ, а также для обозначения отдельных нерешенных вопросов.

4. Предлагается организовать под руководством НТЦ ЯРБ с привлечением специалистов Управления государственного надзора за ядерной и радиационной безопасностью Минобороны РФ и институтов научной поддержки Минатома РФ, Россудоостроения и Минздрава РФ разработку следующих нормативных документов:

— ФНП «Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации ЯЭУ АПЛ, переданных промышленности на комплексную утилизацию»;

— РБ «Обеспечение безопасности при обращении с ОЯТ и РАО АПЛ, переданных промышленности на комплексную утилизацию»;

— РБ «Требования к отчету по обоснованию безопасности пунктов долговременного хранения блоков с РО АПЛ»;

— ФНП «Типовое содержание плана мероприятий по защите работников судостроительных (ремонтных) предприятий в случае аварии на ЯЭУ строящихся, ремонтирующихся и утилизируемых АПЛ (НК, атомных судов)»;

— ФНП «Требования к составу комплекта и содержанию документов, обосновывающих обеспечение ядерной и радиационной безопасности при выводе из эксплуатации АПЛ, переданных промышленности на комплексную утилизацию».

Предлагаемые сроки разработки документов 2002—2004 гг.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Проблемы вывода из эксплуатации и утилизации атомных подводных лодок. — В кн.: Матер. Межд. научного сем. РАН/НАТО, Москва, 1995/Под ред. А.А. Саркисова. — М.: КомТех, 1999. — 463 с.
2. Анализ рисков, связанных с выводом из эксплуатации, хранением и утилизацией атомных подводных лодок. — Там же, 536 с.
3. Ковалевич О.М., Гаврилов С.Д., Егоров Ю.В. и др. Нормативно-правовые основы обеспечения ядерной, радиационной и экологической безопасности утилизации российских АПЛ: состояние и перспективы. — В кн.: Тр. Межд. научного семинара, Северодвинск, 2001 (в печати).
4. Постановление правительства РФ от 28 мая 1998 г. № 518 «О мерах по ускорению утилизации АПЛ и надводных кораблей с ЯЭУ, выведенных из состава ВМФ, и экологической реабилитации радиационно опасных объектов».
5. Постановление правительства РФ от 20 июня 2000 г. № 471 «Об утверждении Положения о лицензировании деятельности по использованию радиоактивных материалов при проведении работ по использованию атомной энергии в оборонных целях».
6. Перечень и график разработки (корректировки) нормативно-технических документов, обеспечивающих полное высвобождение ВМФ от обслуживания АПЛ и НК с ЯЭУ, выведенных из состава флота и передаваемых в промышленность на утилизацию, № НЯДИ.222.0084, 1999. — 5 с.
7. ГОСТ РВ 50811-95. Утилизация кораблей и судов ВМФ. Основные положения. Введ.01.01.96. — М.: Изд-во стандартов, 1995. — 9 с.
8. Горигледжан Е.А. Методы и способы обеспечения экологической безопасности при утилизации АПЛ с аварийными реакторными отсеками. — В кн.: Тр. Межд. научного семинара, Северодвинск, 2001 (в печати).
9. Никишин Г.Д., Цубанников А.И. Разработка нормативной документации по обеспечению ядерной и радиационной безопасности при утилизации АПЛ. — Там же.
10. СП 2.6.1.758-99. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99). — 41 с.
11. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99).

Статья поступила в редакцию 20 июля 2001 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2001, вып. 3, с. 41—49.

ПРОГРАММА MCU-RFFI/A С БИБЛИОТЕКОЙ КОНСТАНТ DLC/MCUDAT-1.0

Кратко описана программа MCU-RFFI/A, предназначенная для решения уравнения переноса нейтронов методом Монте-Карло на основе оцененных ядерных данных для систем с произвольной трехмерной геометрией, без упрощения физической и геометрической моделей рассчитываемых объектов.

CODE MCU-RFFI/A WITH THE NUCLEAR DATA LIBRARY DLC/MCUDAT-1.0. There is shortly described MCU-RFFI/A code intended to solve neutron transport equations by the Monte-Carlo method using evaluated nuclear data. The systems with arbitrary three-dimensional geometry are calculated without simplification in physical and geometrical models of the calculated objects.

1. НАЗВАНИЕ ПРОГРАММЫ

MCU-RFFI/A

2. ЭВМ

Программа разработана как машинно-независимая. Она апробирована на процессорах, программно совместимых с Pentium.

3. ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Программа рассчитывает функционалы потока нейтронов для трехмерных систем с произвольной геометрией, в частности, эффективный коэффициент размножения и скорости реакций.

Методом Монте-Карло с использованием оцененных ядерных данных и с детальным описанием законов взаимодействия нейтронов с веществом, без упрощений в описании геометрии решается однородное уравнение переноса нейтронов с учетом различных граничных условий: утечка через внешнюю поверхность, белое и зеркальное отражение, трансляционная симметрия, поворотная симметрия. Кроме того, можно вычислять функционалы потока нейтронов для конечных и бесконечных неоднородных гетерогенных решеток с трансляционной симметрией и с утечкой, заданной вектором баклинга, в частности, решать задачу об асимптотической решетке (проблема Бенуа).

Основные области применения:

- оценка ядерной безопасности объектов ядерной энергетики;
- верификация нейтронных констант;
- расчет нейтронно-физических характеристик (НФХ) различных типов ядерных реакторов;
- верификация инженерных программ расчета НФХ ядерных реакторов.

4. МЕТОД РЕШЕНИЯ

Для решения однородного кинетического уравнения используются традиционные аналоговые методы Монте-Карло в приближении постоянного числа нейтронов M , задаваемого пользователем, в поколениях. Решение в этом приближении сходится к точному при увеличении M .

При моделировании историй нейтронов программа позволяет использовать непрерывное, поточечное и ступенчатое описание зависимости сечений от энергии, учитывать эффекты непрерывного изменения энергии при столкновениях.

Программа MCU-RFFI/A позволяет рассчитывать трехмерные системы практически любой сложности. Система представляется как объединение однородных геометрических зон, каждая из которых описывается как булевская комбинация набора простых тел (метод комбинаторной геометрии). В распоряжении пользователя имеются

19 типов тел (цилиндры, конус, шар, параллелепипеды и т.п.). Описание геометрии систем, содержащих регулярно повторяющиеся элементы, облегчается методами размножения, позволяющими задать повторяющийся элемент только один раз. Для систем, содержащих элементы со сложной внутренней структурой, существует возможность их многоуровневого иерархического описания. Иерархичность задания геометрии уменьшает объем задаваемой информации и снижает требования к объему оперативной памяти компьютера. Правильный учет симметрии и краевых условий также облегчает задание геометрии.

Специальный алгоритм позволяет учитывать эффекты двойной гетерогенности, когда тепловыделяющие элементы состоят из десятков тысяч микротвэлов.

Каждой геометрической зоне пользователь приписывает атрибуты: номер материала, номер регистрационной зоны (произвольное объединение геометрических зон из одинаковых материалов), номер регистрационного объекта (например, ячейка или кассета) и т.п. Эти атрибуты могут генерироваться автоматически с использованием минимальной информации, задаваемой пользователем.

Для проверки входных данных, описывающих геометрию моделируемой системы, можно визуализировать изображение заданной системы в виде плоских сечений с последовательным изображением материальных зон, регистрационных зон и объектов. Выбор сечений и типов областей устанавливается пользователем в интерактивном режиме.

Рассчитываются следующие величины: коэффициент размножения нейтронов; эффективная доля запаздывающих нейтронов; набор малогрупповых констант (включая коэффициенты диффузии) и потоки нейтронов для регистрационных объектов; скорости ядерных реакций для отдельных нуклидов и их смесей в заданных пространственно-энергетических интервалах.

Пространственные интервалы — это регистрационные зоны, регистрационные объекты или система в целом. Границы энергетических интервалов задаются пользователем.

Для расчета коэффициента размножения нейтронов используются оценки по числу столкновений, числу поглощений и комбинированные оценки. Остальные функционалы вычисляются с помощью оценок по столкновениям или по длине пробега в зоне.

Точность расчета задач на критичность методом Монте-Карло ограничена, в основном, точностью используемых библиотек ядерных данных.

Расчеты могут проводиться с использованием спектра деления мгновенных и запаздывающих нейтронов. В быстрой энергетической области учитывается анизотропия упругого рассеяния в системе центра масс, имеется возможность проводить моделирование неупругих столкновений с учетом законов, содержащихся в файлах оцененных нейтронных данных.

В области неразрешенных резонансов сечения вычисляются по подгрупповым параметрам или с использованием f -факторов Бондаренко. В области разрешенных резонансов допускается как подгрупповое, так и поточечное описание сечений. Сечения наиболее важных нуклидов описываются «бесконечным» числом точек, так как при моделировании в каждой энергетической точке они вычисляются по резонансным параметрам. Такая схема позволяет проводить расчеты непосредственно с использованием данных по резонансным параметрам без предварительной подготовки таблиц сечений и оценивать температурные эффекты через аналитические зависимости сечений от температуры.

Моделирование столкновений в области термализации проводится по выбору пользователя либо в многогрупповом транспортном приближении, либо по модели непрерывного изменения энергии с учетом корреляций между изменением энергии и угла при рассеянии. В обоих случаях учитываются химические связи, тепловое движение ядер, а для упругого рассеяния и когерентные эффекты.

Константное обеспечение программы MCU-RFFI/A составляет банк нейтронно-физических данных DLC/MCUDAT-1.0, состоящий из следующих разделов:

— ACE — библиотека поточечно представленных нейтронно-физических констант, получаемых при помощи программы NJOY из файлов оцененных ядерных данных;

— БНАБ/MCU' — расширенная и модифицированная версия 26-групповой системы констант БНАБ-78;

— LIPAR — резонансные параметры в области разрешенных резонансов;

— ТЕПКОН — многогрупповые сечения в области термализации;

— ВЕСТА — библиотека для моделирования столкновений нейтронов с ядрами с учетом непрерывного изменения энергии нейтронов в области термализации, заданная в форме вероятностных таблиц, полученных из законов рассеяния $S(\alpha, \beta)$.

DLC/MCUDAT-1.0 содержит информацию для 131 изотопа (см. таблицу).

Содержание библиотеки DLC/MCUDAT-1.0

Номер	Изотоп	Номер	Изотоп	Номер	Изотоп
1	1-H-1	45	54-Xe-131	89	72-Hf-178
2	1-H-2	46	54-Xe-135	90	72-Hf-179
3	2-He-3	47	55-Cs-133	91	72-Hf-180
4	2-He-4	48	56-Cs-134	92	73-Ta
5	3-Li-6	49	56-Cs-135	93	73-Ta-181
6	3-Li-7	50	59-Pr-141	94	74-W
7	4-Be	51	60-Nd-143	95	74-W-180
8	5-B-10	52	60-Nd-145	96	74-W-182
9	5-B-11	53	61-Pm-147	97	74-W-183
10	6-C	54	61-Pm-148m	98	74-W-184
11	7-N	55	61-Pm-149	99	74-W-186
12	8-O	56	62-Sm-149	100	75-Re
13	9-F	57	62-Sm-150	101	79-Au
14	11-Na	58	62-Sm-151	102	82-Pb
15	12-Mg	59	62-Sm-152	103	83-Bi
16	13-Al	60	63-Eu	104	90-Th-232
17	14-Si	61	63-Eu-151	105	91-Pa-233
18	17-Cl	62	63-Eu-153	106	92-U-233
19	19-K	63	63-Eu-154	107	92-U-234
20	20-Ca	64	63-Eu-155	108	92-U-235
21	22-Ti	65	64-Gd	109	92-U-236
22	23-V	66	64-Gd-152	110	92-U-238
23	24-Cr	67	64-Gd-154	111	93-Np-237
24	25-Mn-55	68	64-Gd-155	112	93-Np-239
25	26-Fe	69	64-Gd-156	113	94-Pu-238
26	27-Co	70	64-Gd-157	114	94-Pu-239
27	28-Ni	71	64-Gd-158	115	94-Pu-240
28	29-Cu	72	64-Gd-160	116	94-Pu-241
29	31-Ga	73	66-Dy	117	94-Pu-242
30	36-Kr-83	74	66-Dy-156	118	95-Am-241
31	39-Y	75	66-Dy-158	119	95-Am-242m
32	40-Zr	76	66-Dy-160	120	95-Am-243
33	41-Nb-93	77	66-Dy-161	121	96-Cm-242
34	42-Mo	78	66-Dy-162	122	96-Cm-243
35	42-Mo-95	79	66-Dy-163	123	96-Cm-244
36	43-Tc-99	80	66-Dy-164	124	96-Cm-245
37	44-Rh	81	68-Er	125	96-Cm-246
38	44-Ru-101	82	68-Er-166	126	96-Cm-247
39	45-Rh-103	83	68-Er-167	127	96-Cm-248
40	45-Rh-105	84	68-Er-168	128	98-Cf-252
41	46-Pd-105	85	72-Hf	129	осколки ^{233}U
42	47-Ag-109	86	72-Hf-174	130	осколки ^{235}U
43	48-Cd	87	72-Hf-176	131	осколки ^{239}Pu
44	48-Cd-113	88	72-Hf-177		

5. ОГРАНИЧЕНИЯ СЛОЖНОСТИ ЗАДАЧИ

Принципиальных ограничений по сложности моделируемых систем программа не имеет.

Однако (в силу специфики методов Монте-Карло при расчете больших энергетических реакторов и слабосвязанных систем) пользователь должен быть крайне осторожен и руководствоваться при задании управляющих параметров программы и интерпретации результатов методическими указаниями авторов программы. Неправильное задание этих параметров, как широко известно из литературы, может привести к неверным результатам.

6. ТИПИЧНОЕ ВРЕМЯ СЧЕТА

Время счета зависит от выбранной пользователем физической модели, сложности геометрии моделируемой системы и необходимой статистической погрешности оцениваемых функционалов.

7. ОСОБЕННОСТИ ПРОГРАММЫ

Программа MCU-RFFI/A разработана в рамках проекта MCU.

Проект включает в себя развитие пакета программ MCU для решения уравнения переноса частиц различного типа методом Монте-Карло, создание и адаптацию различных библиотек констант, разработку программ для работы с ними, проведение верификации программ и констант на основе сравнения с данными экспериментов.

Пакет MCU представляет собой набор модулей, из которых komponуются специализированные программы для решения различных прикладных задач. В архитектуре пакета заложена возможность компоновки специализированных программ путем использования альтернативных модулей из библиотеки пакета. Примерами таких программ являются близкие по своему назначению, но отличающиеся по надежности и ряду возможностей программы MCU-RFFI и MCU-RFFI/A.

Модуль — это совокупность подпрограмм, имеющих строго определенные архитектурой пакета функциональное назначение и интерфейс. По своему назначению модули подразделяются на следующие типы: У — управляющие; Т — транспортные, Ф — физические; Г — геометрические; Р — регистрационные; И — источников, О — оборудования.

Кроме того, пакет включает в себя препроцессор для сборки рабочих программ (РП) по названиям модулей разных типов, задаваемых при установке РП на конкретную ЭВМ с учетом заказа пользователя.

Сборка РП осуществляется по формуле

$$РП = У + Т + Ф + Р + Г + И + О,$$

где У, Т, Ф, Р, Г, И, О — названия конкретных модулей соответствующих типов.

Задание имен модулей препроцессору определяет ту или иную схему решения задачи. Все модули одинакового типа в пакете взаимозаменяемы.

Исходные текстовые файлы модулей записаны на входном языке препроцессора, который перед трансляцией модулей и сборкой программы генерирует текстовые файлы на языке Фортран-77.

Каждая рабочая версия программы MCU-RFFI/A для конкретной ЭВМ и установленной на ней операционной системы генерируется из модулей пакета MCU с использованием его препроцессора. Параметры, определяющие объем памяти, необходимой для решения некоторого класса задач, задаются пользователем при генерации программы с учетом их сложности.

Программа MCU-RFFI/A полностью включает все возможности программы MCU-RFFI и имеет следующие дополнения:

- существенно расширена библиотека констант;
- добавлен новый раздел ACE в библиотеку констант и, соответственно, добавлен новый подмодуль физического модуля, что позволяет проводить более детальное исследование быстрой части спектра;
- кроме устаревшего геометрического модуля SCG поставляется альтернативный модуль NCG, который позволяет задавать иерархическое описание системы, что позволяет производить расчеты реакторов в целом;
- обеспечена возможность одновременно производить генерацию нескольких рабочих программ, отличающихся разными вариантами геометрического модуля и теплового подмодуля физического модуля;
- расширены возможности программы-визуализатора, в частности, есть возможность получать черно-белые изображения в виде стандартных графических файлов WINDOWS (файлы типа BMP).

8. ВСПОМОГАТЕЛЬНЫЕ И СОПУТСТВУЮЩИЕ ПРОГРАММЫ

Для модификации библиотек констант тепловых нейтронов ТЕПКОН и ВЕСТА используются разработанные в рамках проекта MCU программы ТЕРМАС и СТЕНЬ.

9. СОСТОЯНИЕ ПРОГРАММЫ

Программа депонирована в ОФАП-ЯР в марте 1996 г. (инв. № 388 ОФАП-ЯР) и аттестована Госатомнадзором РФ для расчетов критичности практически любых размножающих нейтроны систем [1].

Имеется полная документация по программе [2, 3], которая была значительно расширена и доработана после депонирования в ОФАП-ЯР.

10. ССЫЛКИ

1. Аттестационный паспорт программного средства. Программа MCU-RFFI/A с библиотекой констант DLC/MCUDAT-1.0. Регистрационный номер паспорта аттестации ПС 61 от 17.10.96. Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности Госатомнадзора России, Москва, 1996.

2. Абагян Л.П., Алексеев Н.И., Веретенев В.В. и др. Программа MCU-RFFI/A. Отчет РНЦ «Курчатовский институт», инв. № 32/1-14-298, 1998.

3. Абагян Л.П., Алексеев Н.И., Брызгалов В.И. и др. Верификация и проверка качества программы MCU-RFFI/A применительно к расчетам критичности размножающих нейтроны систем. Верификационный отчет РНЦ «Курчатовский институт», инв. № 36/1-133-96, 1996.

11. ТРЕБОВАНИЯ К ЭВМ

Тексты программы MCU-RFFI/A с библиотекой DLC/MCUDAT-1.0 и описанием программы занимают на дискетах или другом носителе, выбранном для передачи пользователю, 18,5 Мбайт.

После установки на ЭВМ программа занимает 86 Мбайт на жестком диске, минимальный объем оперативной памяти — 32 Мбайт.

12. ЯЗЫКИ ПРОГРАММИРОВАНИЯ

Фортран-77.

13. ОПЕРАЦИОННАЯ СИСТЕМА

MS-DOS, WINDOWS-95, WINDOWS-98, WINDOWS-NT.

14. ДОПОЛНИТЕЛЬНАЯ ИНФОРМАЦИЯ

Программа разработана в РНЦ «Курчатовский институт». Распространяется на коммерческой основе. По вопросам приобретения программы следует обращаться к Е.А. Гомину (телефон: 196-9811, адрес электронной почты: gomin@adis.vver.kiae.ru).

15. АВТОРЫ ПРОГРАММЫ

Л.П. Абагян, Н.И. Алексеев, В.И. Брызгалов, В.В. Веретенков, А.Е. Глушков, Е.А. Гомин, М.И. Гуревич, М.А. Калугин, Л.В. Майоров, С.В. Марин, М.С. Юдкевич.

16. ИМЕЮЩИЕСЯ МАТЕРИАЛЫ

Программа MCU-RFFI/A в форме текстов на языке препроцессора пакета MCU, а также текст этого препроцессора на языке Фортран-77.

Библиотека констант DLC/MCUDAT-1.0.

Программа — визуализатор MCUGRAF в виде двух загрузочных модулей и препроцессорных текстов.

Командные файлы (BAT-файлы на языке MS-DOS) для запуска генерации рабочих версий.

Полная документация на русском и английском языках и верификационный отчет в печатном виде и электронном носителе в виде текстов редактора WORD.

По заказу пользователя ему могут быть поставлены готовые варианты текстов на языке Фортран-77 или загрузочных модулей программы под конкретные тип ЭВМ, операционную систему, транслятор и распределение памяти.

17. РУБРИКИ И КЛЮЧЕВЫЕ СЛОВА

Уравнение переноса, нейтрон, критичность, метод Монте-Карло, оцененные ядерные данные, вычислительная программа.

Аннотация поступила в редакцию 10 июля 2001 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2001, вып. 3, с. 50—55.

ПРОГРАММА MCU-REA С БИБЛИОТЕКОЙ КОНСТАНТ DLC/MCUDAT-2.1

Кратко описана программа MCU-REA, предназначенная для расчета методом Монте-Карло нейтронно-физических характеристик (НФХ) реакторов. Возможность проводить расчет НФХ с учетом изменения изотопного состава материалов реактора в процессе кампании — важнейшее отличие MCU-REA от всех предыдущих программ семейства MCU. Кроме того, в программе реализованы методы неаналогового моделирования, которые позволяют радикально сократить счетное время при решении задач с большим ослаблением потока нейтронов, в частности при расчете потока быстрых нейтронов на корпус реактора ВВЭР.

CODE MCU-REA WITH THE NUCLEAR DATA LIBRARY DLC/MCUDAT-2.1. There is shortly described MCU-REA code, which is intended for calculation of neutron characteristics (NC) of a reactor by the Monte-Carlo method. The possibility to calculate NC of the core taking into account the fuel burn up is the main peculiarity of the MCU-REA code. Besides, the non-analogous methods of simulation are realized in the code and save time significantly when calculating the systems with strong relaxation of neutron flux, especially in calculations of fast neutrons' flux on the vessel of the VVER reactor.

1. НАЗВАНИЕ ПРОГРАММЫ

MCU-REA

2. ЭВМ

Программа разработана как машинно-независимая. Она апробирована на процессорах, программно совместимых с Pentium.

3. ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Программа рассчитывает нейтронно-физические характеристики (НФХ): эффективный коэффициент размножения, скорости реакций и другие функционалы потока нейтронов в ячейках, полиячейках и фрагментах активных зон различных типов реакторов с заданным составом.

Обеспечена возможность расчетного предсказания изотопного состава материалов реактора и его размножающих свойств в зависимости от длительности кампании.

Для каждого рассчитываемого состояния реактора методом Монте-Карло решается однородное уравнение переноса нейтронов с использованием оцененных ядерных данных и с детальным описанием законов взаимодействия нейтронов с веществом, без упрощений в описании геометрии и с учетом различных граничных условий: утечка через внешнюю поверхность, белое и зеркальное отражение, трансляционная симметрия, поворотная симметрия. Кроме того, можно вычислять функционалы потока нейтронов для конечных и бесконечных неоднородных гетерогенных решеток с трансляционной симметрией и с утечкой, заданной вектором баклинга, в частности, решать задачу об асимптотической решетке (проблема Бенуа).

4. МЕТОД РЕШЕНИЯ

Для решения однородного кинетического уравнения используются традиционные аналоговые методы Монте-Карло в приближении постоянного числа нейтронов M , задаваемого пользователем, в поколениях. Решение в этом приближении сходится к точному при увеличении M .

При моделировании историй нейтронов программа позволяет использовать непрерывное, поточечное и ступенчатое описание зависимости сечений от энергии и учитывать непрерывное изменение энергии при столкновениях.

Программа MCU-REA позволяет рассчитывать трехмерные системы практически любой сложности.

Система представляется как объединение однородных геометрических зон, каждая из которых описывается как булевская комбинация набора простых тел (метод комбинаторной геометрии). В распоряжении пользователя имеются 19 типов тел (цилиндры, конус, шар, параллелепипеды и т.п.). Описание геометрии систем, содержащих регулярно повторяющиеся элементы, облегчается использованием методов размножения, позволяющих задать повторяющийся элемент только один раз. Для систем, содержащих элементы со сложной внутренней структурой, существует возможность их многоуровневого иерархического описания. Иерархичность задания геометрии уменьшает объем задаваемой информации и снижает требования к объему оперативной памяти компьютера. Правильный учет симметрии и краевых условий также облегчает задание геометрии.

При описании зон методом комбинаторной геометрии все их границы состоят из кусков плоскостей или квадратичных поверхностей, поэтому при наличии деталей с более сложными граничными поверхностями их необходимо аппроксимировать очень

большим числом зон. В программе реализован метод выровненных сечений, позволяющий снять это ограничение и описывать, например, образующиеся в процессе эксплуатации изгибы кассет реактора ВВЭР-1000.

Специальный алгоритм позволяет учитывать эффекты двойной гетерогенности, когда тепловыделяющие элементы содержат десятки тысяч микротвэлов.

Каждой геометрической зоне пользователь приписывает ряд атрибутов: номер материала, номер регистрационной зоны (произвольное объединение геометрических зон из одинаковых материалов), номер регистрационного объекта (например, ячейка или кассета) и т.п. Эти атрибуты могут генерироваться автоматически с использованием минимальной информации, задаваемой пользователем.

Для проверки входных данных, описывающих геометрию моделируемой системы, можно визуализировать изображение заданной системы в виде плоских сечений с последовательным изображением материальных зон, регистрационных зон и объектов. Возможна генерация цветных и черно-белых изображений. Выбор сечений, типов областей, числа цветов и места рисунка (экран или файл на диске) устанавливаются пользователем в интерактивном режиме.

Рассчитываются следующие величины: коэффициент размножения нейтронов; эффективная доля запаздывающих нейтронов; набор малогрупповых констант (включая коэффициенты диффузии) и потоки нейтронов для регистрационных объектов; скорости ядерных реакций для отдельных нуклидов и их смесей в заданных пространственно-энергетических интервалах.

Пространственные интервалы — это регистрационные зоны, регистрационные объекты или система в целом. Границы энергетических интервалов задаются пользователем.

Для расчета коэффициента размножения нейтронов используются оценки по числу столкновений, числу поглощений и комбинированные оценки. Остальные функционалы вычисляются с помощью оценок по столкновениям или по длине пробега в зоне.

Расчеты могут проводиться с использованием спектра деления мгновенных и запаздывающих нейтронов. В быстрой энергетической области учитывается анизотропия упругого рассеяния в системе центра масс, имеется возможность проводить моделирование неупругих столкновений с учетом законов, содержащихся в файлах оцененных нейтронных данных.

В области неразрешенных резонансов сечения вычисляются по подгрупповым параметрам или с использованием f -факторов Бондаренко. В области разрешенных резонансов допускается как подгрупповое, так и поточечное описание сечений. Сечения наиболее важных нуклидов описываются «бесконечным» числом точек, так как при моделировании в каждой энергетической точке они вычисляются по резонансным параметрам. Такая схема позволяет проводить расчеты непосредственно с использованием данных по резонансным параметрам без предварительной подготовки таблиц сечений и оценивать температурные эффекты через аналитические зависимости сечений от температуры.

Моделирование столкновений в области термализации проводится по выбору пользователя либо в многогрупповом транспортном приближении, либо по модели непрерывного изменения энергии с учетом корреляций между изменением энергии и угла при рассеянии. В обоих случаях учитываются химические связи, тепловое движение ядер, а для упругого рассеяния и когерентные эффекты.

Расчет изменения изотопного состава реактора в процессе кампании проводится при заданной зависимости средней мощности энерговыделения в системе от времени. При решении дифференциальных уравнений изменения изотопного состава зон в зависимости от времени используются усредненные по каждой выгорающей зоне одногрупповые сечения нейтронно-физических реакций. Пользователь задает временные интервалы, в начале которых эти сечения должны уточняться. Общая схема расчета такова. Для заданного начального состояния системы решается задача на критичность

методом Монте-Карло и вычисляются все НФХ, в частности, одnogрупповые сечения и мощности энерговыделения для всех выгорающих зон. Затем для каждой зоны аналитически решаются уравнения выгорания для первого временного интервала и определяются средние плотности изотопов в зонах в зависимости от времени, в частности, для конечного момента времени интервала. После этого вновь решается уравнение критичности для нового изотопного состава системы и вычисляются новые значения сечений, а также функция распределения энерговыделения по зонам. Процесс повторяется циклически для всех временных интервалов до окончания кампании. Выгорающие зоны могут содержать делящиеся изотопы или поглотители. Определяется содержание в выгорающих зонах всех изотопов актинидов и продуктов деления с периодом полураспада более чем одни сутки, всего более 250 изотопов. Выгорающими поглотителями могут быть практически любые традиционные и перспективные материалы.

Точность расчета задач на критичность методом Монте-Карло ограничена в основном точностью используемых библиотек ядерных данных.

Константное обеспечение программы MCU-REA составляет банк нейтронно-физических данных DLC/MCUDAT-2.1, состоящий из следующих разделов:

— ACE — библиотека поточечно представленных нейтронно-физических констант, получаемых при помощи программы NJOY из файлов оцененных ядерных данных;

— БНАБ/MCU — расширенная и модифицированная версия 26-групповой системы констант БНАБ-93;

— LIPAR — резонансные параметры в области полностью разрешенных резонансов;

— MULTIC — разработанная в ФЭИ 301-групповая библиотека, содержащая, в частности, данные по температурной зависимости подгрупповых параметров в области неразрешенных резонансов;

— ТЕПКОН — многогрупповые сечения в области термализации;

— ВЕСТА — библиотека для моделирования столкновений нейтронов с ядрами с учетом непрерывного изменения энергии нейтронов в области термализации, заданная в форме вероятностных таблиц, полученных из законов рассеяния $S(\alpha, \beta)$.

DLC/MCUDAT-2.1 содержит информацию для 281 изотопа (см. таблицу).

5. ОГРАНИЧЕНИЯ СЛОЖНОСТИ ЗАДАЧИ

Принципиальных ограничений по сложности моделируемых систем программа не имеет.

6. ТИПИЧНОЕ ВРЕМЯ СЧЕТА

Время счета зависит от изотопного состава материалов реактора, сложности геометрии моделируемой системы и необходимой статистической погрешности оцениваемых функционалов.

Время счета зависит и от квалификации пользователя при выборе физической модели, задании исходных данных для описания геометрии и при выборе временного шага расчета выгорания.

7. ОСОБЕННОСТИ ПРОГРАММЫ

Программа MCU-REA разработана в рамках проекта MCU и является развитием программы MCU-RFFI/A, аттестованной Госатомнадзором РФ для расчета критичности широкого класса размножающих нейтроны систем.

Содержание библиотеки DLC/MCUDAT-2.1

Номер	Изотоп	Номер	Изотоп	Номер	Изотоп	Номер	Изотоп
1	1-H-1	54	38-SR-89	107	49-IN-115	160	57-LA-139
2	1-H-2	55	38-SR-90	108	50-SN	161	57-LA-140
3	2-HE	56	39-Y-89	109	50-SN-116	162	58-CE-140
4	2-HE-3	57	39-Y-90	110	50-SN-117	163	58-CE-141
5	2-HE-4	58	39-Y-91	111	50-SN-118	164	58-CE-142
6	3-LI-6	59	40-ZR	112	50-SN-119	165	58-CE-143
7	3-LI-7	60	40-ZR-90	113	50-SN-120	166	58-CE-144
8	4-BE-9	61	40-ZR-91	114	50-SN-122	167	59-PR
9	5-B	62	40-ZR-92	115	50-SN-123	168	59-PR-141
10	5-B-10	63	40-ZR-93	116	50-SN-124	169	59-PR-142
11	5-B-11	64	40-ZR-94	117	50-SN-125	170	59-PR-143
12	6-C	65	40-ZR-95	118	50-SN-126	171	60-ND-142
13	7-N	66	40-ZR-96	119	51-SB-121	172	60-ND-143
14	8-O	67	41-NB-93	120	51-SB-123	173	60-ND-144
15	9-F-19	68	41-NB-95	121	51-SB-124	174	60-ND-145
16	11-NA-23	69	42-MO	122	51-SB-125	175	60-ND-146
17	12-MG	70	42-MO-95	123	51-SB-126	176	60-ND-147
18	13-AL-27	71	42-MO-96	124	52-TE-122	177	60-ND-148
19	14-SI	72	42-MO-97	125	52-TE-123	178	60-ND-150
20	15-P-31	73	42-MO-98	126	52-TE-124	179	61-PM-147
21	16-S	74	42-MO-99	127	52-TE-125	180	61-PM-148
22	17-CL	75	42-MO-100	128	52-TE-126	181	61-PM-148m
23	19-K	76	43-TC-99	129	52-TE-127m	182	61-PM-149
24	20-CA	77	44-RU-100	130	52-TE-128	183	62-SM
25	22-TI	78	44-RU-101	131	52-TE-129m	184	62-SM-147
26	23-V	79	44-RU-102	132	52-TE-130	185	62-SM-148
27	24-CR	80	44-RU-103	133	52-TE-132	186	62-SM-149
28	25-MN-55	81	44-RU-104	134	53-I-127	187	62-SM-150
29	26-FE	82	44-RU-105	135	53-I-129	188	62-SM-151
30	27-CO-59	83	44-RU-106	136	53-I-131	189	62-SM-152
31	28-NI	84	45-RH	137	53-I-135	190	62-SM-153
32	29-CU	85	45-RH-103	138	54-XE-128	191	62-SM-154
33	30-ZN	86	45-RH-105	139	54-XE-129	192	63-EU
34	31-GA	87	46-PD-104	140	54-XE-130	193	63-EU-151
35	34-SE-77	88	46-PD-105	141	54-XE-131	194	63-EU-152
36	34-SE-78	89	46-PD-106	142	54-XE-132	195	63-EU-153
37	34-SE-80	90	46-PD-107	143	54-XE-133	196	63-EU-154
38	34-SE-82	91	46-PD-108	144	54-XE-134	197	63-EU-155
39	35-BR-79	92	47-AG	145	54-XE-135	198	63-EU-156
40	35-BR-81	93	47-AG-107	146	54-XE-136	199	64-GD
41	36-KR-80	94	47-AG-109	147	55-CS	200	64-GD-A
42	36-KR-82	95	47-AG-110m	148	55-CS-133	201	64-GD-152
43	36-KR-83	96	47-AG-111	149	55-CS-134	202	64-GD-154
44	36-KR-84	97	48-CD	150	55-CS-135	203	64-GD-155
45	36-KR-85	98	48-CD-110	151	55-CS-136	204	64-GD-156
46	36-KR-86	99	48-CD-111	152	55-CS-137	205	64-GD-157
47	37-RB-85	100	48-CD-112	153	56-BA	206	64-GD-158
48	37-RB-86	101	48-CD-113	154	56-BA-134	207	64-GD-160
49	37-RB-87	102	48-CD-114	155	56-BA-135	208	65-TB-159
50	38-SR	103	48-CD-115m	156	56-BA-136	209	65-TB-160
51	38-SR-86	104	48-CD-116	157	56-BA-137	210	66-DY
52	38-SR-87	105	49-IN	158	56-BA-138	211	66-DY-A
53	38-SR-88	106	49-IN-113	159	56-BA-140	212	66-DY-156

Номер	Изотоп	Номер	Изотоп	Номер	Изотоп	Номер	Изотоп
213	66-DY-158	231	74-W	249	92-U-236	267	96-CM-246
214	66-DY-160	232	74-W-180	250	92-U-237	268	96-CM-247
215	66-DY-161	233	74-W-182	251	92-U-238	269	96-CM-248
216	66-DY-162	234	74-W-183	252	93-NP-237	270	98-CF-252
217	66-DY-163	235	74-W-184	253	93-NP-239	271	00-FP-233
218	66-DY-164	236	74-W-186	254	94-PU-236	272	00-FP-235
219	68-ER	237	75-RE	255	94-PU-238	273	00-FP-239
220	68-ER-166	238	79-AU-197	256	94-PU-239	274	FP-U5-St*
221	68-ER-167	239	82-PB	257	94-PU-240	275	FP-U5-SL**
222	68-ER-168	240	83-BI-209	258	94-PU-241	276	FP-U8-St*
223	72-HF	241	90-TM-230	259	94-PU-242	277	FP-U8-SL**
224	72-HF-174	242	90-TM-232	260	95-AM-241	278	FP-PU9-St*
225	72-HF-176	243	91-PA-231	261	95-AM-242m	279	FP-PU9-SL**
226	72-HF-177	244	91-PA-233	262	95-AM-243	280	FP-PU1-St*
227	72-HF-178	245	92-U-232	263	96-CM-242	281	FP-PU1-SL**
228	72-HF-179	246	92-U-233	264	96-CM-243		
229	72-HF-180	247	92-U-234	265	96-CM-244		
230	73-TA-181	248	92-U-235	266	96-CM-245		

*St — сумма стабильных слабо поглощающих (не выгорающих) изотопов.

**SL — сумма короткоживущих изотопов.

Рабочая версия программы для каждой конкретной ЭВМ и установленной на ней операционной системы генерируется из модулей пакета MCU с использованием его препроцессора. Исходные текстовые файлы модулей записаны на входном языке препроцессора, который перед трансляцией модулей и сборкой программы генерирует текстовые файлы на языке Фортран-77. Параметры, определяющие объем памяти, необходимой для решения некоторого класса задач, задаются пользователем при генерации программы с учетом их сложности.

Из особенностей программы по сравнению с другими программами семейства MCU отметим возможность расчета изменения эффективного коэффициента размножения, изотопного состава топлива и выгорающих поглотителей в процессе работы реактора и существенное расширение геометрических возможностей за счет включения подмодуля выровненных сечений.

Следует также отметить, что программа графического представления информации была практически полностью переписана и теперь имеет современный оконный интерфейс. По сравнению с предыдущей версией, помимо удобства доступа, обеспечен ряд новых возможностей, например, получение координат точки, указанной курсором, выделение фрагментов картинки и многое другое.

Существенно расширена библиотека констант.

8. ВСПОМОГАТЕЛЬНЫЕ И СОПУТСТВУЮЩИЕ ПРОГРАММЫ

Для модификации библиотек констант тепловых нейтронов ТЕПКОН и ВЕСТА используются разработанные в рамках проекта MCU программы TERMAC и СТЕНЬ.

9. СОСТОЯНИЕ ПРОГРАММЫ

Программа депонирована в ОФАП-ЯР в декабре 1998 г. (инв. № 429 ОФАП-ЯР) и аттестована Госатомнадзором РФ для расчетов нейтронно-физических характеристик реакторов типа ВВЭР в процессе кампании [1].

Имеется полная документация по программе [2, 3].

10. ССЫЛКИ

1. Аттестационный паспорт программного средства. Программа MCU-REA с библиотекой констант DLC/MCUDAT-2.1. Регистрационный номер паспорта аттестации ПС 115 от 2.03.2000. Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности Госатомнадзора России, Москва, 2000.

2. Абагян Л.П., Алексеев Н.И., Брызгалов В.И. и др. Программа MCU-REA с библиотекой ядерных данных DLC/MCUDAT-2.1. Отчет РНЦ «Курчатовский институт», инв. № 36/7-98, Москва, 1998.

3. Абагян Л.П., Алексеев Н.И., Брызгалов В.И. и др. Верификация программы MCU-REA. Отчет РНЦ «Курчатовский институт», инв. № 36/8-98, Москва, 1998.

11. ТРЕБОВАНИЯ К ЭВМ

Тексты программы MCU-REA с библиотекой DLC/MCUDAT-2.1 и описанием программы занимают 440 Мбайт на жестком диске, минимальный объем оперативной памяти — 64 Мбайт.

Основной объем памяти на диске (405 Мбайт) занимает библиотека ACE, так что если нет необходимости подробного расчета в верхней части энергетического спектра, то необходимый объем памяти на диске может быть значительно уменьшен.

12. ЯЗЫКИ ПРОГРАММИРОВАНИЯ

Фортран-77.

Исходные текстовые файлы модулей программы на входном языке препроцессора пакета MCU, который генерирует текстовые файлы на языке Фортран-77.

Графический интерфейс программы визуализации написан на языке C++.

13. ОПЕРАЦИОННАЯ СИСТЕМА

MS-DOS, WINDOWS-95, WINDOWS-98, WINDOWS-NT.

14. ДОПОЛНИТЕЛЬНАЯ ИНФОРМАЦИЯ

Программа разработана в РНЦ «Курчатовский институт» при поддержке концерна «Росэнергоатом». Распространяется на коммерческой основе. По вопросам приобретения программы следует обращаться к Е.А. Гомину (телефон: 196-9811, адрес электронной почты: gomin@adis.vver.kiae.ru).

15. АВТОРЫ ПРОГРАММЫ

Л.П. Абагян, Н.И. Алексеев, В.И. Брызгалов, А.Е. Глушков, Е.А. Гомин, М.И. Гуревич, М.А. Калугин, Л.В. Майоров, С.В. Марин, Д.А. Шкаровский, М.С. Юдкевич.

16. ИМЕЮЩИЕСЯ МАТЕРИАЛЫ

Программа MCU-REA в форме препроцессорных текстов на языке MCUREP, текстов на языке Фортран-77 и нескольких вариантов загрузочных модулей под конкретные тип ЭВМ, операционную систему, транслятор и распределение памяти. Полная документация на русском и английском языках и верификационный отчет на бумаге и электронном носителе в виде текстов редактора WORD.

17. РУБРИКИ И КЛЮЧЕВЫЕ СЛОВА

Уравнение переноса, нейтрон, критичность, метод Монте-Карло, оцененные ядерные данные, выгорание, вычислительная программа.

Аннотация поступила в редакцию 10 июля 2001 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2001, вып. 3, с. 55—62.

ПРОГРАММНЫЙ КОМПЛЕКС SCAD

Проектно-вычислительный комплекс Structure CAD предназначен для выполнения расчета напряженно-деформированного состояния строительных конструкций.

COMPUTER CODE STRUCTURE CAD ABSTRACT. Design-computing code Structure CAD was created to calculate stressed-deformed state characteristics of building constructions.

1. НАЗВАНИЕ ПРОГРАММЫ

Проектно-вычислительный комплекс Structure CAD (ПК SCAD).

2. ЭВМ

Совместимая с IBM PC-486 и выше.

3. ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Проектно-вычислительный комплекс Structure CAD предназначен для выполнения расчета напряженно-деформированного состояния строительных конструкций на статические, динамические и температурные нагрузки и воздействия в упруголинейной постановке.

Реализованы следующие виды нагрузок и воздействий:

1) статические — произвольные сосредоточенные силы и моменты, приложенные к узловым точкам или к элементам системы, а также распределенные нагрузки, действующие на элементы системы;

2) динамические — сейсмическое воздействие по методике строительных норм и правил, сейсмическое воздействие в форме заданной акселерограммы, импульсное и ударное воздействие, гармонические колебания;

3) температурные — приложенная к элементам распределенная температура.

Комплекс имеет возможность решать следующие основные типы задач:

— определение напряженно-деформированного состояния конструкции от силовых, кинематических и температурных воздействий;

— определение наиболее невыгодных комбинаций нагрузений;

— вычисление главных и эквивалентных напряжений по различным теориям прочности;

— анализ устойчивости равновесия;

— определение частот и форм собственных колебаний;

— построение поэтажных спектров ответа и амплитудно-частотных характеристик;

— определение усилий взаимодействия фрагмента с остальной конструкцией;

— моделирование зон контакта в односторонних связях.

4. МЕТОД РЕШЕНИЯ

Определение параметров напряженно-деформированного состояния конструкции выполняется в упругой постановке на основе детальной трехмерной модели системы. Задача решается методом конечных элементов с использованием в качестве основных неизвестных перемещений и поворотов узловых точек модели.

В состав комплекса входят модули ввода геометрии расчетных схем путем импорта DXF и DWG файлов системы AutoCAD. Для облегчения работы на этапе конечно-элементного моделирования конструкции комплекс снабжен:

- развитыми графическими средствами формирования и корректировки геометрии расчетных схем, описания физико-механических свойств материалов, задания условий опирания и примыкания, а также нагрузок;

- большим набором параметрических прототипов конструкций, включающих рамы, фермы, балочные ростверки, оболочки, поверхности вращения, аналитически заданные поверхности;

- системой автоматической генерации произвольной сетки конечных элементов на плоскости;

- возможностью формирования сложных расчетных моделей путем сборки из различных схем;

- широким выбором средств графического контроля всех характеристик расчетной схемы;

- механизмом формирования расчетной модели путем копирования всей схемы или ее фрагментов.

Система разрешающих уравнений задачи решается прямым методом с использованием свойств разреженности матрицы коэффициентов, структура которой предварительно оптимизируется системой.

Проектно-вычислительный комплекс имеет развитую библиотеку конечных элементов для моделирования стержневых, пластинчатых, твердотельных и комбинированных конструкций. Все конечные элементы, включенные в библиотеку ПК SCAD, имеют теоретически обоснованную сходимости и оценки погрешности по энергии и по перемещениям.

Представление результатов расчета ориентировано на удобный и глубокий анализ полученных данных. С этой целью:

- результаты расчета отображаются как в графической, так и в табличной форме;

- в графической форме результаты расчета перемещений выводятся в виде деформированной схемы, цветовой и цифровой индикации значений перемещений в узлах, изополей и изолиний перемещений для пластинчатых и объемных элементов, а также выполняется анимация форм колебаний для динамических и процесса деформирования для статических нагружений;

- для стержневых элементов могут быть получены деформированные схемы с учетом прогибов, а также эпюры прогибов для отдельных элементов и эпюры усилий;

- усилия и напряжения в пластинчатых и объемных элементах выводятся в виде изополей или изолиний в указанном диапазоне цветовой шкалы с возможностью одновременного отображения числовых значений в центрах и узлах элементов;

- предусмотрена возможность локализации результатов расчета в заданном диапазоне значений перемещений и силовых факторов.

Для последующей нестандартной обработки результаты расчета в табличной форме могут экспортироваться в электронные таблицы MS Excel.

5. ОГРАНИЧЕНИЯ СЛОЖНОСТИ ЗАДАЧИ

В описании задачи не должно быть больше чем 65 500 узлов и 65 500 конечных элементов.

6. ТИПИЧНОЕ ВРЕМЯ СЧЕТА

Расчет глобальной конечно-элементной модели главного корпуса реакторного отделения реактора ВВЭР-440 энергоблока 2 Ровенской АЭС, которая содержит 8633 узла и 11 872 конечных элемента, занимает примерно 87 мин на один вариант статического нагружения (дополнительно по 2 мин на каждое следующее нагружение) и около 70 мин для одного варианта сейсмического воздействия (ЭВМ РС ПИ-350).

7. ОСОБЕННОСТИ ПРОГРАММЫ

8. ВСПОМОГАТЕЛЬНЫЕ И СОПУТСТВУЮЩИЕ ПРОГРАММЫ

ПВК SCAD имеет связь по информации с серией программ, входящих в SCAD Office и дающих возможность вычисления геометрических характеристик сложных поперечных сечений (включая характеристики свободного и стесненного кручения), сбора нагрузок в соответствии с рекомендациями СНиП 2.01.07-85, проверки элементов стальных и железобетонных конструкций на соответствие требованиям СНиП II-23-81* и СНиП 2.03.01-84*.

9. СОСТОЯНИЕ ПРОГРАММЫ

Комплекс аттестован Госатомнадзором РФ (аттестационный паспорт № 124, выдан 02.11.2000) и сертифицирован Органом по сертификации программной продукции массового применения в строительстве Госстроя России (сертификат соответствия № РОСС.RU.СП11.Н00010 выдан 10.08.2000).

10. ССЫЛКИ

1. Карпиловский В., Криксунов Э., Перельмутер А., Перельмутер М. Windows-версия проектно-вычислительного комплекса Structure CAD (SCAD). — М.: Проект, 1996, с. 2—3.

2. Карпиловский В., Криксунов Э., Перельмутер А., Перельмутер М. Windows-версия проектно-вычислительного комплекса Structure CAD (SCAD). — Компьютер-Пресс, 1997, № 5.

3. Карпиловский В., Криксунов Э., Шимановский А. Проектно-вычислительный комплекс SCAD — инструмент для создания новых технологий исследования объектов атомной энергетики (на укр. языке). — Строительство Украины, 1998, № 1.

4. Карпиловский В., Криксунов Э., Перельмутер М. Программы прочностных расчетов SCAD. — Проект, 1998, № 3.

5. Карпиловский В., Криксунов Э., Перельмутер А., Перельмутер М. Интегрированная система анализа конструкций Structure CAD (SCAD) для Windows 95/98/NT. — САПР и графика, 1998, № 10.

6. Kryksunov E., Perelmuter A. On design models of structures and possibilities of analysis thereof. — In: Proc. of Conf. Computer Methods in Mechanics, Rzeszow, 1999.

7. Карпиловский В., Криксунов Э., Шимановский А. Новые подходы к реализации глобальных моделей сложных пространственных систем. — In: Intern. Conf. Modern building materials, structures and techniques (19—22 May, Vilnius) Lithuania, 1999.

8. Karpilovsky V.S., Kryksunov E.Z., Perelmuter A.V. Experience of Applying a Specialized Software to Analysis of Extra-Complex Spatial Systems. — The 40th Anniversary Congress of the Intern. Association for Shell and Spatial Structures (IASS) «Shell and Spatial Structures: from Recent Past to the Next Millennium». — Madrid, 1999, v. I, p. 232—241.

9. Карпиловский В., Криксунов Э., Перельмутер А., Перельмутер М., Трофимчук А. SCAD для пользователя. — Киев: КОМПАС, 2000. — 332 с.

11. ТРЕБОВАНИЯ К ЭВМ

ЭВМ должна обеспечивать функционирование одной из операционных систем Windows 9x или Windows NT. Минимальный объем оперативной памяти — 16 Мбайт. Для установки программы требуется устройство CD ROM и не менее 20 Мбайт свободного места на жестком диске. Дополнительный объем свободного места на жестком диске зависит от размера решаемой задачи.

12. ЯЗЫКИ ПРОГРАММИРОВАНИЯ

Язык C++.

13. ОПЕРАЦИОННАЯ СИСТЕМА

Комплекс работает под управлением операционных систем MS Windows 95/98/NT.

14. ДОПОЛНИТЕЛЬНАЯ ИНФОРМАЦИЯ

Организована «горячая линия» для консультации пользователей ПВК SCAD, которая работает ежедневно с 10.00 до 21.00 ч. Предусмотрена бесплатная передача новых версий в течение гарантийного периода (1 год) и послегарантийное обслуживание по специальному соглашению.

15. АВТОРЫ ПРОГРАММЫ

С.Г. Бурьгин, В.С. Карпиловский, Э.З. Криксунов, М.А. Перельмутер, А.В. Шимановский. Украинский институт исследований окружающей среды и ресурсов при Совете национальной безопасности и обороны Украины, г. Киев.

16. ИМЕЮЩИЕСЯ МАТЕРИАЛЫ

Имеется полный комплект эксплуатационной документации как на бумажных носителях, так и на CD ROM. Оперативная информация находится на сайте <http://www.scadgroup.com>.

17. РУБРИКИ И КЛЮЧЕВЫЕ СЛОВА

Аннотация поступила в редакцию 11 марта 2001 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2001, вып. 3, с. 62—65.

СОДЕРЖАНИЕ

<i>Герасимов А.С., Зарицкая Т.С., Киселев Г.В., Мырцымова Л.А.</i> Циклический режим трансмутации младших актинидов в тяжеловодном реакторе	3
<i>Воловик А.И., Герасимов А.С., Киселев Г.В., Зарицкая Т.С., Чернецкий В.Д.</i> Накопление радиоактивных нуклидов при активации нейтронами хлоридно-солевой мишени электроядерной установки	10
<i>Коренной А.А., Неделин О.В.</i> Модель управления аксиальным распределением энерговыделения ядерного реактора с физически большой активной зоной . .	15
<i>Достов А.И.</i> Энергия Вигнера в вытеснителях СУЗ реактора РБМК	22

ПРОБЛЕМЫ БЕЗОПАСНОСТИ ЯЭУ

<i>Гордон Б.Г., Чулкова Т.Ю.</i> Линии защиты — методика оценки безопасности действующих атомных станций	31
<i>Ковалевич О.М., Шемпелев В.П., Шульгин А.Я.</i> Возможный подход к нормативному обеспечению утилизации атомных подводных лодок	41

АННОТАЦИИ ПРОГРАММ, АТТЕСТОВАННЫХ ГОСАТОМНАДЗОРОМ РФ

Программа MCU-RFFI/A с библиотекой констант DLC/MCUDAT-1.0	50
Программа MCU-REA с библиотекой констант DLC/MCUDAT-2.1	55
Программный комплекс SCAD	62

C O N T E N T S

<i>Gerasimov A.S., Zaritskaya T.S., Kiselev G.V., Myrtsyymova L.A.</i> Multicycle Mode of Minor Actinide Transmutation in Heavy-Water Reactor	3
<i>Volovik A.I., Gerasimov A.S., Kiselev G.V., Zaritskaya T.S., Chernetsky V.D.</i> Accumulation of Radioactive Nuclides During Neutron Activation of Chloridum Salt Target of Accelerator-Driven System	10
<i>Korennoy A.A., Nedelin O.V.</i> The Model of Axial Power Distribution Control for Reactor with Physically Large Core	15
<i>Dostov A.I.</i> Vigner Energy in CPS displacers of RBMK Reactor	22

NPP SAFETY PROBLEMS

<i>Gordon B.G., Chulkova T.Yu.</i> Line of Defense as Operating NPP Safety Assessment Methodology	31
<i>Kovalevich O.M., Shempelev V.P., Shulgin A.Ya.</i> Possible Approach to the Development of Regulatory and Legal Basis of Nuclear Submarines Utilization .	41

ABSTRACTS OF THE CODES CERTIFIED BY GOSATOMNADZOR

Abstract of MCU-RFFI/A Code with Data Library DLC/MCUDAT- 1.0	50
Abstract of MCU-REA Code with Data Library DLC/MCUDAT-2.1	55
Abstract of Code Complex SCAD	62

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

С е р и я: Физика ядерных реакторов

Выпуск 3

Ответственный за выпуск С.М. Зарицкий

Редактор И.Н. Фролова
Технический редактор Н.Н. Неганова
Корректор Н.В. Бокша

Подписано в печать 11.01.2002. Формат 70×108/16
Печать офсетная. Усл. печ. л. 5,9. Уч.-изд. л. 7,5+0,3 вкл.
Тираж 200. Индекс 3646. 9 статей. Заказ 85

Отпечатано в ООО «Аксилайн»

Индекс 3646

ISSN 0205—4671. Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2001, вып. 3, 1—68.