

АНАЛИЗ ОБЛУЧАЕМОСТИ ПЕРСОНАЛА ПЕРВОЙ АЭС ЗА 50-ЛЕТНИЙ СРОК ЭКСПЛУАТАЦИИ

В.И. Вайзер, Л.А. Кочетков, Д.П. Масалов, А.И. Штыфурко

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



В истории Первой АЭС следует выделить исключительные годы, характеризующиеся повышенными (без превышения допустимых уровней) среднегодовыми дозами облучения персонала.

- 1954 – 1957 – устранение дефектов, доработка технологий, оборудования, приборов установки; среднегодовая доза $\bar{D} \sim 20$ мЗв;
- 1958 – 1970 – монтаж и эксплуатация многочисленных (17) экспериментальных петель для исследований режимов работы реактора $\bar{D} \sim 5$ мЗв;
- 1971, 1987 – капитальные ремонты с полной разгрузкой реактора от топлива $\bar{D} \sim 13; 8$ мЗв;
- 1988 – реконструкция «горячей» камеры для разделки ОТВС (выделение твэлов) $\bar{D} \sim 7$ мЗв;
- 1998, 1999 – обнаружение и устранение массовых течей каналов СУЗ и ОТВС; $\bar{D} \sim 10$ мЗв;
- 2003, 2004 – подготовительные работы к выводу из эксплуатации; разгрузка бассейнов выдержки от ОТВС и их разделка; дезактивация помещений и оборудования реактора; $\bar{D} \sim 5$ мЗв.

27 июня 2004 года исполнилось 50 лет со дня пуска в СССР Первой в мире АЭС. С первых лет эксплуатации реактор Первой АЭС стал использоваться в основном как исследовательский реактор.

Основным назначением станции были исследования в поддержку проектов будущих атомных станций большой мощности, отработка технических, технологических, физических и других вопросов реакторных установок, проведение исследований и испытаний материалов и оборудования, накопление опыта эксплуатации, подготовка кадров для атомной энергетики, отработка вопросов безопасности.

Реактор АМ проработал почти 48 лет (средняя тепловая мощность ~ 10 МВт).

Окончательно реактор был заглушен 29.04.2002 г. К 09.08.2002 г. топливо (ОТВС) из реактора Первой АЭС было удалено, а к 23.02.2003 г. было удалено топливо из одного из имеющихся двух бассейнов выдержки ОТВС (емк. 9).

ОТВС были разделаны, находящиеся в них твэлы упакованы в специальные контейнеры и отправлены во временное хранилище ФЭИ.

В настоящее время продолжают подготовительные работы по приведению реактора Первой АЭС в ядерно безопасное состояние – разделка оставшихся экспериментальных сборок, находящихся во втором бассейне выдержки (емк. 11).

В настоящей статье приводятся данные по облучаемости персонала за 50-летний срок ее эксплуатации.

Основной вклад в эффективную дозу облучения персонала ИР АМ вносило гамма-излучение. Максимальные эффективные дозы за счет бета-излучения не превышали 0,2 мЗв; а за счет нейтронного излучения – 1,2 мЗв (консервативные оценки, проведенные в 1999 г. в связи с введением НРБ-99). По результатам обследования на СИЧ доза внутреннего облучения у сотрудников ИР АМ – менее 1 мЗв/год.

В работе Первой АЭС можно выделить несколько периодов.

1954 год. В ходе физического и энергетического пусков реактора был выявлен ряд существенных дефектов. Основные – это многочисленные течи воды топливных каналов и каналов СУЗ в разогретую до ~600°C графитовую кладку. На устранение этих дефектов потребовалась остановка реактора на 3 мес. (до 25.10.1954 г.). Действующими в СССР до 1962 г. нормативами была установлена предельно допустимая доза (ПДД) внешнего облучения персонала равная 15 рентген (150 мЗв) в год. Средняя доза облучения составила 40,2 мЗв.

1955–1957 гг. В эти годы продолжалась доработка технологии, оборудования и приборов установки. Начато использование реактора АМ в исследовательских целях. Средняя доза облучения составила 21,1 мЗв.

1958–1970 гг. Проводились исследования в поддержку проектов будущих атомных станций большой мощности, отрабатывались технические, технологические, физические и другие вопросы реакторных установок, проводились исследования и испытания материалов и оборудования. В первоначальный проект Первой АЭС в этот период было внесено большое количество усовершенствований, связанных с сооружением уникальных экспериментальных петель («сверхвысокого давления», «с кипением водного теплоносителя», «с перегревом пара», «для исследования электрогенерирующих сборок», жидкостного регулирования мощности», «с естественной циркуляцией теплоносителя»), а также с повышением ее безопасности и надежности. Средняя доза облучения составила $(7,8 \pm 0,7)$ мЗв. ПДД с 1962 по 1999 гг. равнялась 50 мЗв/год.

1971 г. Проведение капитального ремонта установки. Были выполнены следующие работы:

- полная разгрузка реактора;
- дезактивация первого контура;
- полный демонтаж верха реактора и последующий монтаж стояков и новых входных и выходных трактов и импульсных линий газовой системы;
- проведение реконструкции петель прямого преобразования;
- ремонт водяных петель;
- ревизия и ремонт графитовой кладки.

Средняя доза облучения составила 13,2 мЗв/год.

1972–1986; 1989–1997; 2000–2002 гг. Эксплуатация экспериментальных петель, наработка изотопной продукции. Средняя доза облучения благодаря проведенной реконструкции в 1971 г. существенно снизилась и составляла в эти годы $\sim(4,5 \pm 0,6)$ мЗв/год.

Авторами были обработаны данные по индивидуальным дозам персонала Первой АЭС за 8 лет (1981–1986 гг., 1989–1990 гг.). В эти годы распределение персонала по значениям индивидуальных доз подчинялось логарифмически нормальному закону. Получены значения параметров ЛНР – медианное значение дозы D_g и среднегеометрическое стандартное отклонение σ , средние значения которых равны

$$D_g = (3,7 \pm 0,5) \text{ мЗв/год}; \sigma = (2,2 \pm 0,2).$$

Соответственно $\bar{D} = (4,6 \pm 0,6) \text{ мЗв/год}$.

В истории ИР АМ следует выделить исключительные годы, когда облучаемость персонала не подчинялась логнормальному распределению. В эти годы большинство сотрудников ИР АМ привлекалось к выполнению неординарных работ с установлением повышенных разрешенных доз облучения по нарядам-допускам, и, как следствие, контрольный уровень годовой дозы для персонала ИР АМ увеличивался до значений, превосходящих установленные в то время уровни в институте (без превышения ПДД). Кроме первых четырех лет эксплуатации ИР АМ и 1971 г. к таким исключительным годам относятся:

1987 г. – после длительной плановой остановки реактора из-за массовой разгерметизации ТВС реактор был полностью разгружен; при этом было извлечено ~ 30 ТВС с различными повреждениями оболочек твэлов, из них 9 так называемых «козлов»;

1988 г. – проведена реконструкция помещения разделки ОТВС с предварительной многократной его дезактивацией как дистанционной, так и «вручную»;

1998–1999 гг. – обнаружение и устранение массовых течей каналов СУЗ и ОТВС; опрессовка сборок и каналов «на аппарате» (при снятых защитных плитах);

2003–2004 гг. – извлечение ОТВС, в том числе аварийных, из бассейнов выдержки (емк. 9 и 11) для разделки их в помещении 45 (приведение реактора в ядерно-безопасное состояние).

Данные по индивидуальным дозам персонала Первой АЭС за 50 лет приведены в табл. 1.

Таблица 1

Данные по облучаемости персонала ИР АМ

Годы	Число контролируемых лиц	Коллективная доза, чел. – мЗв	Число лиц с $D > 15$ мЗв	Средняя доза, мЗв
1	2	3	4	5
1954	60	2411	46	40,2
1955	81	1720,6	40	21,2
1956	99	2097,15	50	21,2
1957	115	2425	56	21,1
1958	117	931,5	23	8,0
1959	133	1076	28	8,09
1960	138	1320	33	9,57
1961	151	1136	25	7,52
1962	164	1126	11	6,87
1963	178	960	6	5,39
1964	188	1635	28	8,70
1965	189	1629	30	8,62
1966	195	1678	38	8,61
1967	197	1537	20	7,80
1968	195	1460	21	7,49
1969	197	1446	25	7,34
1970	199	1526	26	7,67
1971	204	2691	75	13,19
1972	196	1018	4	5,19
1973	199	808	1	4,06
1974	193	769	–	3,98
1975	191	795	–	4,16
1976	185	774	–	4,18
1977	186	659	1	3,54

Продолжение таблицы 1

1	2	3	4	5
1978	180	763	1	4,24
1979	181	954	10	5,27
1980	173	710	1	4,10
1981	140	63,51	–	4,50
1982	149	71,54	4	4,80
1983	139	75,17	1	5,40
1984	138	76,22	3	5,50
1985	137	58,81	3	4,30
1986	137	72,83	6	5,30
1987	139	113	11	8,10
1988	132	94,55	12	7,20
1989	135	39,8	3	2,95
1990	139	59,22	2	4,26
1991	115	68,24	5	5,93
1992	129	41,99	1	3,26
1993	122	58,26	2	4,78
1994	122	47,77	1	3,92
1995	118	54,09	3	4,58
1996	107	49,33	1	4,61
1997	106	48,14	2	4,54
1998	111	106,36	19	9,58
1999	102	98,05	16	9,61
2000	93	51,08	6	5,49
2001	98	31,27	1	3,19
2002	91	52,06	5	5,72
2003	68	71,52	14	10,52
2004	64	57,84	13	9,04

Следует отметить, что на этапе подготовки ИР АМ к сохранению под наблюдением (после приведения реактора в ядерно-безопасное состояние) одни из наиболее дозоемких работ, связанные с диагностикой ТВС, а также перегрузкой и разделкой ТВС и обслуживанием комплекса разделки ОТВС, будут отсутствовать. При этом, в основном, будут проводиться работы с низкоактивным и среднеактивным оборудованием, и ожидается, что средние годовые эффективные дозы на этом и заключительном (после длительного сохранения реактора под наблюдением) этапах вывода из эксплуатации ИР АМ будут находиться в пределах 5–10 мЗв/год.

Таким образом, несмотря на сложности при эксплуатации самого реактора и необходимости обслуживать проведение многих сложных и дозозатратных экспериментов, облучаемость персонала ИР АМ, безусловно, была в пределах существующих норм радиационной безопасности.

Поступила в редакцию 16.11.2004

УДК 621.039.524

Calculating Research of Emergency Situation with Rupture of the First Circuit and Superposition of Disrepair of Boron Injection with High Pressure in Core of Reactor VVER-1000 \A.N. Shkarovskiy, V.I. Aksenov, N.P. Serdun'; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 8 pages. – References, 5 titles.

Calculating research of accidents with rupture of the first circuit with equivalent diameter 50 – 100 mm in reactor operation on power rating is developed. The loss of coolant from the first circuit accompany superposition of disrepair of boron injection with high pressure. Maximum time of operator non-interference in course of emergency process is determined. Algorithm of operator actions in support of safety systems is selected. It is shown, in all researching conditions safety systems with interference of operator in its supporting (20 – 80 mm) and without interference of operator (100 mm) ensure the reactor cooldown and its supporting in subcritical condition without exceeding maximum permissible limit of damage of fuel rod.

УДК 621.039.586:504.5

Investigations of Secondary Atmospheric Contamination by ^{137}Cs in Bryansk Region after the Nuclear Accident at the Chernobyl NPP \I.Ya. Gaziev, I.I. Kryshev, Ya.I. Gaziev, A.D. Uvarov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 8 pages, 2 illustrations? 4 tables. – References, 9 titles.

The article presents methods and results of investigations of secondary radioactive atmospheric contamination after the Chernobyl accident in territory of Novozybkov radioecological and sanitary area of the EMERCOM of Russia in Bryansk region. Estimations of radiation doses of inhalation intake of ^{137}Cs for the population of Novozybkov in 1992 and 2004 are given.

УДК 502.13:574

Biological Methods for Environmental Assessment of the Recreation Zone in the Vicinity of the Obninsk Institute of Physics and Power Engineering \E.I. Yegorova; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 9 pages, 5 illustrations. – References, 23 titles.

A bioassay for sanitary zone of protection has been carried out in the vicinity of the Institute of Physics and Power Engineering (IPPE) in Obninsk. Vector maps with GIS have been made to show the state of biota in the observation area and the Obninsk recreation zone. Conformity of dynamics and mechanisms of the functional activity of microorganisms in soils under general contamination with radionuclides and heavy metals has been found.

УДК 621.039.58:614.876

Analysis of Personnel Irradiation Doses during 50 Years Operation of the First NPP \V.I. Vaizer, L.A. Kotchekov, D.P. Masalov, A.I. Shtifurko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 4 pages, 1 table.

It is necessary to pick out exceptional years with rising irradiation doses in history of the First NPP.

- 1954–1957 – removal of defects; adjust of equipment and technologies; average annual dose $\bar{D} \sim 20$ mSv.
- 1958–1970 – mounting and operation of numerous (17) test loops for researchers of reactor work regimes; $\bar{D} \sim 8$ mSv.
- 1971, 1987 – fundamental repairs with complete fuel unloading of reactor; $\bar{D} \sim 13$; 8 mSv.
- 1988 – reconstruction of the «hot» cell to cut fuel subassemblies; decontamination of reactor production rooms and equipment; $\bar{D} \sim 7$ mSv.
- 1998–1999 – discovery and removal of mass leaks of fuel subassemblies; $\bar{D} \sim 10$ mSv.
- 2003–2004 – the preparation to the decommissioning; unloading of spent fuel stores; cutting

of fuel subassemblies; decontamination of reactor production rooms and equipment; $\bar{D} \sim 13$; 8 mSv.
1972–1986, 1989–1997, 2000–2002 – normal operation of reactor; $\bar{D} \sim 5$ mSv.

УДК 621.039.514

About One Exact Solution of Kinetics Equation \M.V. Kaschev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 5 pages, 1 illustration. – References, 4 titles.

Exact analytical solution of kinetics equation taking into account one weighted average delayed neutron group under line reactivity introduction was got.

УДК 621.039.5

A Study of Physical Characteristics of Light-Water Reactor Loaded with (Th-U-Pu) Oxide Fuel \G.G. Kulikov, V.V. Artisyuk, A.N. Shmelev, V.A. Apse; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 9 pages, 3 illustrations, 6 tables. – References, 12 titles.

The paper is devoted to analysis of weapon-grade plutonium utilization by its introduction into homogenous uranium and neptunium dioxides and irradiation in LWR. Main attention is given to proliferation protection of uranium-233, which is produced in neutron irradiation of thorium and may be used in multi-cycle LWR operation regime. Coolant temperature reactivity coefficients are determined for the established and non-established fuel cycles.

УДК 621.039.516

About the Resonance Self-Shielding for Radioactive and Fission Capture of Uranium-235 \O.N. Pavlova, V.A. Doulin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 10 pages, 8 illustrations, 3 tables. – References, 10 titles.

Unexpected dependence of reactivity of uranium-235 samples on size of fast critical assembly BFS-79-5 whose softened spectrum was discovered in case uranium-235 samples enriched up to 90%. For small sample sizes its reactivities are negative. The analysis of this dependence has shown that values listed in ABBN – 93 can be predicted by calculations under following conditions:

- the effects of resonance self-shielding for radiative capture must be much lower for low values σ_0 ;
- in accordance with the last microscopic experiments, group neutron cross-section of radiative capture must be larger in the resonance energy region.

УДК 621.039.54

The Comparing Analysis of Different High Burnup Achievement Modes in Reactor Systems without Additional Absorbers \V.I. Savander, M.A. Uvakin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 6 pages, 1 illustration, 1 table. – References, 5 titles.

This work deals with comparing analysis of two different excess reactivity compensation modes in reactors without additional absorbers: uninterrupted reloads of nuclear fuel and operating neutron spectrum. This task was solved by preparing simple model of nuclear fuel burning process in heavy-water reactor with adjusted critically conditions. Such model allows calculating achievable burnup of nuclear fuel. This work contains the description of model, calculating scheme, and comparing analysis of obtained results.

УДК 628.4.047

Handling of Spent Fuel of the First NPP \D.P. Masalov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 4 pages, 4 illustrations, 1 table.

For cutting of spent fuel subassemblies in «hot» cell radioactive graphite and steel wastes are formed. By the end of 2005 graphite wastes (24,5 t, 1,26 TBk) and steel wastes (8,2 t, 262 TBk) will be