

REFERENCE 61

B. G. DUBOVSKII, A. V. KAMAEV, V. V. ORLOV, G. M. VLADYKOV, V. N. GURIN, F. M. KUZNETSOV, V. P. KOCHERGIN, I. P. MARKELOV, G. A. POPOV, AND V. J. SVIRIDENKO, "THE CRITICAL PARAMETERS OF AQUEOUS SOLUTIONS OF $UO_2(NO_3)_2$ AND NUCLEAR SAFETY," IN PROCEEDINGS OF THE THIRD INTERNATIONAL CONFERENCE ON THE PEACEFUL USES OF ATOMIC ENERGY, GENEVA, 1964 (UNITED NATIONS, NEW YORK, 1965), VOL. 13, pp. 254-263.



Third United Nations
International Conference
on the Peaceful Uses
of Atomic Energy

A/CONF.28/P/381
USSR

May 1964

Original: RUSSIAN

Confidential until official release during Conference

THE CRITICAL PARAMETERS OF AQUEOUS
SOLUTIONS OF $UO_2(NO_3)_2$ AND NUCLEAR
SAFETY.

B.G.Dubovskii, A.V.Kamaev, V.V.Orlov, G.M.Vladykov, V.N.
Gurin, F.M.Kuznetsov, V.P.Kochergin, I.P.Markelov, G.A.Po-
pov, V.J.Sviridenko.

1. The critical parameters of aqueous solutions of
 $UO_2(NO_3)_2$.

Critical experiments were performed in reflected and unreflected right circular cylinders, parallelepipeds with square cross section and spheres using an aqueous solution of $UO_2(NO_3)_2$.

The assembly vessels were made from grade 1C18N9T stainless steel with wall thickness of 0.1 - 0.15cm for spheres and cylinders and 0.3cm for parallelepipeds.

In unreflected experiments minimum distance from core to room concrete walls was about 2m.

The solution temperature was changed within the limits of 15 - 21°C, and during a particular experiment the variation was approximately $\pm 0.5^\circ C$. Aqueous solutions of $UO_2(NO_3)_2$ contain nitric acid. The value of atomic ratio $\beta_N = \frac{P_N}{P_U}$ in solutions in experiments with all enrichments and concentrations of uranium was changed within the limits of 2.4 - 3.2. The changes of critical parameters of the solution of $UO_2(NO_3)_2$ enriched to 90% in U^{235} due to the variation of the solution temperature did not exceed errors caused by uncertainty of measurement of the solution volumes and the uranium concentrations. This uncertainty does not exceed $\pm 0.5\%$.

The experimental data for spheres and parallelepipeds were used to obtain the extrapolation distance and the wa-

ter reflector savings as functions of the uranium concentration and the assembly shape. The critical dimensions for bare parallelepipeds are presented in Table I. The root-mean-square values of geometric bucklings and extrapolation distances for parallelepipeds were obtained from the experiments by the least square method. The errors in the geometric bucklings do not exceed $\pm 2\%$. If stainless steel reflector has a thickness T , its saving δ_{ss} satisfies the experimentally found dependence:

$$\delta_{ss} = 0.9 T,$$

which is valid for $T \leq 1\text{cm}$ at all assembly shapes in the investigated range of concentrations. The extrapolation distance for parallelepipeds d_{par} does not depend, within the limits of the experimental errors, on uranium concentration in investigated region 72 - 233 g/l:

$$d_{par} = 2.65 \pm 0.15\text{cm}$$

The results of experiments with unreflected spheres and spheres with infinite water reflector are presented in Table II. The extrapolation distance for a sphere d_s is given by

$$d_s = \frac{\pi}{\sqrt{B_{par}}} - R_0$$

where $\sqrt{B_{par}}$ - buckling deduced from the measurements on bare parallelepipeds; R_0 - critical radius of the bare sphere. The extrapolation distance for a sphere in concentration region 72 - 233 g/l does not depend on the uranium concentration and the surface curvature:

$$d_s = 2.7 \pm 0.15\text{cm}$$

The reflector saving due to a complex reflector from stainless steel and water of infinite thickness was measured in special experiments on the parallelepiped, in which the stainless steel thickness varied from 0.3 to 5cm. The reflector saving due to an infinite water reflector for the parallelepiped δ_{par} is a constant, within the limits of the experimental errors, for uranium concentrations from 48g/l to 150g/l:

$$\delta_{par} = 3.4 \pm 0.3\text{cm}$$

Table I.
Critical data and derived values of \bar{B}^2 and \bar{d}_{par}
for bare parallelepipeds with square cross section
containing solution of $UO_2(NO_3)_2$ (90% enrichment).

Cross section dimension (cm)	U^{235} Density (g/l)	Atomic Ratio ρ_H/ρ_S	Atomic Ratio ρ_N/ρ_U	Critical Height (cm)	\bar{B}^2 (cm^{-2})	\bar{d}_{par} (cm)
26.66	73.2	375.1	3.12	46.18	0.0222	2.71
28.45	73.2	375.1	3.12	36.71		
30.08	73.2	375.1	3.12	31.73		
32.63	73.2	375.1	3.12	27.4		
35.55	73.2	375.1	3.12	24.5		
26.66	152.3	175.7	3.08	29.01	0.02679	2.63
28.45	152.3	175.7	3.08	25.67		
30.08	152.3	175.7	3.08	23.59		
32.63	152.3	175.7	3.08	21.39		
35.55	152.3	175.7	3.08	19.76		
26.66	233.4	109.4	3.13	27.08	0.0279	2.67
28.45	233.4	109.4	3.13	24.20		
30.08	233.4	109.4	3.13	22.32		
32.63	233.4	109.4	3.13	20.39		
35.55	233.4	109.4	3.13	18.95		

The reflector saving due to an infinite water reflector for the spheres

$$\delta_s = 3.4 \pm 0.3 \text{ cm}$$

for uranium concentration from 40 to 230g/l.

The basic experimental results are shown in Fig.1.

The experiments with solution of $UO_2(NO_3)_2$ of 5% and 10% in U^{235} were performed on reflected and unreflected cylinders (see Table III). The geometric bucklings for solutions of low enrichment were obtained by using the extrapolation distance and the water reflector saving from the experiments with the solution of $UO_2(NO_3)_2$ of 90% enrichment. In the present case an error of, say, 8% in \bar{d} could imply an error of 1% in the geometric buckling. The buckling values presented in Table III were computed with an accuracy

Table II.

Critical Radii for unreflected and reflected spheres containing solutions of $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$ (90% enrichment).

Unreflected				Water reflected			
Radius (cm).	U^{235} Density (g/l).	Atomic Ratio ρ_H/ρ_S	Atomic Ratio ρ_N/ρ_U	Radius (cm).	U^{235} Density (g/l).	Atomic Ratio ρ_H/ρ_S	Atomic Ratio ρ_N/ρ_U
20.1	43.2	600	2.5	20.1	32.4	800	2.5
19.0	50.6	500	2.5	19.0	35.5	720	2.5
18.1	67.0	380	2.5	18.1	37.5	680	2.5
17.17	92.8	264	3.3	16.4	50	500	2.5
16.4	112.3	208	2.5	16.0	54	465	2.5
16.14	151.5	156	3.2	13.5	106.4	233	2.5
16.0	194	119	3.15	12.7	172.8	139	2.5
16.0	202.5	118	2.5	12.7	182.0	127.5	3.28
16.0	287	86	2.5				

Table III.
Critical data and values of B^2 for Cylinders Containing solutions
of $UO_2(NO_3)_2$ (5% and 10% enrichments).

Enrichment U^{235} (%).	U^{235} density (g/l).	Atomic Ratio $\frac{\rho_N}{\rho_U}$	Unreflected				Water reflected			
			Diame- ter (cm)	Criti- cal Height (cm)	d (cm)	B^2 (cm^{-2})	Diame- ter (cm)	Criti- cal Height (cm)	Effecti- ve sa- ving (cm)	B^2 (cm^{-2})
10	48.2	2.5	50	37.4	2.6	0.0128	40 ^{x)}	36.8	6.0	0.0128
10	42.2	3.1	50	39.7	2.6	0.0123	50 ^{x)}	31.7	6.0	0.0122
10	32.2	3.0	50	54.1	2.6	0.0103	50 ^{x)}	40.7	6.0	0.0101
10	25.0	3.0	60	60.2	2.6	0.0 ² 767	50 ^{x)}	70.8	6.0	0.0 ² 763
5	25.3	2.4	80	70.4	2.6	0.0 ² 487	72.5	65.7	6.0	0.0 ² 49

^{x)} No top reflector.

of 2%. By setting the geometrical buckling in systems having different geometries but the same composition to be equal, radii of reflected and unreflected spheres were obtained from cylinder data of Table III (see Fig.2).

In present report the P_1 and P_3 approximations of the multigroup version of the spherical harmonics method have been used for a solution of the Boltzmann's transport equation [1],[2]. The calculations have been performed on the electronic computers. When calculating reactors in the P_1 approximation, the scattering in the slowing-down region on all nuclei except hydrogen was considered in the age-diffusion approximation. The scattering on hydrogen was calculated exactly. The multigroup constants were calculated from the basic cross section data [3],[4],[5]. The resonance absorption was considered in the approximation of the narrow resonances. The Doppler broadening of neutron resonances was calculated according to Ref.[6]. The interference between resonance and potential scattering processes was neglected. The effective one-group constants in the thermalization region were found by means of averaging over the neutron spectrum satisfying Wilkins' equation[7]. The chemical binding of hydrogen in the water molecule is taken into account by the effective mass equal about 6. The system of constants for hydrogen and oxygen was tested by comparison of theoretical and experimental values of the square of slowing-down length (L_s^2) to indium resonance energy and the diffusion length of thermal neutrons (L) (Table IV).

Table IV.

Value	Source	Experiment [8]	Experiment [9]	Experiment [10]	Calculation	
L_s^2		27.1	0.9	27.86	0.10	27.8
L				2.72		2.6

To compare theory and experiment on the critical masses in the wide region of concentrations it is necessary to perform all calculations in the P_3 approximations. The reactor critical dimensions can also be found with sufficient accuracy by means of the effective one-group theory [11] taking into account the transport effects. The calculation in the multigroup P_3 approximation of the critical radius of the water reflected sphere containing solution of $UO_2(NO_3)_2$ (90% enrichment) coincides with experiment within $\pm 1.5\%$. The calculation of critical radius of the unreflected sphere exceeds the experimental results by 2 - 2.5% (Fig.1). The same conclusions are drawn from the comparison of the experiment and the calculation for solutions of $UO_2(NO_3)_2$ enriched to 10% in U^{235} (Fig.2). The single experiment for the solution of 5% enrichment gives the values of critical radii of the reflected and unreflected spheres exceeding the values obtained by the calculation in the multigroup P_3 approximation by 1%. Thus, the calculation of unreflected reactor in the region of the large uranium concentrations is of a less accuracy than calculations of reflected reactor. The calculation of the reflected sphere critical radius as a function of concentration (90% enrichment) at the various nitrogen to uranium ratios shows, that the minimum radius of reflected sphere increases by 7 - 8%, when atomic ratio ρ_N/ρ_U increases from 2 to 6.3. The maximum difference of critical radii calculated by the one- and multigroup P_3 approximations is 2.5 - 3% and increases with the increase of concentration.

The material buckling of the solutions of $UO_2(NO_3)_2$ is calculated by

$$B^2 = \left(\frac{\pi}{R_3 + d_s} \right)^2$$

where R_3 - the critical radius of the bare sphere in the multigroup P_3 approximation; d_s - the extrapolation distance in the P_1 approximation: $d_s = \frac{\pi}{B_1} - R_1$, where B_1^2 - the

material buckling in the P_1 approximation; R_1 - the critical radius of the bare sphere computed in the multigroup P_1 approximation with energy - dependent extrapolation distance. The extrapolation distances for an infinitely long cylinder (d_c) and a slab of infinite area (d_{sl}) were computed on the assumption that the linear extrapolation distance is independent of the core shape. The dependence of d_s , d_c and d_{sl} on the uranium concentration is shown in Fig.1. The extrapolation distance increases with the increasing of concentration and the curvature of the core surface. The difference between the experimental and computed values of the extrapolation distance for the sphere is as much as 7%. The difference in the material buckling for the solutions of 90% enrichment in the concentration region 72 - 233 g/l is as much as 8%. The basic difference (7%) is due to the discrepancy of the computed and experimental values of the critical radii of the bare spheres. The discrepancy in the extrapolation distance of 7% leads to discrepancy in the buckling, which is no more than 1%. For the solution of 5% and 10%-enrichments the discrepancy between the calculation and the experiment is as much as 6%: 1% due to the difference in the extrapolation distances, 5% due to the difference in the radii of bare spheres.

The water reflector saving for sphere is found as difference between the critical unreflected and reflected dimensions. According to the calculation the reflector saving is directly proportional to the uranium concentration (the curve 4 in Fig.1). The discrepancy between the calculation and the experiment is as much as 10%.

The empirical kernel method [12] is one of the methods dealing with criticality problems. In this method the critical condition is obtained from a measured kernel without recourse to any mathematical model to describe the neutron slowing-down process. The empirical kernel method can be applied to bare cores containing a dilute solution of U^{235}

in water if: 1) fission is confined to thermal region; 2) the core dimensions are such, that one can neglect the energetic dependence of the extrapolation distance. The systems containing the solutions with the large concentration of U^{235} do not satisfy these requirements. Unfortunately there are no data concerning the influence of the displacement of water by the molecules of $UO_2(NO_3)_2$ on the neutron slowing-down in the solution. In the present report this problem is considered qualitatively. One can assume [12] that there is no correlation between neutron leakage and neutron absorption. According to the asymptotic theory for a bare uniform reactor the condition for the criticality has the following form [12]:

$$\bar{K}(B; 1.4) e^{-B^2 \Delta r_{th}} \left[k_{\infty f} + \frac{k_{\infty th}}{1 + B^2 L^2} \right] = 1 \quad (1)$$

provided the thermal group is responsible for major part of fission. $\bar{K}(B; 1.4)$ is the nonleakage probability for neutrons reaching 1.4 eV. $\bar{K}(B; 1.4)$ was computed by M.N. Lantsov [13] from the experimental data of Hill, Roberts and Fitch [14] in such a way that the square of the slowing-down length to indium resonance energy in the water is 27.8 cm^2 . The quantities $k_{\infty f}$, $k_{\infty th}$ are computed in the multigroup P_1 approximation. The material buckling B^2 found from eq.(1) is presented in Fig.1 (curve 3a). In computing B no account has been taken of the effect of the displacement of water by the molecules of $UO_2(NO_3)_2$. The comparison of the curve 3a and the experimental data for the parallelepipeds shows, that this assumption is not justified. Rewrite (1) as

$$\bar{K}\left(\frac{B}{\rho^\alpha}; 1.4\right) e^{-\frac{B^2 \Delta r_{th}}{\rho^{2\alpha}}} \left[k_{\infty f} + \frac{k_{\infty th}}{1 + B^2 L^2} \right] = 1 \quad (1a)$$

where ρ - the effective density of hydrogen in the solution; α - a factor, taking into account the influence of the molecules of $UO_2(NO_3)_2$ on the nonleakage probability $\bar{K}(B; 1.4)$. The comparison with the experimental values of the geometric buckling shows, that " α " decreases with increase of uranium concentration (curves 3b, 3c, 3d, 3e in Fig.1).

This fact indicates, that the importance of scattering collisions with nonhydrogen atoms increases with increase of uranium concentration. The calculation for 90% enrichment shows, that at the same uranium concentration material buckling decreases with atomic ratio ρ_N/ρ_U , 80% being due to decrease of hydrogen density and 20% being due to nitrogen absorption. For uranium solution of lower enrichment the importance of nitrogen absorption increases.

2. The effectiveness of heterogeneous neutron absorbers in aqueous solutions of $UO_2(NO_3)_2$ (10% and 90% enrichments).

Critical experiments with neutron absorbers have been carried out in cylindrical assemblies 40cm and 110cm in diameter. Single cylindrical and circular absorbing rods, a group and a lattice of absorbing rods were inserted into a core of assembly, with contained solution of $UO_2(NO_3)_2$. Two neutron absorbing materials were used: 1) a cadmium sheet of 0.05cm thickness; 2) boron carbide powder of 1.25 g/cm³ density. The neutron absorbers had the stainless steel sheaths.

The experiments have been carried out under conditions described in section 1. The uncertainty of measurement of the solution critical heights is estimated at no greater than \pm (1.5 - 2%). Assembly of diameter 40cm. The effectiveness of a central cylindrical absorbing rod extending throughout the whole length of a cylindrical core depends on the material of a rod, its diameter and uranium concentration in solution. The absorbing rod is a stainless steel tube which contains the absorbing material. In experiments with the boron carbide rods the sheath thickness was varied (Fig.3). The presence of steel sheath leads to two contrary effects: 1) screening of boron carbide; 2) displacement of solution. It appears from Fig.3 that the displacement effect prevails. The effectiveness of central absorbing rod consisting of boron carbide with steel sheath was computed accor-

ding to one-dimensional reactor code in multigroup P_1 approximation on electronic computer. The effective boundary condition on the outer surface of the absorbing rod depends on the albedo of the rod. The albedo of the canned rod was computed according to the method proposed by E.I. Grishanin [15]. The calculation agrees with the experiment (Fig.3) within 10 - 25%. The agreement improves with the increasing of rod diameter.

The experimental comparison of the effectiveness of central boron carbide rod and central water-moderated cadmium rod is shown in Fig.4. If rod diameter is less than approximately two slowing-down lengths ($2L_s$) boron carbide rod is more effective than water-moderated cadmium rod. With an increase of rod diameter the selfshielding of boron carbide rod decreases its effectiveness, while the number of neutrons slowed-down in the water-moderated cadmium rod below the cadmium cut-off and absorbed by cadmium is increased. If the rod diameter is more than $2L_s$, the boron carbide rod is less effective than the water-moderated cadmium one.

The experiments on a system (a rod in the centre and a ring of equidistantly placed rods) of boron carbide rods (outer diameter 5.8cm, sheath thickness 0.4cm) and water-moderated cadmium rods (outer diameter 5.7cm, sheath thickness 0.55cm) were also carried out. The effectiveness of a system of absorbing rods reaches its maximum (Fig.5) at certain distance between rod centers. This distance depends on the uranium concentration, rod type and reactor reflector.

The effectiveness of annular boron and cadmium absorbers versus its mean radius is shown in Fig.6. The annular gap thickness is 0.6cm, the stainless steel sheath thickness is 0.1cm. As seen from Fig.6, the optimal mean radius of annular absorber in a bare core is about $0.45R$, where R - radius of a core. Similar experiments in a reflected reactor give the optimal radius of the absorber equal about $0.53R$. The annular absorbers with boron carbide are more ef-

fective than the absorbers with cadmium. When filling with water the annular absorber containing two coaxial cadmium cylinders its effectiveness increases with thickness of water gap (Fig.7).

Assembly of diameter 110cm. In critical experiments on assembly 110cm in diameter the effectiveness of absorbing rods arranged in triangular lattice was found. The control rod is the stainless steel tube (outer diameter 5.5cm, sheath thickness 0.5cm), which contains the boron carbide powder. The positioning and the fixation of absorbing rods in lattice were provided by two steel plates 1.7cm in thickness (one of them placed on the core bottom, the other on the top of the core vessel). The results of the experiments are represented in Table V.

For estimating the effectiveness of the absorbing-rod lattice the core was divided into two homogeneous regions: region occupied by the rods and region free of rods. The absorption in the rods is found from the analysis of regular lattice by the method of an equivalent cell with an effective boundary condition on the absorbing rod surface. In the case of a dense lattice allowance is made for a mutual screening of rods. The absorbing properties of a rod in a cell are characterized by an effective macroscopic cross section $\Sigma_{\text{eff}}(u)$ determined by the rod composition, the lattice spacing and the neutron energy. The energy dependence can be obtained by either the group method [16] or the age-diffusion approximation. Let us assume that in the age-diffusion approximation the neutron slowing-down density can be represented by:

$$q(\rho, u) = R_u(\rho) e^{-\int_0^u \frac{\Sigma_c}{\xi \Sigma_s} du' - \int_0^u \frac{\kappa^2 D}{\xi \Sigma_s} du'}$$

The basic energy dependence is represented by the exponential. The function $R_u(\rho)$, which gives the spatial distribution of the slowing-down density, satisfies equation:

$$\Delta R_u(\rho) + \alpha_u^2 R_u(\rho) = 0$$

with appropriate boundary conditions [16]. Computed in the P_1 approximation critical heights of solution in assembly 110cm in diameter with triangular lattice of rods (outer diameter 5.5cm and sheath thickness 0.5cm) are presented in Table V. The calculation of $\Sigma_{\text{eff}}(u)$ was carried out in age-diffusion approximation taking into consideration the mutual screening of absorbing rods in a dense lattice. The dependence of the diffusion and slowing-down properties of the region filled with rods on lattice spacing was not taken into account. It underestimates the critical calculated heights. The comparison of calculation and experiment shows, that the age-diffusion method of calculation of $\Sigma_{\text{eff}}(u)$ overestimates the rod effectiveness at a dense lattice and underestimates the rod effectiveness at widely-spaced lattice.

Table V.

Critical heights of solution of $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$ in assembly ϕ 110cm with side and bottom reflector. The lattices of absorbing rods ϕ 5.5 x 0.5cm.

No.	U ²³⁵ Enrichment (%)	Uranium Density (g/l)	Lattice spacing (cm)	Rod Number	Critical Height H (cm)		H _{calc} - H _{exp} (%)
					Calcula- tion	Experi- ment	
1	5.64	400.2	31.8	7	-	103.8	-
2	10	420.5	22.8	19	-	27.4	-
3	10	420.5	18.4	31	-	34.2	-
4	90	37.51	13.4	51	-	102	-
5	90	37.51	22.8	19	23.3	23.0	+1.5
6	90	37.51	15.2	41	38.8	40	- 3
7	90	37.51	7.6	41	26.1	24.7	+ 6
8	90	74.87	21.2	19	15.6	17.0	- 8
9	90	74.87	15.2	40	20.3	20.0	+ 1.5
10	90	74.87	13.2	51	23.4	24.2	- 3.0
11 ^{*)}	90	152.3	21.2	19	13.2	13.3	+1.0
12 ^{*)}	90	152.3	7.6	61	14.6	14.5	+1.0

^{*)} Without plate on core bottom.

REFERENCES.

- [1] G.I.Marchuk, The methods of the calculation of neutron chain reactors, M., Atomizdat (1962).
- [2] G.I.Marchuk, The methods of the calculations of fast and intermediate nuclear reactors. The paper to the International Conference, Vienna (1962).
- [3] Reactor Handbook, Physics, New York (1955).
- [4] I.V.Gordeev, A.V.Malishev, D.A.Kardashev, The nuclear-physical constants for the calculation of reactors. Handbook, M., Atomizdat (1960).
- [5] A.I.Leipunskii and others. The researches on the physic of fast reactors. Proceedings of the Second International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy. The paper of soviet scientists, 2 (1959).
- [6] I.V.Gordeev, V.V.Orlov, T.H.Sedelnikov, "Atomnaya Energiya", 3 (1957) 252.
- [7] E.R.Cohen, Proceedings of the Second International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy. The papers of foreign scientists, 5 (1958) 487.
- [8] L.N.Yurova, A.A.Poljakov, A.A.Ignatov, "Atomnaya Energiya", 12 (1962) 151.
- [9] R.C.Doerner, R.J.Armani, W.E.Zagotta and F.H.Martens, Nucl. Sci. and Eng., 2 (1961) 221.
- [10] A.D.Galanin, The theory of nuclear reactors on the thermal neutrons. M., Atomizdat (1958).
- [11] G.I.Marchuk, V.P.Kochergin, E.I.Pogudalina, L.I.Kuznetsova, The theory and the methods of the calculations of nuclear reactors, collected papers. M., Atomizdat (1962) 79.
- [12] R.Gwin, D.K.Trubey, A.M.Weinberg, Proceedings of the Second International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy. The papers of foreign scientists, 3 (1959) 77.
- [13] I.G.Morozov and others, The experimental study of the physical characteristics of reactors for little energy-

- tics. The paper to the Third International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva (1964).
- [14] Y.E.Hill, L.D.Roberts and T.E.Fitch, J. Appl. Phys., 26 (1955) 1013.
- [15] E.I.Grishanin, "Atomnaya Energiya", 16 (1964) 234.
- [16] G.I.Marchuk, The numerical methods of the calculation of nuclear reactors. M., Atomizdat (1958).

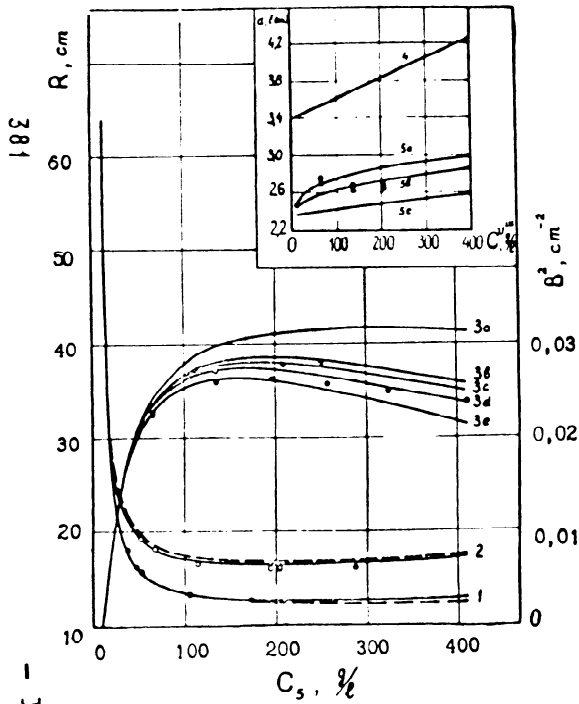


Fig. 1. Critical parameters of $U(90)O_2(NO_3)_2 - H_2O$ solutions. Ratio $\frac{P_N}{P_U} = 2.5$. Radius of sphere R : 1 - reflected; 2 - bare; \circ, \otimes - experiment; --- P_3 multigroup computation; --- P_3 one - group computation.

Material buckling B^2 : 3 - by Kernel method, a - from $\bar{K}(B)$ ([13]), b - $\bar{K}(\frac{B}{\rho^{0.5}})$, c - $\bar{K}(\frac{B}{\rho^{0.6}})$, d - $\bar{K}(\frac{B}{\rho^{0.75}})$, e - $\bar{K}(\frac{B}{\rho})$; \odot - experiment, \oplus - computation by $B^2 = \left[\frac{\pi}{R_3 + d_s} \right]^2$. 4 - reflector saving δ ; 5 - extrapolation distance d : a - for sphere; b - for infinitely long cylinder; c - for slab of infinite area; experiment: \circ - sphere data; \square - parallelepiped data.

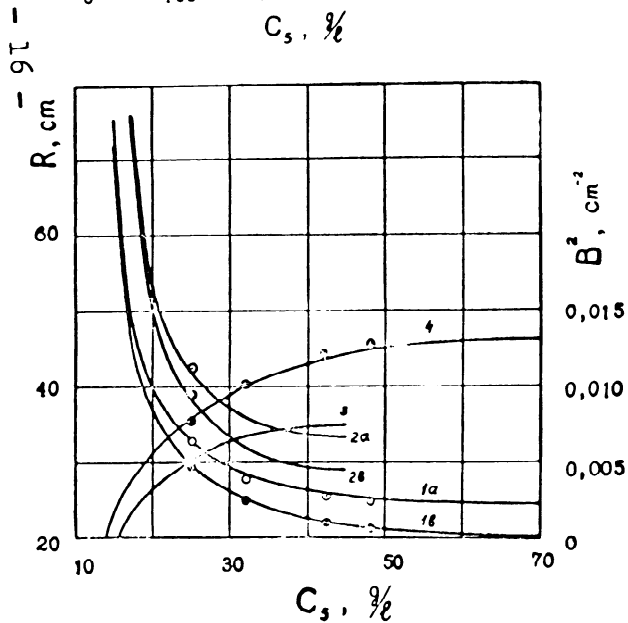


Fig. 2. Critical parameters of $UO_2(NO_3)_2 - H_2O$ solutions. Ratio $\frac{P_N}{P_U} = 2.5$. Radius of sphere R in P_3 multigroup computation: 1 - 10%, 2 - 5% enrichments; a - bare, b - water reflected.

Material buckling $B^2 = \left[\frac{\pi}{R_3 + d_s} \right]^2$: 3 - 5%, 4 - 10% enrichments. \circ, \otimes, \oplus - experiment (from cylinder data).

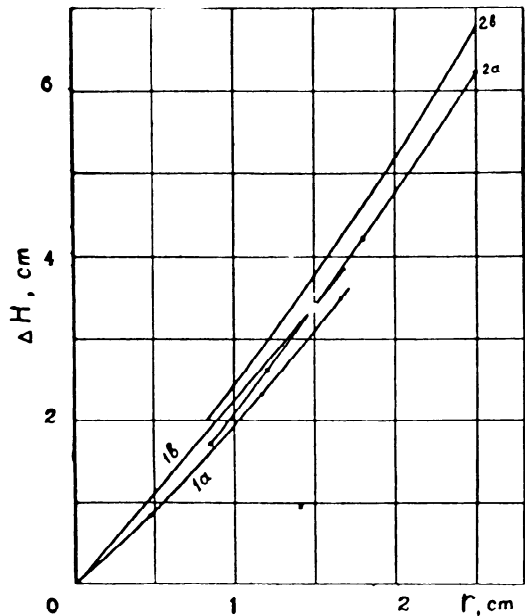


Fig. 3. Critical height increment as a function of absorbing rod radius (on boron carbide). Bare assembly of 40 cm diameter. Uranium concentration 72 g/l (90% enrichment). 1 - steel sheath 0.03 - 0.05 cm in thickness; 2 - sheath 0.4 cm in thickness. a - experiment; b - computation.

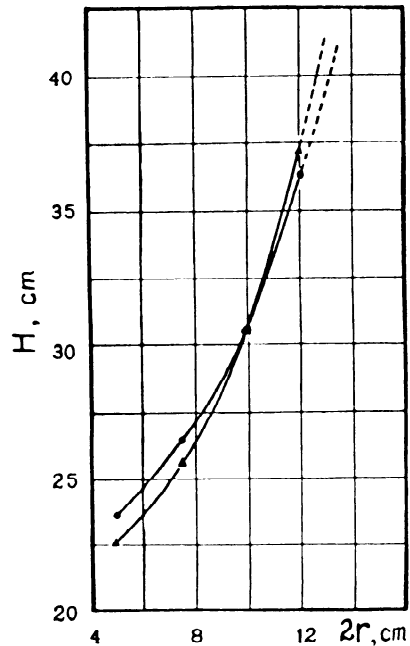


Fig. 4. Critical height as a function of absorbing rod diameter. Bare assembly ϕ 40 cm. Uranium concentration 136 g/l. Steel sheath 0.1 cm in thickness.

- \triangle - water-moderated cadmium rod;
- \odot - boron carbide rod.

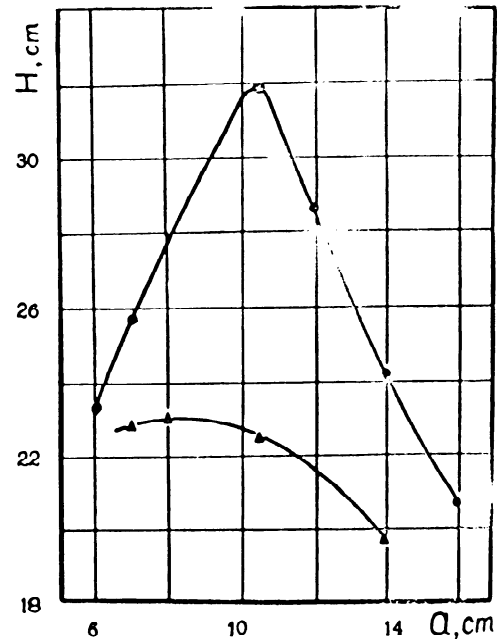


Fig. 5. Effectiveness of seven absorbing rods as a function of distance α between their centers. Assembly of 40 cm in diameter with side and bottom reflector (90% enrichment).

- \odot - boron carbide rods. Steel tube 5.8 x 0.4 cm in diameter. $C_U = 289$ g/l.
- \triangle - water moderated cadmium rods. Steel tube 5.7 x 0.55 cm in diameter contains cadmium tube ϕ 4.6 x 0.05 cm. $C_U = 457$ g/l.

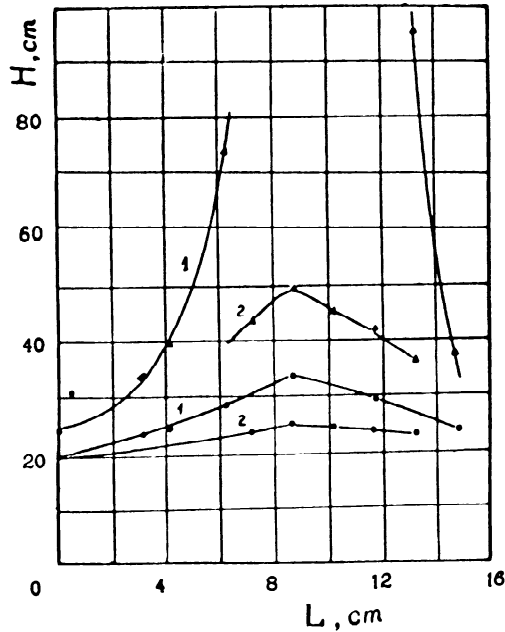


Fig.6. Critical height as a function of mean radius of annular absorber L . Bare assembly 40cm in diameter. Steel sheath of absorber 0.1cm in thickness (90% enrichment). 1. Boron carbide absorber. Annular gap thickness 0.6cm. 2. Cadmium absorber. Cadmium thickness 0.05cm.

- Δ - uranium concentration 76 g/l;
 \circ - uranium concentration 289 g/l.

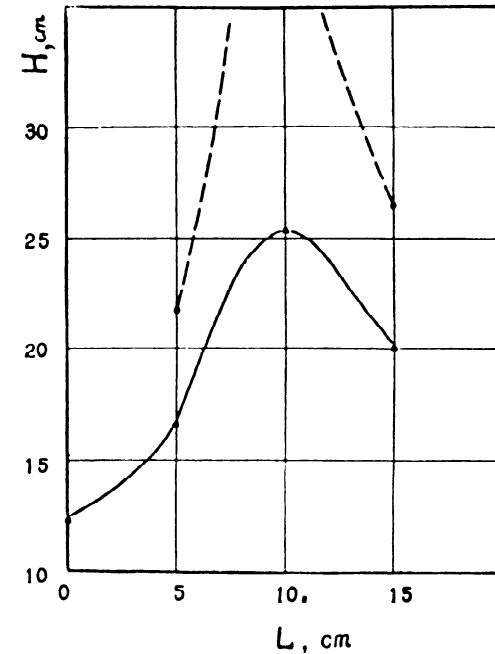


Fig.7. Critical height as a function of mean radius of annular water - moderated absorber L . Assembly ϕ 40cm with side and bottom water reflector. Steel sheath 0.1cm in thickness. Uranium concentration 289 g/l (90% enrichment). Distance between two coaxial cadmium cylinders: Δ - 2.5cm; \circ - 5 cm.

**Proceedings of
the Third International Conference
on the Peaceful Uses of Atomic Energy**

**Held in Geneva
31 August–9 September 1964**

**Volume 13
Nuclear Safety**

**MULTILINGUAL EDITION
ÉDITION MULTILINGUE
МНОГОЯЗЫЧНОЕ ИЗДАНИЕ
EDICIÓN PLURILINGÜE**



**UNITED NATIONS
New York
1965**

The designations employed and the presentation of the material in this publication do not imply the expression of any opinion whatsoever on the part of the Secretariat of the United Nations concerning the legal status of any country or territory or of its authorities, or concerning the delimitation of its frontiers.

Les désignations utilisées dans cette publication et la présentation des données qui y figurent n'impliquent de la part du Secrétariat de l'Organisation des Nations Unies aucune prise de position quant au statut juridique de tel ou tel pays ou territoire, ou de ses autorités, ni quant au tracé de ses frontières.

Употребляемые здесь обозначения и оформление материала не должны рассматриваться как выражение какого бы то ни было мнения со стороны Секретариата Организации Объединенных Наций относительно правового статуса той или иной страны или территории или ее властей, или относительно делимитации ее границ.

Las denominaciones empleadas en esta publicación y la forma en que aparecen presentados los datos que contiene no implican, de parte de la Secretaría de las Naciones Unidas, juicio alguno sobre la condición jurídica de ninguno de los países o territorios citados o de sus autoridades, ni respecto de la delimitación de sus fronteras.

A/CONF.28/1, Vol. 13

UNITED NATIONS PUBLICATION

Sales No.: 65. IX. 13

Price: \$U.S. 12.50
(or equivalent in other currencies)

PRINTED IN SWITZERLAND

Критические параметры водных растворов $UO_2(NO_3)_2$ и ядерная безопасность

Б. Г. Дубовский, А. В. Камаев, В. В. Орлов, Г. М. Владыков,
В. Н. Гурин, Ф. М. Кузнецов, В. П. Кочергин, И. П. Маркелов,
Г. А. Попов, В. Я. Свириденко*

1. КРИТИЧЕСКИЕ ПАРАМЕТРЫ ВОДНЫХ РАСТВОРОВ $UO_2(NO_3)_2$

Эксперименты по определению критических параметров водных растворов $UO_2(NO_3)_2$ проводились на сборках, имеющих форму цилиндров, прямоугольных параллелепипедов с квадратным основанием и сфер с водяным отражателем и без отражателя. Корпуса изучаемыхборок были выполнены из нержавеющей стали типа 1X18H9T и имели толщину $1 \div 1,5$ мм для сфер и цилиндров и 3 мм для параллелепипедов.

При проведении экспериментов без отражателей минимальное расстояние активной зоны от бетонных стен помещения составляло 2 м.

Температура растворов изменялась в пределах $15 \div 21^\circ C$, а при проведении каждого отдельного эксперимента она изменялась приблизительно на $\pm 0,5^\circ C$.

Растворы $UO_2(NO_3)_2$ в воде содержат азотную кислоту. Величина отношения ядер $\beta_N = \rho_N/\rho_U$ в растворах изменялась во время проведения экспериментов при всех обогащениях и концентрациях урана в пределах $2,4 \div 3,2$. Для растворов урана 90%-ного обогащения можно считать, что изменения критических параметров растворов $UO_2(NO_3)_2$ за счет изменения температуры растворов за время проведения экспериментов не превышают ошибок, обусловленных точностью определения объемов раствора и концентраций урана, которая составляет $\pm 0,5\%$.

Экспериментальный материал по критическим массам сфер и параллелепипедов позволяет сделать заключение, что длина экстраполяции и экономия водяного отражателя зависят от концентрации урана и формы реактора.

Результаты опытов с параллелепипедами приводятся в табл. 1. Для каждой из трех концент-

Таблица 1. Результаты критических экспериментов и расчетные значения геометрических параметров \bar{B}^2 и длин экстраполяции \bar{d} для прямоугольных параллелепипедов с квадратным основанием без отражателя, содержащих растворы $UO_2(NO_3)_2$ 90%-ного обогащения

Размер стороны основания, см	Концентрация U^{235} , г/л	Отношение ρ_N/ρ_5	Отношение ρ_N/ρ_U	Критическая высота, см	\bar{B}^2	$\bar{d}_{\text{пар}}$
26,66	73,2	375,1	3,12	46,18		
28,45	73,2	375,1	3,12	36,71		
30,08	73,2	375,1	3,12	31,730	0,0222	2,71
32,63	73,2	375,1	3,12	27,40		
35,55	73,2	375,1	3,12	24,5		
26,66	152,3	175,7	3,08	29,01		
28,45	152,3	175,7	3,08	25,67		
30,08	152,3	175,7	3,08	23,59	0,02679	2,63
32,63	152,3	175,7	3,08	21,39		
35,55	152,3	175,7	3,08	19,76		
26,66	233,45	109,4	3,13	27,079		
28,45	233,45	109,4	3,13	24,20		
30,08	233,45	109,4	3,13	22,32	0,0279	2,67
32,63	233,45	109,4	3,13	20,39		
35,55	233,45	109,4	3,13	18,95		

раций урана в растворе было выполнено пять экспериментов на параллелепипедах. Среднеквадратичные значения геометрических параметров и длин экстраполяции для параллелепипедов были получены из экспериментов обработкой по методу наименьших квадратов. Ошибка в определении геометрического параметра не превышает $\pm 2\%$.

Экономия $\delta_{\text{ст}}$ стального отражателя толщиной T находилась согласно экспериментально найденной зависимости

$$\delta_{\text{ст}} = 0,9T.$$

Указанная зависимость выполняется при $T \leq 1,0$ см для всех формборок в исследуемой области концентраций. Длина экстраполяции

* Физико-энергетический институт. Государственный комитет по использованию атомной энергии СССР. Москва.

для параллелепипедов $d_{\text{пар}}$ не зависит в пределах экспериментальных ошибок от концентрации урана в растворе в исследуемой области ($72 \div 233$ г/л) и равна

$$d_{\text{пар}} = (2,65 \pm 0,15) \text{ см.}$$

Таблица 2. Результаты критических экспериментов на сферах, содержащих растворы $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$ 90%-ного обогащения

Без отражателя				С водяным отражателем			
Радиус сферы, см	Концентрация U_{235} , г/л	Отношение ρ_N/ρ_U	Отношение ρ_N/ρ_U	Радиус сферы, см	Концентрация U_{235} , г/л	Отношение ρ_N/ρ_U	Отношение ρ_N/ρ_U
20,1	43,2	600	2,5	20,1	32,4	800	2,5
19,0	50,6	500	2,5	19,0	35,5	720	2,5
18,1	67,0	380	2,5	18,1	37,5	680	2,5
17,17	92,8	264	3,3	16,4	50	500	2,5
16,4	118,3	208	2,5	16,0	54	465	2,5
16,14	151,5	156	3,2	13,5	106,4	233	2,5
16,0	194	119	3,15	12,7	172,8	139	2,5
16,0	202,5	118	2,5	12,7	182,0	127,5	3,28
16,0	287	86	2,5				

В табл. 2 приводятся результаты опытов на сферах без отражателя и с бесконечным водяным отражателем.

Длина экстраполяции сферического реактора $d_{\text{сф}}$ определяется из соотношения

$$d_{\text{сф}} = \frac{\pi}{B_{\text{пар}}} - R_0,$$

где $B_{\text{пар}}^2$ — лапласиан, определенный из опытов на параллелепипедах; R_0 — радиус сферы без отражателя. Длина экстраполяции для сферы в области концентраций $72 \div 233$ г/л не зависит ни от концентрации урана в растворе, ни от кривизны поверхности

$$d_{\text{сф}} = (2,7 \pm 0,15) \text{ см.}$$

Экономия отражателя из стали и воды определялась в специальных опытах на прямоугольном параллелепипеде, в котором толщина стали изменялась от 3 до 50 мм.

Экономия водяного отражателя для параллелепипедов $d_{\text{пар}}$ постоянна в пределах ошибок эксперимента для концентраций урана до 150 г/л

$$d_{\text{пар}} = (3,4 \pm 0,3) \text{ см.}$$

Экономия водяного отражателя для сфер $d_{\text{сф}}$ в области концентраций урана $40 \div 230$ г/л равна

$$d_{\text{сф}} = (3,4 \pm 0,3) \text{ см.}$$

Основные результаты экспериментов приводятся на рис. 1. Эксперименты с раствором $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$ при обогащении урана 5 и 10% выполнены в цилиндрической геометрии (табл. 3). При расчете геометрических парамет-

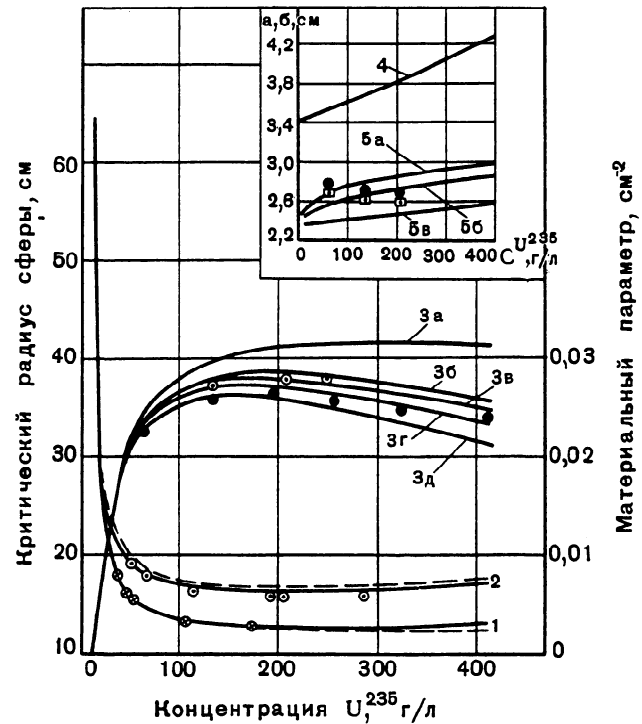


Рис. 1. Критические параметры водных растворов $\text{U}(90\%)\text{O}_2(\text{NO}_3)_2$: Отношение $\rho_N/\rho_U = 2,5$. Радиус сферы: 1 — с водяным отражателем; 2 — без отражателя; \circ , \otimes — эксперимент (сферы); — — — расчет в многогрупповом P_3 -приближении; — — — расчет в одnogрупповом P_3 -приближении. Материальный параметр: 3 — расчет по методу эмпирического ядра; а — из $\bar{K}(B)^{1/2}$; б — $\bar{K} \left(\frac{B}{V\rho} \right)$; в — $\bar{K} \left(\frac{B}{\rho, 0,6} \right)$; г — $\left(\frac{B}{\rho, 0,75} \right)$; д — $\bar{K}(B/\rho)$; \odot — эксперимент; \oplus — расчет по формуле $B^2 = \left(\frac{\pi}{R_3 + d_{\text{сф}}} \right)^2$; 4 — экономия водяного отражателя; 5 — длина экстраполяции: а — для сферы; б — для бесконечного цилиндра; в — для бесконечного плоского слоя. Эксперимент: \bullet — на сферах; \square — на параллелепипедах

ров растворов урана низкого обогащения используются длина экстраполяции и экономия водяного отражателя, полученные из экспериментов с растворами $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$ 90%-ного обогащения. В данном случае ошибка в длине экстраполяции и экономии водяного отражателя, равная 8%, приводит к ошибке в геометрическом параметре не более 1%. Значения геометрических параметров, приведенные в табл. 2, рассчитаны с точностью около $\pm 2\%$.

На рис. 2 представлены лапласианы и радиус сфер с отражателем и без отражателя, полученные приравниванием лапласианов (см. табл. 3).

Теоретическое изучение критических параметров ядерных реакторов может осуществляться путем решения интегро-дифференциального уравнения Больцмана при соответствующем гра-

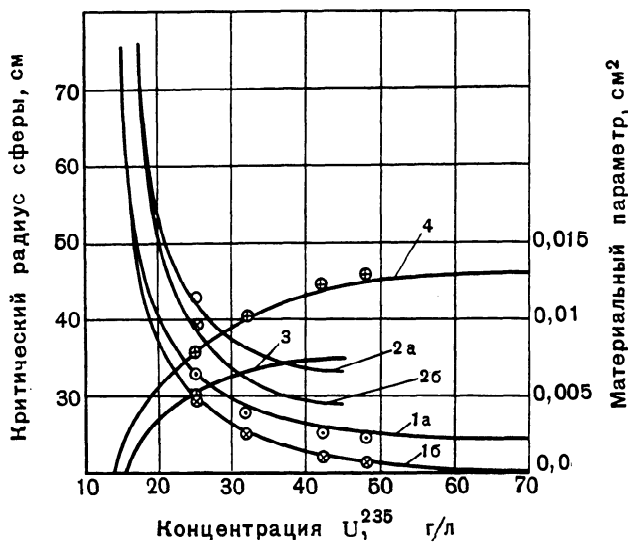


Рис. 2. Критические параметры водных растворов $UO_2(NO_3)_2$ (обогащения 5 и 10%). Отношение $\rho_N/\rho_U = 2,5$. Радиус сферы (расчет):

1 — 10%; 2 — 5% обогащения; а — сфера без отражателя; б — сфера с водяным отражателем. Материальный параметр по формуле $B^2 = \left(\frac{\pi}{R_s + d_{сф}}\right)^2$; 3 — 5%; 4 — 10% обогащения; \odot , \otimes , \oplus — из экспериментов на цилиндрах

ничном условии на внешней поверхности реактора.

В настоящем докладе для решения уравнения Больцмана будут применены многогрупповые методы расчета ядерных реакторов в P_1 - и P_3 -приближениях метода сферических гармоник¹ с использованием ЭВМ. В основу представленных исследований положены вопросы многогруппового представления и выбора многогрупповой системы констант^{1, 2}. При расчете реакторов в P_1 -приближении рассеяние в области замедления на всех ядрах, кроме водорода, учитывалось в диффузионно-возрастном приближе-

нии. Учет рассеяния на ядрах водорода производился точно. Многогрупповая система констант основывалась на данных о сечениях, приведенных в работах³⁻⁵.

Учет резонансного поглощения производился в приближении узких резонансов. Для учета доплеровского уширения резонансов использовались данные работы⁶. Эффекты интерференции потенциального и резонансного рассеяний не учитывались.

Эффективные одногрупповые константы в области термализации получались усреднением по спектру нейтронов, который удовлетворяет уравнению Уилкинса⁸. Связь водорода в молекуле воды учитывается эффективной массой, равной ~ 6 . Система констант для водорода и кислорода проверялась сравнением теоретических и экспериментальных значений квадрата длины замедления L_s^2 при энергии индиевого резонанса и длины диффузии тепловых нейтронов L (табл. 4).

Для сравнения теории и эксперимента по критическим массам в широкой области изменения концентраций необходимо вести расчеты в P_3 -приближении. Уточнение критических размеров реактора за счет кинетических эффектов можно производить по эффективной одногрупповой теории¹¹.

Расчет критического радиуса сферы с водяным отражателем, содержащей растворы $UO_2(NO_3)_2$ 90%-ного обогащения, в многогрупповом P_3 -приближении совпадает с экспериментом с точностью $\pm 1,5\%$. Расчет критического радиуса сферы без отражателя превышает результаты экспериментов на $2 \div 2,5\%$ (см. рис. 1). Аналогичные выводы получаются из сравнения эксперимента и расчета для растворов, содержащих уран 10%-ного обогащения (см. рис. 2). Единственный эксперимент для раствора урана 50%-ного обогащения дает значения критических радиусов сфер без отражателя и с отражателем, которые на 1% превышают значения радиусов, полученные в результате расчета в многогрупповом P_3 -приближении. Таким образом, расчет реактора без отражателя в области высоких концентраций урана в растворе менее точен по сравнению с расчетом реактора с отражателем. Расчет кри-

Таблица 3. Результаты критических экспериментов на цилиндрах, содержащих раствор $UO_2(NO_3)_2$ 5%-ного и 10%-ного обогащения

Обогащение урана, %	Без отражателя						С водяным отражателем					
	Диаметр цилиндра, см	Концентрация U^{235} , г/л	Отношение ρ_N/ρ_U	Критическая высота, см	Длина экстраполяции, см	Геометрический параметр, см	Диаметр цилиндра, см	Концентрация U^{235} , г/л	Критическая высота H, см	Эффективная добывка, см	Геометрический параметр, см ²	
10	50	48,2	2,5	37,4	2,6	0,0128	40	48,2	36,8	6,0	0,0128	
10	50	42,2	3,1	39,7	2,6	0,0123	50 *	42,2	31,7	6,0	0,0122	
10	50	32,2	3,0	54,1	2,6	0,0103	50 *	32,4	40,7	6,0	0,0101	
10	60	25,0	3,0	60,2	2,6	0,02767	50 *	25,0	70,8	6,0	0,02763	
5	80	25,3	2,4	70,4	2,6	0,02487	72,5	25,3	65,7	6,0	0,0249	

* Верхний отражатель отсутствовал.

Таблица 4

Источники Величина	Экспери- мент 8	Экспери- мент 9	Экспери- мент 17	Расчет
	L_s^2	27,1±0,9	27,86±0,10	—
L	—	—	2,72	2,

тического радиуса сферы с отражателем в зависимости от концентрации урана 90%-ного обогащения в растворе при различных отношениях ядер азота и урана показывает, что минимальный радиус сферы с отражателем увеличивается при увеличении отношения ρ_N/ρ_U от 2 до 6,3 на 7 ÷ 8%. Сравнение результатов расчетов критических радиусов сфер по однопольной теории и в многопольном P_3 -приближении показывает, что максимальное различие составляет 2,5 ÷ 3% и увеличивается с ростом концентрации урана в растворе.

Расчет материального параметра растворов $UO_2(NO_3)_2$ для урана 5, 10 и 90%-ного обогащения производится по формуле

$$B^2 = \left[\frac{\pi}{R_3 + d_{сф}} \right]^2,$$

где R_3 — критический радиус сферы без отражателя, рассчитанный в многопольном P_3 -приближении; $d_{сф}$ — длина экстраполяции, полученная в P_1 -приближении, равная $\frac{\pi}{B_1} - R_1$ (B_1^2 — материальный параметр среды в P_1 -приближении; R_1 — критический радиус сферы без отражателя, рассчитанный в многопольном P_1 -приближении с учетом энергетической зависимости длины экстраполяции). Расчет длин экстраполяции для бесконечного плоского слоя $d_{сл}$ и бесконечного цилиндра $d_{ц}$ производился в предположении, что длина линейной экстраполяции не зависит от формы активной зоны. Зависимость $d_{сф}$, $d_{сл}$ и $d_{ц}$ от концентрации U^{235} в растворе $UO_2(NO_3)_2$ показана на рис. 1. Длина экстраполяции увеличивается с ростом концентрации урана и увеличением кривизны поверхности активной зоны. Максимальное различие между расчетными и экспериментальными значениями длины экстраполяции для сферы составляет 7%. Максимальное различие экспериментальных и расчетных значений материального параметра для растворов 90%-ного обогащения в области концентраций урана 73 ÷ 233 г/л составляет 8%. Основное различие (7%) обусловлено расхождением расчетных и экспериментальных значений критических радиусов сфер без отражателя. Расхождение 7% в длине экстраполяции приводит к различию в лапласиане не более 1%. Для растворов урана 5%-ного и 10%-ного обогащения расхождение между расчетом и экспериментом составляет

6%, при этом 1% обусловлен разницей в длинах экстраполяции, а 5% — разницей в критических радиусах сферы без отражателя.

Экономия водяного отражателя для сферы находится как разность критических размеров без отражателя и с водяным отражателем. Расчет дает линейную зависимость между экономией водяного отражателя и концентрацией U^{235} в растворе (кривая 4 на рис. 1). Максимальное расхождение между расчетом и экспериментом составляет 10%.

К числу методов, основанных на измерениях макроскопических параметров реакторов, относится метод эмпирического ядра¹². Метод эмпирического ядра применим к реакторам без отражателя, содержащим достаточно разбавленные растворы U^{235} , для которых выполняются следующие условия: 1) можно пренебречь делением на эпитепловых нейтронах; 2) размеры реактора достаточно велики, чтобы можно было пренебречь энергетической зависимостью длины экстраполяции. К системам, содержащим высококонцентрированные растворы урана 90%-ного обогащения, эти условия, строго говоря, неприменимы. Невыясненным является вопрос о влиянии молекул $UO_2(NO_3)_2$ на ядро замедления нейтронов в растворе. В настоящем докладе дается качественное объяснение этого вопроса. Предположим, что утечка нейтронов через поверхность реактора и резонансное поглощение нейтронов не коррелируют между собой. Тогда в соответствии с асимптотической теорией гомогенного реактора без отражателя можно записать следующее условие его критичности¹²:

$$\bar{K}(B; 1,4) e^{-B_2 \Delta \tau_T} \left\{ k_{\infty 6} + \frac{k_{\infty T}}{1 + B^2 L_T^2} \right\} = 1. \quad (1)$$

Предполагается, что основная доля делений нейтронов происходит в тепловой области. Величина $\bar{K}(B; 1,4)$ есть вероятность избежать утечки для нейтронов, достигающих энергии 1,4 эв. Функция $\bar{K}(B; 1,4)$ найдена М. Н. Ландцовым¹³ путем обработки экспериментальных данных Хилла и др.¹⁴ с поправкой на современное значение квадрата длины замедления нейтронов в воде. Входящие в формулу (1) параметры $k_{\infty 6}$, $k_{\infty T}$ рассчитываются в многопольном P_1 -приближении. Материальный параметр, найденный по формуле (1), показан на рис. 1 (кривая 3а). Расчет по формуле (1) соответствует предположению, что замена молекул воды молекулами $UO_2(NO_3)_2$ не влияет на замедление нейтронов в растворе. Из сравнения расчетной кривой 3а с экспериментальными данными по параллелепипедам видно, что такое представление не соответствует действительности. Запишем уравнение (1) в виде

$$K\left(\frac{B}{\rho\alpha}; 1,4\right) e^{\frac{-B_2 \Delta \tau_T}{\rho^2 \alpha}} \left\{ k_{\infty 6} + \frac{k_{\infty T}}{1 + B^2 L_T^2} \right\} = 1. \quad (1')$$

где ρ — эффективная плотность водорода в растворе;

α — коэффициент, учитывающий влияние молекул $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$ на вероятность избежать утечки из реактора.

Сравнение с экспериментальными значениями геометрического параметра показывает, что α уменьшается с ростом концентрации урана в растворе. Это означает, что при возрастании концентрации урана увеличивается вклад замедления на молекулах $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$. Расчет для 90%-ного обогащения показывает, что при одной и той же концентрации урана материальный параметр уменьшается при увеличении отношения ρ_N/ρ_U , причем на 80% за счет уменьшения плотности водорода в растворе и на 20% за счет поглощения азотом. Для растворов урана низкого обогащения значение поглощения азотом увеличивается.

2. КОМПЕНСИРУЮЩАЯ СПОСОБНОСТЬ ГЕТЕРОГЕННЫХ ПОГЛОТИТЕЛЕЙ НЕЙТРОНОВ В ВОДНЫХ РАСТВОРАХ $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$ 10%-НОГО И 90%-НОГО ОБОГАЩЕНИЯ

Эксперименты по определению компенсирующей способности гетерогенных поглотителей нейтронов проводились в цилиндрических сборках диаметрами 400 и 1100 мм. Изучалось изменение критической высоты раствора уранилнитрата от введения в активную зону сборок цилиндрических и кольцевых вставок, системы и решеток стержней.

Поглощающим материалом служили листовой кадмий толщиной $\sim 0,5$ мм и порошок карбида бора плотностью $\gamma = 1,25 \text{ г/см}^3$; поглотители нейтронов заключались в чехлы из стали 1Х18Н9Т. Эксперименты проводились в условиях, описанных в первом разделе доклада. Точность измерений критических высот раствора составляет $\pm (1,5 \div 2) \%$.

Рассмотрим результаты экспериментов и расчетов по определению компенсирующей способности гетерогенных поглотителей нейтронов в сборке диаметром 400 мм.

Компенсирующая способность центрального поглощающего стержня зависит от материала, диаметра стержня и концентрации урана в растворе. В эксперименте чехлы из стали переменной толщины, содержащие поглощающий материал, вводились в раствор на всю высоту сборки. На рис. 3 показаны эксперименты со стержнями из карбида бора. Стальная оболочка приводит к двум противоположным эффектам: экранирует карбид бора и вытесняет раствор. Как видно из рис. 3, эффект вытеснения преобладает. Расчет компенсирующей способности центрального стержня из карбида бора производится по одномерной программе в многогрупповом P_1 -приближении на ЭВМ, эффективное граничное условие на поверхности

стержня зависит от альbedo стержня с оболочкой, которое рассчитывается по методике Е. И. Гришанина¹⁵. Расчет согласуется с экспериментом (см. рис. 3) в пределах $10 \div 25 \%$, причем согласие улучшается при увеличении диаметра стержня.

Рассмотрим компенсирующую способность стержней из карбида бора и стержней из кадмия с водяным замедлителем. Как показывает эксперимент (рис. 4), при концентрации урана 136 г/л до диаметра, составляющего приблизительно две длины замедления нейтронов, стержень из карбида бора обладает большей компенсирующей способностью по сравнению со стержнем из кадмия с водой. При диаметрах, превышающих две длины замедления нейтронов, стержень из кадмия с водой оказывается эффективнее стержня из карбида бора. При увеличении размера стержня из карбида бора увеличивается его самоэкранирование, а при увеличении размеров стержня из кадмия и воды увеличивается доля быстрых нейтронов, которые замедляются в стержне ниже порога поглощения кадмия.

Рассмотрим компенсирующую способность системы поглощающих стержней (1 в центре и 6 равномерно по кольцу). Компенсирующая способность системы стержней из карбида бора $\phi 58/\phi 50$ мм и из кадмия с водой $\phi 57/\phi 46$ мм имеет интерференционный максимум (рис. 5) при некотором расстоянии между центрами стержней. Оно зависит от концентрации урана в растворе, типа стержней и присутствия отражателя нейтронов. На рис. 6 дана зависимость критической высоты раствора в сборке без отражателя от среднего радиуса кольцевой вставки. Вставки имели толщину зазора 6 мм, толщину оболочки 1 мм. Поглощающий материал — карбид бора и кадмий. Рис. 6 показывает, что наибольшая компенсирующая способность наблюдается при среднем радиусе вставки, составляющем $\sim 0,45 R$ (R — радиус активной зоны). Эксперименты на сборке с отражателем дают оптимальный размер вставки $\sim 0,53 R$. Кольцевые вставки из карбида бора эффективнее вставок с кадмием при всех радиусах вставок.

Компенсирующая способность вставки с двумя коаксиальными кадмиевыми цилиндрами растет при заполнении ее водой с увеличением толщины слоя воды (рис. 7).

В экспериментах на сборке диаметром 110 см определяется компенсирующая способность решеток стержней диаметром 45 мм по V_4C с толщиной стальной оболочки 5 мм. Установка и фиксация стержней осуществляются двумя стальными трубными решетками толщиной 17 мм (одна на дне активной зоны, другая на верхнем фланце корпуса). Диаметр отверстий в трубных решетках 58 мм. Результаты экспериментов представлены в табл. 5. Анализ компенсирующей способности решеток поглотителей производится методом эквивалентной цилиндризованной ячейки с эффективным гранич-

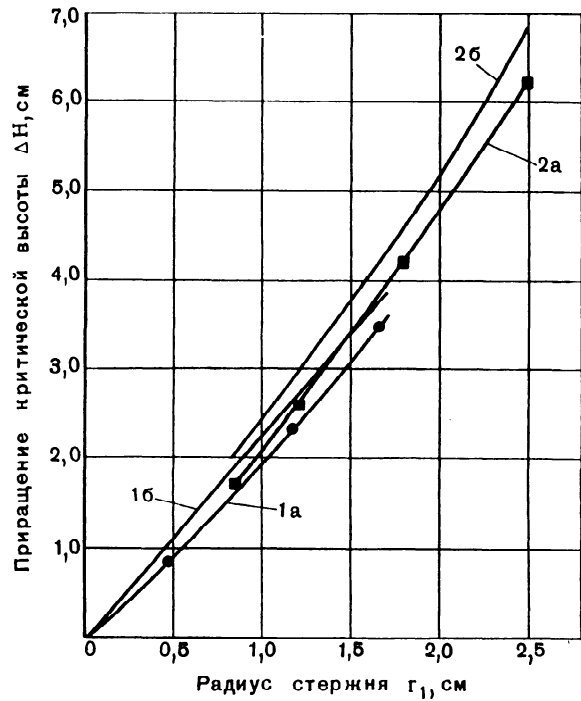


Рис. 3. Зависимость приращения критической высоты раствора от радиуса стержня (по карбиду бора). Диаметр сборки без отражателя 40 см. Концентрация урана 72 г/л. Обогащение 90%:
 1 — толщина стальной оболочки 0,03—0,05 см;
 2 — толщина стальной оболочки 0,4 см; а — эксперимент; б — расчет

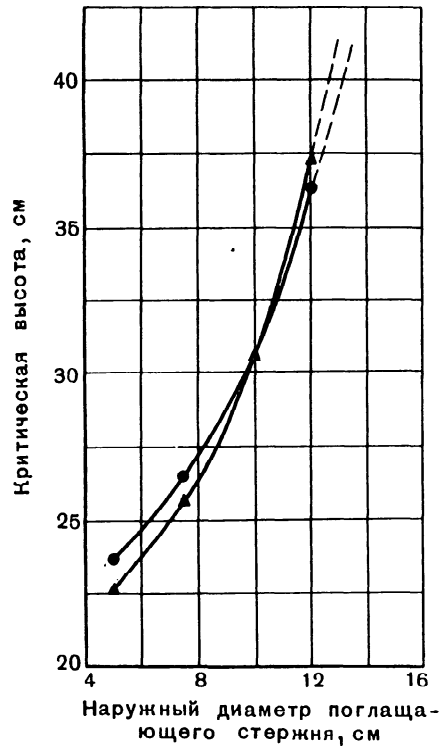


Рис. 4. Зависимость критической высоты от диаметра поглощающего стержня. Сборка диаметром 40 см без отражателя. Концентрация урана 136 г/л. Толщина стальной оболочки вставки 0,1 см:
 ▲ — кадмиевый стержень с водой, толщина кадмия 0,05 см; ● — стержень из карбида бора плотностью 1,25 г/см³

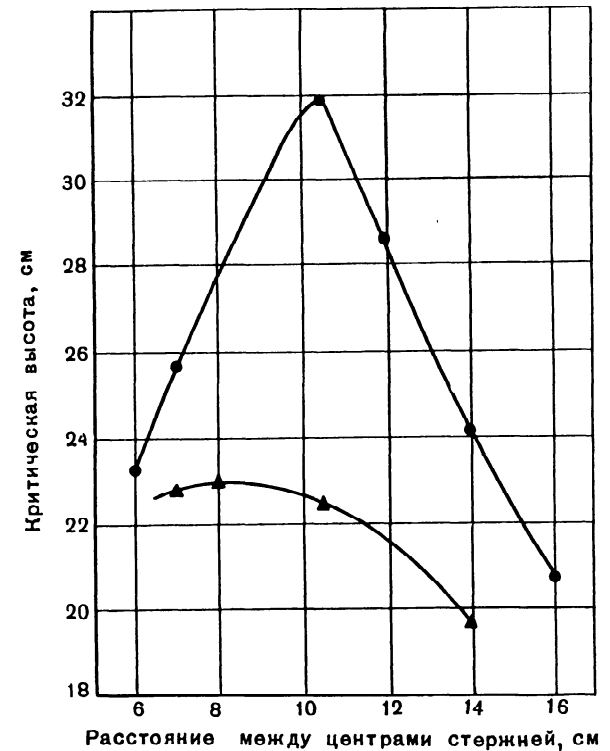


Рис. 5. Зависимость эффективности системы из семи поглощающих стержней от расстояния между их центрами. Сборка диаметром 40 см с боковым и нижним водяными отражателями:
 ● — стержни из карбида бора в трубах $\varnothing 5,8 \times 0,4$ см, $C_U = 289$ г/л; ▲ — кадмиевые стержни с водой $\varnothing 4,6 \times 0,05$ см в трубах $\varnothing 5,7 \times 0,55$ см, $C_U = 457$ г/л

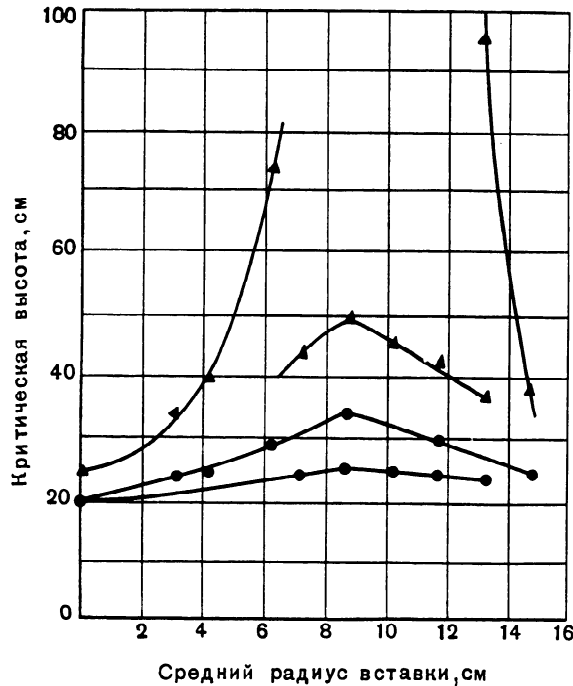


Рис. 6. Зависимость критической высоты раствора от среднего радиуса кольцевой поглощающей вставки. Сборка диаметром 40 см без отражателя. Толщина оболочки вставки 0,1 см. Обогащение 90%:

1 — поглотитель — карбид бора; толщина кольцевого зазора 0,6 см; 2 — поглотитель — кадмий толщиной 0,05 см; ▲ — $C_U = 76 \text{ г/л}$; ● — $C_U = 289 \text{ г/л}$

ным условием на поверхности стержня. В случае «тесного» расположения поглощающих стержней в решетке учитывается их взаимная экранировка. Поглощающие свойства стержня в ячейке могут быть охарактеризованы эффективным макроскопическим сечением $\Sigma_{\text{эфф}}(U)$, которое

Таблица 5. Критические высоты раствора $UO_2(NO_3)_2$ в сборке диаметром 110 см с водяным нижним и боковым отражателями при наличии в активной зоне сборки компенсирующей решетки поглощающих стержней $\varnothing 55 \times 5 \text{ мм}$

№ п./л.	Обогащение $U_{\text{об}}, \%$	Концентрация урана в растворе, г/л	Шаг треугольной решетки, см	Количество стержней в решетке, шт.	Критическая высота раствора, см		$\frac{H_{\text{расч}}}{H_{\text{эксп}}} - \%$
					Расчет $H_{\text{расч}}$	Эксперимент $H_{\text{эксп}}$	
1	5,64	400,24	31,8	7	—	103,8	—
2	10	420,46	22,8	19	—	27,434	—
3	10	420,46	18,4	31	—	34,164	—
4	90	37,51	13,4	51	—	102	—
5	90	37,51	22,8	19	23,3	23,0	+1,5
6	90	37,51	15,2	41	38,8	40	-3
7	90	37,51	7,6	41	26,1	24,7	+6
8	90	74,87	21,2	19	15,6	17,0	-8
9	90	74,87	15,2	40	20,3	20	+1,5
10	90	74,87	13,2	51	23,4	24,2	-3,0
11*	90	152,3	21,2	19	13,2	13,3	+1
12*	90	152,3	7,6	61	14,6	14,45	+1

* Опыты проводились с поднятой нижней трубной решеткой.

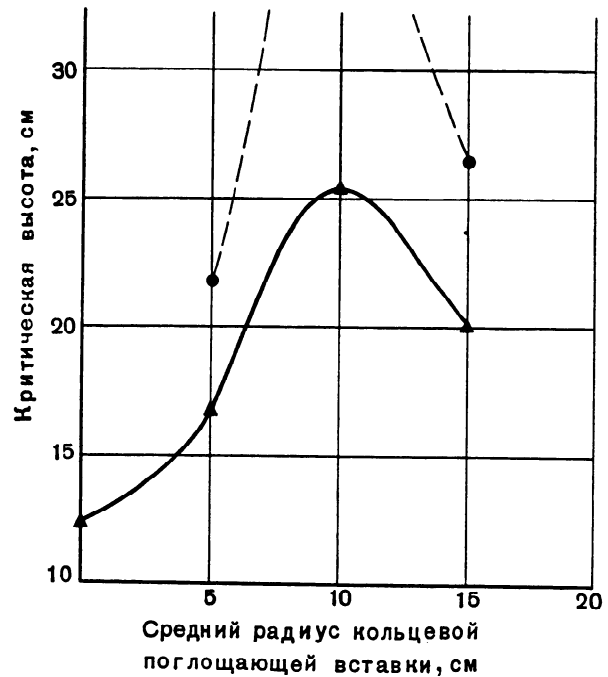


Рис. 7. Зависимость критической высоты раствора от среднего радиуса кольцевой вставки с водой. Сборка диаметром 40 см с боковым и нижним отражателями. Толщина стальной оболочки вставки 0,1 см, толщина кадмия 0,05 см. Концентрация урана 289 г/л. Обогащение 90%.

Расстояние между двумя коаксиальными кадмиевыми цилиндрами:

▲ — 2,5 см; ● — 5,0 см

зависит от состава стержня, шага решетки и энергии нейтронов. Энергетическая зависимость $\Sigma_{\text{эфф}}(U)$ может быть получена методом групп ¹⁶ и в диффузионно-возрастном приближении. Диффузионно-возрастной метод получения $\Sigma_{\text{эфф}}(U)$ основан на предположении, что плотность замедления нейтронов можно представить в виде

$$q(\rho, U) = R_U(\rho)e^{-\int_0^U \frac{\Sigma_c}{\xi \Sigma_s} du'} - \int_0^U \frac{\kappa^2 u D}{\xi \Sigma_s} dU'$$

причем основная зависимость от энергии заключается в экспоненте. Функция $R_U(\rho)$, описывающая пространственное распределение плотности замедления, удовлетворяет уравнению

$$\Delta R_U(\rho) + \kappa^2 R_U(\rho) = 0$$

с соответствующими граничными условиями ¹⁶. В табл. 5 приводятся результаты расчета в P_1 -приближении критических высот реактора диаметром 110 см с треугольными решетками стержней $\varnothing 45/\varnothing 55 \text{ мм}$. Расчет $\Sigma_{\text{эфф}}(U)$ выполнен в диффузионно-возрастном приближении с учетом взаимной экранировки стержней в «тесной» решетке. Зависимость диффузионных и замедляющих свойств решетки стержней от шага решетки

не учитывается. Это должно приводить к занижению критических расчетных высот по сравнению с экспериментальными. Сравнение расчета и эксперимента показывает, что диффузионно-возрастная методика расчета $\Sigma_{эф}(U)$ завышает компенсирующую способность «тесных» решеток стержней и занижает компенсирующую способность «редких» решеток.

ЛИТЕРАТУРА

1. Г. И. Марчук. Методы расчета ядерных реакторов. М., Атомиздат, 1962.
2. Г. И. Марчук. Методы расчета ядерных реакторов на промежуточных и быстрых нейтронах. Доклад на Международной конференции, Вена, 1962.
3. Материалы КАЭ США. Ядерные реакторы, 1 (1956).
4. И. В. Гордеев, А. В. Малышев и Д. А. Кардашев. Ядерно-физические константы для расчета реакторов. М., Атомиздат, 1960.
5. А. И. Лейпунский и др. Исследования по физике реакторов на быстрых нейтронах. Труды Второй международной конференции по мирному использованию атомной энергии. Женева, 1958. Доклады советских ученых. Т. 2. М., Атомиздат, 1959.
6. И. В. Гордеев, В. В. Орлов и Т. Х. Седель-

7. Е. Коэн. Труды Второй международной конференции по мирному использованию атомной энергии, Женева, 1958. Доклады иностранных ученых. Т. 5. М., Атомиздат, 1958, стр. 487.
8. Л. Н. Юрова, А. А. Поляков и А. А. Игнатов. Атомная энергия, 12, 151 (1962).
9. R. C. Doerner, R. J. Armani, W. E. Zagotta, F. H. Martens. Nucl. Sci. and Eng., 9, 221 (1961).
10. А. Д. Галанин. Теория ядерных реакторов на тепловых нейтронах. Приложения № 2—3 к журналу «Атомная энергия» (1957).
11. Г. И. Марчук, В. П. Кочергин, Е. И. Погудалина и Л. И. Кузнецова. Теория и методы расчета ядерных реакторов. М., Атомиздат, 1962, стр. 79.
12. Р. Гуин, Д. Траби, А. Вайнберг. Труды Второй международной конференции по мирному использованию атомной энергии, Женева, 1958. Доклады иностранных ученых. Т. 3. М., Атомиздат, 1959, стр. 77.
13. И. Г. Морозов и др. Экспериментальное изучение физических характеристик реакторов для малой энергетики, P/359, наст. издание.
14. J. E. Hill, L. D. Roberts and T. E. Fitch. J. Appl. Phys., 26, 1013 (1955).
15. Е. И. Гришанин. Атомная энергия, 16, 234 (1964).
16. Г. И. Марчук. Численные методы расчета ядерных реакторов. М., Атомиздат, 1958.

ABSTRACT—RÉSUMÉ—АННОТАЦИЯ—RESUMEN

A/381 USSR

The critical parameters of aqueous solutions of $UO_2(NO_3)_2$ and nuclear safety

By B. G. Dubovsky *et al.*

Experimental and theoretical studies of the critical parameters of aqueous solutions of $UO_2(NO_3)_2$ with 90, 10 and 5% uranium enrichment are described. These studies were carried out with the object of determining nuclear safety conditions and studying homogeneous reactor physics. The critical volumes of the solutions for various uranium concentrations in the range 30-450 g/l were determined.

Extrapolation distances and the savings resulting from the use of various reflectors were determined during the experiments.

The experimental results obtained for cylindrical and parallelepipedal cores by transformation of the geometric buckling using the extrapolation distance and reflector saving of a light-water reflector were recalculated for cores in the shape of a sphere, an infinite cylinder and a slab of infinite area, and the results compared with those of experiments carried out on cores of the first two shapes.

The paper includes the results of experiments for determining: (i) the dependence of the critical size on the percentage of steel and nitric acid in the core, and (ii) the effect of various compound reflectors on the critical sizes.

The experimental data were subjected to theoretical analysis in two ways: by direct solution of multi-

group equations for a reactor in P_1 and P_3 approximations and by the empirical kernel method. An idealised problem of a water-moderated reactor was solved to check the accuracy of the various approximations. It is shown that use of the calculation and cross-section method gives results that agree well with the experimental data.

The material buckling and extrapolated boundary of water-moderated reactors are derived from this analysis.

The paper also gives the results of experiments carried out to determine the effectiveness of absorbing rods of different shapes and compositions in homogeneous uranium-water reactors containing uranyl nitrate solutions.

The effectiveness of regular absorbing-rod lattices of various pitches and various uranium concentrations in the solution was also determined.

Multi-group calculations for determining the effectiveness of a central cylindrical rod of boron carbide with a steel sheath are also reported.

The calculation method put forward in the paper for determining the effectiveness of a regular absorbing-rod lattice in a reactor consists in homogenising the core with control rods.

The effectiveness and homogenisation parameters of infinite absorbing-rod lattices in homogeneous multiplying media are determined, allowance being made for the detailed dependence on the energy of the absorption and scattering cross-sections of the rod material.

The effectiveness and cross sections of infinite lattice rods are derived in a diffusion-age approximation on the basis of the analysis of an equivalent cell in one-dimensional geometry.

The calculated absorption cross section with homogenisation of an absorbing rod in a cell was taken as the basis for multi-group calculation of the effectiveness of rod lattices, totally or partly filling the core, in a homogeneous reactor.

The results of experimental studies and theoretical calculations on neutron interaction of subcritical assemblies with aqueous solutions of uranyl nitrate are presented.

A/381 URSS

Paramètres critiques des solutions aqueuses de $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$ et sûreté nucléaire

par B. G. Dubovsky *et al.*

Le mémoire décrit une étude expérimentale et théorique des paramètres critiques de solutions aqueuses de $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$, l'uranium étant enrichi à 90, 10 et 5%. Cette étude a été entreprise pour déterminer les conditions de sûreté nucléaire et étudier la physique des réacteurs homogènes. On a déterminé les volumes critiques des solutions pour différentes concentrations de l'uranium allant de 30 à 450 g/l.

Les expériences ont permis de déterminer les longueurs extrapolées et l'économie due à l'emploi de différents réflecteurs.

Les résultats expérimentaux obtenus pour des cœurs cylindriques et parallélépipédiques, par transformation du laplacien géométrique, en utilisant les longueurs extrapolées et l'économie due à l'emploi de l'eau comme réflecteur, ont été recalculés pour des cœurs ayant la forme d'une sphère, d'un cylindre infini et d'une plaque infinie.

Ces valeurs ont été comparées aux résultats des expériences faites sur des cœurs en forme de sphère et de cylindre infini.

On donne les résultats d'expériences tendant à déterminer i) la relation entre les dimensions critiques et le pourcentage d'acier et d'acide nitrique contenus dans le cœur et ii) l'influence de différents réflecteurs composés sur les dimensions critiques.

L'analyse théorique des données expérimentales a été faite de deux manières: résolution directe des équations multigroupes du réacteur par les approximations P_1 et P_3 d'une part et par la méthode des noyaux empiriques d'autre part. Pour vérifier la précision des différentes approximations, on a procédé à la résolution d'un problème idéalisé de réacteur ralenti à l'eau. On montre que la méthode de calcul et les sections efficaces utilisées permettent de décrire les résultats des expériences de manière satisfaisante.

Sur la base de l'analyse effectuée, on tire des conclusions concernant le laplacien matière et la limite extrapolée des réacteurs ralentis à l'eau.

Le mémoire donne les résultats d'expériences tendant à déterminer la capacité compensatrice de barres absorbantes de forme et composition diverses dans les réacteurs homogènes uranium-eau avec des solutions de nitrate d'uranyle.

On détermine la capacité compensatrice des réseaux réguliers de barres absorbantes pour divers pas de réseau et différentes concentrations de l'uranium dans la solution.

On donne les calculs multigroupes relatifs à la capacité compensatrice d'une barre cylindrique centrale en carbure de bore gainée d'acier.

La méthode de calcul proposée dans le mémoire pour déterminer la capacité compensatrice d'un réseau régulier de barres absorbantes dans le réacteur consiste en l'homogénéisation du cœur avec barres absorbantes.

La capacité compensatrice et les paramètres d'homogénéisation d'un réseau infini de barres absorbantes dans des milieux multiplicateurs homogènes sont déterminés en tenant compte de la relation détaillée entre l'énergie et les sections efficaces d'absorption et de diffusion du matériau des barres.

La capacité de compensation, de même que les paramètres d'absorption des barres d'un réseau infini, sont déterminés par l'approximation diffusion-âge sur la base de l'analyse d'une cellule équivalente dans la géométrie unidimensionnelle.

Sur la base du calcul de la section efficace d'absorption avec homogénéisation de la barre absorbante dans une cellule, on a établi une méthode multigroupe de détermination de la capacité compensatrice d'un réseau de barres absorbantes dans un réacteur homogène remplissant en partie ou totalement la zone active du réacteur.

Le mémoire donne les résultats expérimentaux et les calculs concernant l'étude de l'interaction neutronique d'assemblages sous-critiques avec des solutions aqueuses de nitrate d'uranyle.

A/381 URSS

Parámetros críticos de las soluciones acuosas de $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$ y seguridad nuclear por B. G. Dubovsky *et al.*

La memoria describe un estudio experimental y teórico de los parámetros críticos de las soluciones acuosas de $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$, con uranio enriquecido al 90, 10 y 5%. El estudio se ha realizado para determinar las condiciones de seguridad nuclear y estudiar la física de los reactores homogéneos. Se han determinado los volúmenes críticos de las soluciones para diversas concentraciones de uranio comprendidas en el intervalo 30-450 g/l.

Los experimentos han permitido determinar las longitudes de extrapolación y el ahorro debido a la utilización de diversos reflectores.

Los resultados experimentales obtenidos para los núcleos cilíndricos y paralelepípedicos, mediante la transformación de la laplaciana geométrica, utilizando las longitudes de extrapolación y del ahorro debido a la utilización del agua como reflector, se han calculado de nuevo para los núcleos de forma de esfera, de cilindro infinito y de placa infinita.

Se han comparado estos valores con los resultados de experimentos realizados con núcleos de forma de esfera y de cilindro infinito.

Se dan los resultados de los experimentos realizados para determinar i) la relación que existe entre las dimensiones críticas y la proporción de acero y de ácido nítrico en el núcleo, y ii) la influencia de los diferentes reflectores compuestos sobre las dimensiones críticas.

El análisis teórico de los datos experimentales se ha efectuado por dos métodos: por la resolución directa de las ecuaciones del reactor con varios grupos en las aproximaciones P_1 y P_3 , y por aplicación del método de los núcleos empíricos. Para comprobar la precisión de las distintas aproximaciones se resolvió el problema idealizado de un reactor moderado con agua. Se demuestra que el método de cálculo y las secciones eficaces utilizadas permiten expresar los resultados experimentales en forma satisfactoria.

Basándose en el análisis efectuado se deducen las laplacianas materiales y los límites extrapolados de los reactores moderados con agua.

La memoria da los resultados de los experimentos realizados para determinar la capacidad de compensación de barras de absorción de formas y composiciones diversas, en reactores homogéneos de uranio-agua con soluciones de nitrato de uranilo.

Se ha determinado la capacidad de compensación de redes regulares de barras de absorción para distintos pasos de red y distintas concentraciones de uranio en la solución.

Se han realizado cálculos, con varios grupos, para determinar la capacidad de compensación de una barra central, cilíndrica, de carburo de boro con vaina de acero.

El método de cálculo propuesto en la memoria para la determinación de la capacidad de compensación de una red regular de barras de absorción en un reactor consiste en la homogeneización del núcleo con barras absorbentes.

La capacidad de compensación y los parámetros de homogeneización de una red infinita de barras absorbentes en medios multiplicativos homogéneos se determinan teniendo en cuenta la relación de dependencia detallada entre la energía y las secciones eficaces de absorción y de dispersión del material de las barras.

La capacidad de compensación y los parámetros de absorción de las barras de una red infinita se determinan por la aproximación de la edad-difusión, sobre la base del análisis de la celda equivalente en geometría unidimensional.

Basándose en el cálculo de la sección eficaz de absorción con homogeneización de la barra absorbente en la celda se ha elaborado un método con varios grupos para determinar la capacidad de compensación de una red de barras absorbentes en un reactor homogéneo, que ocupa parcial o totalmente el núcleo del reactor.

La memoria presenta los resultados experimentales y los cálculos concernientes al estudio de la interacción neutrónica de conjuntos subcríticos con soluciones acuosas de nitrato de uranilo.