

14. Физически пуск на реактора. Първоначално извеждане на реактора в критично състояние. Извеждане на реактора в критично състояние след сработване на АЗ. Определяне на критичните параметри. Изменение на неутронния поток в подкритичен реактор, на нулева мощност и енергетично ниво

1. Подкритичен реактор

Подкритичен реактор е реактор с коефициент на размножение на неутрони K по-малък от единица ($0 < K < 1$).

Освен активната зона на ядрения реактор, всяка среда в която има дялящ се материал, е с коефициент на размножение $K > 0$. При съхраняване на ядрено гориво в БОК и ХОГ и при транспорт на ядрено гориво, коефициентът на размножение трябва при всички обстоятелства да бъде по-малък от 1.

Подкритичният реактор е усилвател на неутрони. Ако собственият източник на неутрони в реактора генерира всяка секунда Q неутрона и времето на живот на едно поколение неутрони е l , за време l се излъчват $N = Ql$ неутрона. В даден момент броят неутрони е сума от генерираните в момента, плюс неутроните от всички предшестващи поколения:

$$N = N + NK + NK^2 + NK^3 + \dots = \frac{N}{1 - K} = \frac{Ql}{1 - K} \quad 14.1$$

Например при дълбоко подкритичен реактор, $K = 0.9$, $\rho = -0.11$ (-11 %), собственият източник на неутрони N се усилва 10 пъти, при подкритичност 1% собственият източник на неутрони се усилва 100 пъти.

Ако K се измени със скок от стойност K_1 до стойност K_2 , след изчакване на достатъчно дълго време (време на отклик, период на установяване) реакторът отново достига равновесно състояние с неутронна плътност

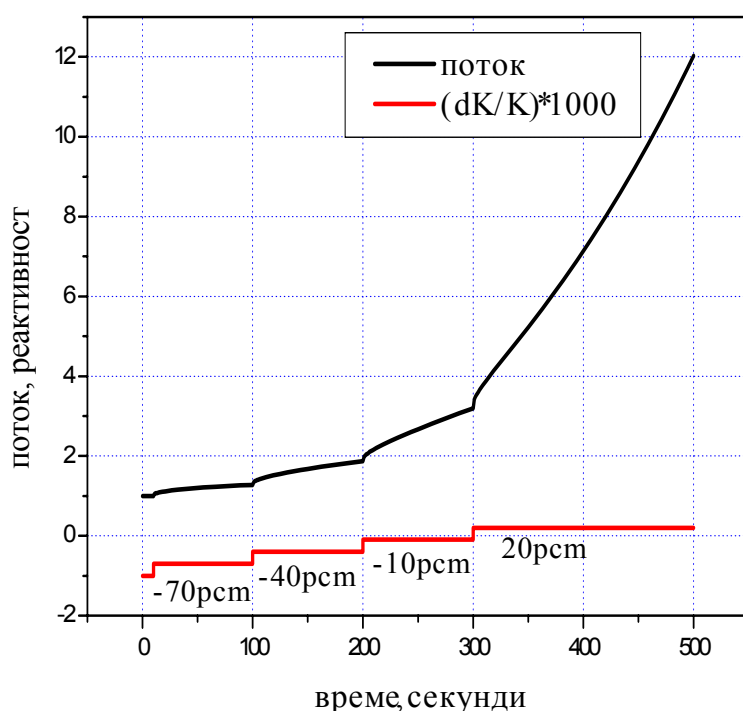
$$N(\infty) = \frac{Ql}{1 - K_2} \quad 14.2$$

От зависимостта (14.1) се вижда, че колкото K е по-близо до 1, толкова броят на членовете, които се сумират, за да се стигне до стойност близка до $N(\infty)$ са повече. Например, за достигане на 90 % от стойността $N(\infty)$ при $K = 0.9$ са необходими 21 члена или поколения, за $K = 0.99$ са необходими 230 поколения, за $K = 0.999$ са необходими 2300 поколения, за $K = 0.9999$ (-10 pcm) са необходими 2.3×10^4 поколения, за 0.99999 (-1 pcm) са необходими 2.3×10^5 поколения. Ако за реактор ВВЕР времето на живот на мигновените

неутрони е 2×10^{-5} s, съответното време на установяване дори при -1 pcm реактивност е едва 5 s. Обаче за закъсняващите неутрони със средно време на живот 13 s времето за установяване е минути, десетки минути и дори часове.

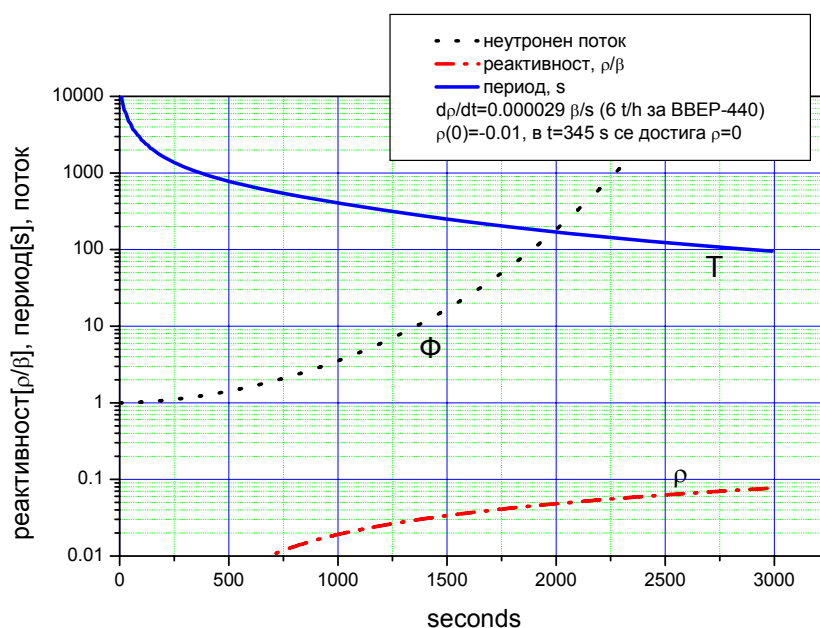
Колкото реакторът е по-близо до критично състояние, толкова е по-дълго времето на установяване на неутронния поток при промяна на реактивността.

На Фиг. 14.1 е показана зависимостта на неутронния поток във времето при стъпалообразна промяна на реактивността. При последния скок от подкритично състояние се преминава в надкритично състояние.



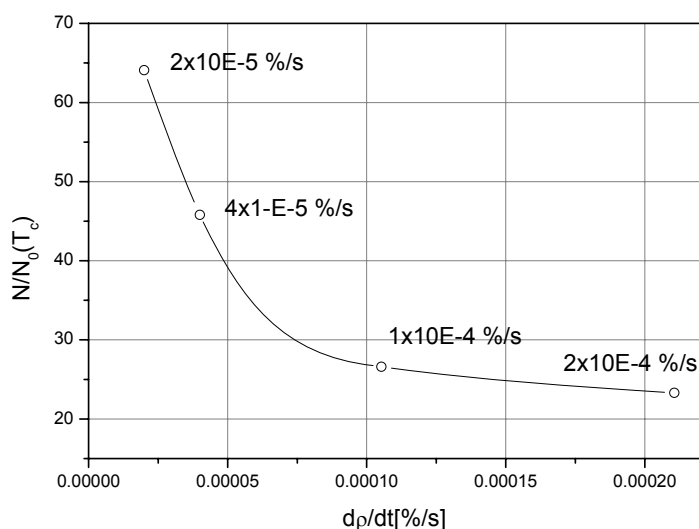
Фигура 14.1. Зависимост на неутронния поток във времето при стъпалообразна промяна на реактивността. При последния скок от подкритично състояние се преминава в надкритично състояние

На Фиг 14.2 е показана зависимостта във времето на неутронния поток, на периода на реактора и на реактивността при линейно въвеждане на реактивност. Скоростта на линейно въвеждане на реактивност е оценена приблизително при работа на 1 помпа, $m = t/h$, маса на водата в I контур M и от коефициента на реактивност по борна киселина dp/dC_B : $dp/dt = ((m/M)dp/dC_B)/3600$ (за BBER-440).



Фигура 14.2. Зависимост във времето на неутронния поток, на периода на реактора и реактивността при линейно въвеждане на реактивност.

Неутронният поток в момента на достигане на критичност е по-висок при малка скорост на въвеждане на реактивност отколкото при голяма скорост. Зависимостта на броя неутрони (или неутронен поток) N в момента на достигане на критичност към броя неутрони в един начален момент N_0 от скоростта на въвеждане на положителна реактивност ($\rho_0 = -570 \text{pcm}$) за точков реактор е показана на графика 14.3.



Фигура 14.3. N/N_0 в момента на достигане на критично състояние в зависимост от скоростта на въвеждане на положителна реактивност. Началното състояние за всички скорости на въвеждане на реактивност е $\rho_0 = -570$ pcm

При линейно въвеждане на реактивност и достигане и подминаване на $K = 1$, приблизителна оценка за периода T_C , който ще се появи екстраполиран към момента на достигане на критичност и за неутронната плътност N_C в същия момент може да се получи от формулите:

$$T_C \cong \frac{1}{\gamma/\beta + \sqrt{\frac{2}{\pi} \frac{\gamma}{\tau\beta}}} \quad 14.3$$

$$N_C \cong N_0 |\rho_0| \sqrt{\frac{\pi}{2} \frac{1}{\tau\gamma\beta}} \quad 14.4$$

където γ е скоростта на въвеждане на реактивност, $\gamma = d\rho/dt$, ρ_0 е началната реактивност, τ е средното време на живот на закъсняващите неутрони, $\tau = 13$ s.

За най-неблагоприятните случаи на относително бързо въвеждане на реактивност, точността на горните формули е около 10 %.

За $\gamma = 5 \cdot 10^{-4} \beta \cdot s^{-1}$ първият член в знаменателя на (14.3) е 0.1 от втория и може да се пренебрегне. Тогава периодът се изчислява по формулата:

$$T_C \cong \sqrt{\frac{\pi}{2} \frac{\tau\beta}{\gamma}} \quad 14.5$$

Сравнението на оценките с истинските стойности на периода на реактора и относителното нарастване на неутронната плътност при начална подкритичност 1.5 % и скорост на нарастване на $K \cdot 10^{-5} \text{ %/s}$ показва:

	Оценка	точно пресмятане
T_C	845 s	778 s
N_C/N_0	$1.39 \cdot 10^2 \text{ s}$	$1.48 \cdot 10^2 \text{ s}$

Източници на неутрони в ядрен реактор

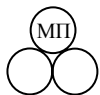
В реактор със "свежа" зона, който не е достигал критичност и не е работил на мощност, основният източник на неутрони е спонтанното делене на ^{238}U ($T_{1/2}^f = 8 \cdot 10^{15} \text{ г.}$). Приносът на ^{235}U е незначителен, тъй като периодът на ^{235}U по спонтанно делене е приблизително около 20 пъти по-дълъг от този на ^{238}U и освен това количеството ^{235}U е не повече от 3-4% от общото количество гориво в активната зона.

Броят спонтанни деления от ^{238}U е $6.9 \cdot 10^3$ деления/tU.s. При брой излъчени неутрони на спонтанно делене около 2.3, общият брой неутрони на тон гориво са $\sim 1.6 \cdot 10^4 \text{ n/s.t.}$ При работил реактор броят неутрони от спонтанно делене на натрупани трансурани значително превишава броя неутрони от спонтанно делене на урана. За дълбочина на изгаряне 20 MWd/kgU и 30 MWd/kgU и време на отстояване 1 г. съответните интензивности са $1.7 \cdot 10^7 \text{ n/s.t}$ и $1.4 \cdot 10^8 \text{ n/s.t}$ (виж приложение 14.1).

За някои реактори се произвеждат специални пускови неутронни източници от изотопа ^{252}Cf . Те имат за задача да повдигнат нивото на неутронния поток до степен, че той да може да се регистрира след първо зареждане. Възможно е пускане без неутронен източник при много бавно въвеждане на положителна реактивност и изчакване, като няколко десетични порядъка на нива от неутронния поток се преминават без да могат да се регистрират от АКНП освен от високоефективни пускови детектори.

2. Извеждане на реактора в критично състояние (физически пуск). Първоначално извеждане на реактора в критично състояние

Следващата цел след зареждане или презареждане на ЯР е достигане на критично състояние $K = 1$. Преди достигане на критично състояние се достига т.н. минимално контролируемо ниво на мощност (МКН), което според ТР е ниво на мощност достатъчно за надежден контрол на верижната реакция в активната зона с помощта на щатната апаратура за контрол на неутронния поток. **В състояние МКН е възможно $K < 1$ и $K = 1$.**



Ако се подмине критичното състояние без щатната апаратура за контрол на неутронния поток да регистрира достатъчно неутрони за въвеждане на защиты, то това може да доведе до т.н. “пускова авария”. Например, ако след достигане на $K = 1$ продължава въвеждане на реактивност, е възможно да се достигне контрол на верижната реакция (МКН) при много къси периоди, с които аварийната защита не може да се справи. В такава ситуация МКН може да се достигне дори и след подминаване на границата на управляемост на реактора (реактивност = $+1 \beta$), което означава бързо освобождаване на ядрена енергия с единствен ограничаващ фактор температурата на горивото.

Основните фактори, които спомагат за избягване на пускови аварии са:

- Интензивен собствен източник на неутрони;
- Малка скорост на въвеждане на положителна реактивност;
- Чувствителна апаратура за контрол на неутронния поток.

По ПБЯ-04-74 (задължително за “АЕЦ Козлодуй”) и по ПБЯ-РУ-АЭС-89 (препоръчително за АЕЦ) са поставени следните общи изисквания:

- Максималната скорост на въвеждане на положителна реактивност не трябва да надвишава $0.07 \beta_{\text{eff}}/\text{s}$. - при никакви обстоятелства. Тъй като скоростта на въвеждане на положителна реактивност с помощта на борната система за регулиране е значително по-малка от изискваната, то основно това изискване се отнася за механичните ОР. Като допълнително изискване в ТР е наложено още по-строго ограничение от $0.05 \beta_{\text{eff}}/\text{s}$.

- Допълнително се изисква, ако органа за регулиране има ефективност $> 0.7 \beta_{\text{eff}}$ то движението да се извършва на стъпки с максимално допустима въвеждана реактивност $0.3 \beta_{\text{eff}}$ и задръжки, определени в експлоатационните инструкции. В ТР това условие е отчетено като е предвиден режим на вдигане на групите ОР на стъпки, които е възможно да бъдат различни в различните зони на ефективност на ОР.

Последователността на въвеждане на положителна реактивност при изходно състояние 12 или 16 g/kg борна киселина и горещо състояние е следната:

-извеждане на всички групи СУЗ освен регулиращата на стъпки в горно крайно положение;

-водообмен и намаляване на концентрацията на борна киселина до достигане на критичност.

Поставянето на групите СУЗ в горно положение ни гарантира възможността за бързо вкарване на отрицателна реактивност от около $(-6, -7) \%$ за време 1.5-4 s за ВВЕР-1000 и

около (-10, -12) % за време 10 s за ВВЕР-440. Освен това, при достигане на критичност е възможно регулиране на реактора.

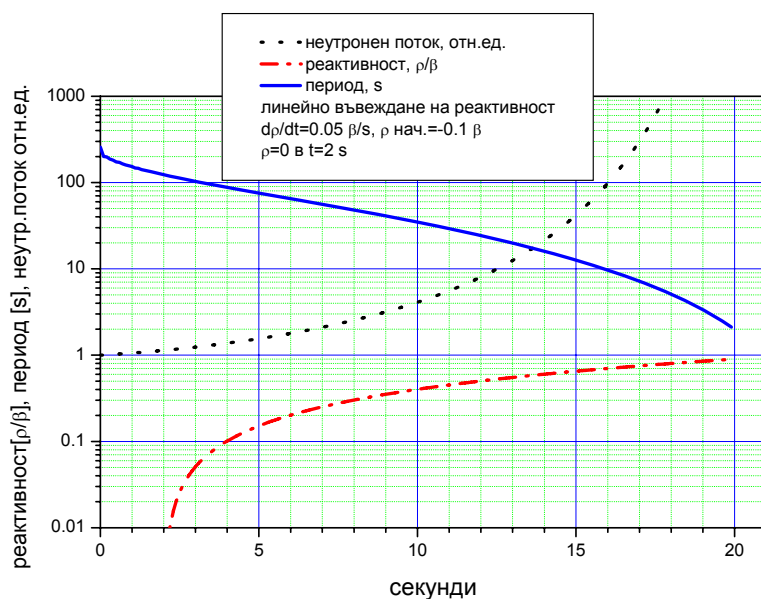
При вдигане на групите на стъпки между всяка стъпка се прави изчакване. При вкарване на положителна реактивност на една стъпка, например 0.1 % с работна скорост 2 cm/s или $\Delta\rho/\Delta t = 0.0012\text{ \%s}^{-1}$, периодът на подкритичния реактор при $K = 0.9$ е 43 s.

Ако се спре въвеждането на положителна реактивност, по показанията за неутронен поток и период не може да се отличи състояние с $K < 1$ от състоянието $K = 1$, тъй като и при двете състояния няма промяна на неутронния поток

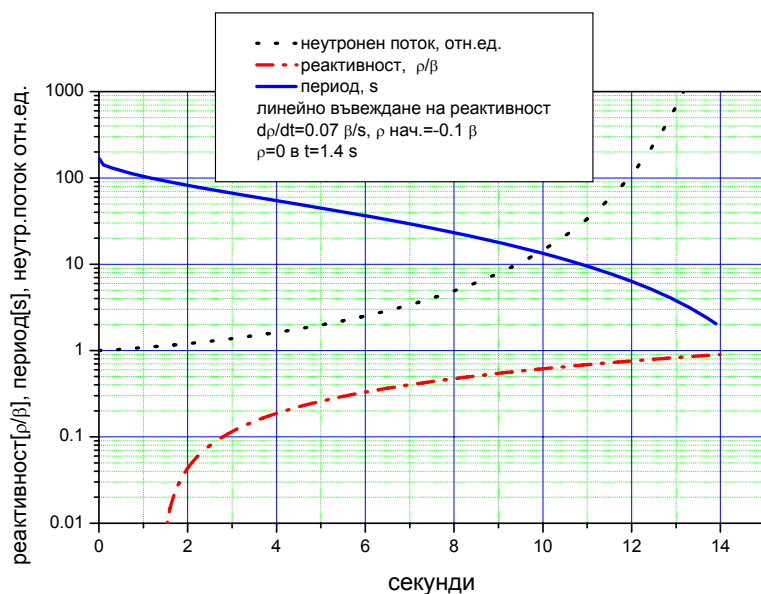
Единственият начин да се разбере абсолютната стойност на реактивността на подкритичен реактор и спрял водообмен е да се въведе отрицателна реактивност с ОР, която ни е известна от пресмятания. По отклика на реактора реактиметърът може да пресметне състоянието след скока.

Параметрите, за които е необходимо да има предварителна оценка при достигане на критичност, са два - периодът на реактора и нивото на неутронната мощност. От съществено значение е да се знае, че периодът няма да бъде *под* определена стойност и системите за защита ще са в състояние да прекъснат опасно експоненциално нарастване.

На Фиг. 14.4 а и 14.4 б са показани големи скорости на въвеждане на положителна реактивност и съответно резултантните неутронен поток и период. За скорост на въвеждане 0.07 β/s , времето след което реакторът ще премине границата на управляемост от +1 β е 14.3 s от момента $\rho = 0$, за скорост на въвеждане 0.05 β/s , времето след което реакторът ще премине границата на управляемост от +1 β , е 20 s от момента $\rho = 0$.



Фигура 14.4 а. Скорост на въвеждане на положителна реактивност $0.05 \beta/s$, неутронен поток и период



Фигура 14.4 б. Скорост на въвеждане на положителна реактивност $0.07 \beta/s$, неутронен поток и период

От Фиг. 14.4 а се вижда, че при защита по период 10 s и при скорост на въвеждане на положителна реактивност $0.05 \beta/s$, за горното пресметнато положение с начална реактивност - 0.01β , времето, за което ОР трябва да се спуснат в АЗ за компенсация на реактивност от $+1 \beta$ е около 9 s.

Приложение 14

Източници на неутрони в реактор със свежо гориво

В реактор със "свежа" зона, който не е достигал критичност и не е работил на мощност, основният източник на неутрони е спонтанното делене на ^{238}U ($T_{1/2}^f = 8.10^{15}$ г.). Приносът на ^{235}U е незначителен, тъй като периодът на ^{235}U по спонтанно делене е приблизително около 20 пъти по-дълъг от този на ^{238}U и освен това количеството ^{235}U е не повече от 3-4 % от общото количество гориво в активната зона.

Броят спонтанни деления на ^{238}U е $6.9.10^3$ на тон металически уран в секунда. При брой излъчени неутрони на спонтанно делене около 2.3, се излъчват приблизително $1.6.10^4$ n/s.tU.

При работа на 100 % мощност ((33-37) MW/t за ВВЕР-440 или (44-46) MW/t за ВВЕР-1000) броят неутрони, които се излъчват за една секунда, е съответно 1×10^{18} n/s.t и 1.5×10^{18} n/s.t ($1 \text{ W} = 3.1.10^{10}$ дел/s, 2.5 n/дел):

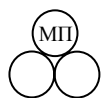
Следователно броят неутрони от спонтанно делене на ^{238}U е 14 порядъка по-малко от броя неутрони при работа на номинална мощност.

Често се споменава, че неутроните с космичен произход имат значение за кинетиката на ядрените реактори. За географската ширина, на която е България, броят неутрони с космичен произход е около $65 \text{ n/m}^2.\text{s}$. Поради защитата на реактора (бетонна защитна обвивка, конструкционни материали) малка част от тях достигат до водата над горната част на активната зона. При площ на АЗ около 10 m^2 до реактора достигат около 650 n/s , които не могат да имат някакъв забележим ефект върху кинетиката дори само в горната част на зоната.

Неутрони в реактор с работило гориво

Основният принос в генерирането на неутрони в "работил" реактор е спонтанното делене на натрупани трансурани, а също така и (α, n) реакцията с кислорода на горивото.

В следствие на залавяне на неутрони и бета-и алфа-разпадания се натрупват трансурани със сравнително къс период на полуразпадане по алфа-излъчване и по спонтанно делене:

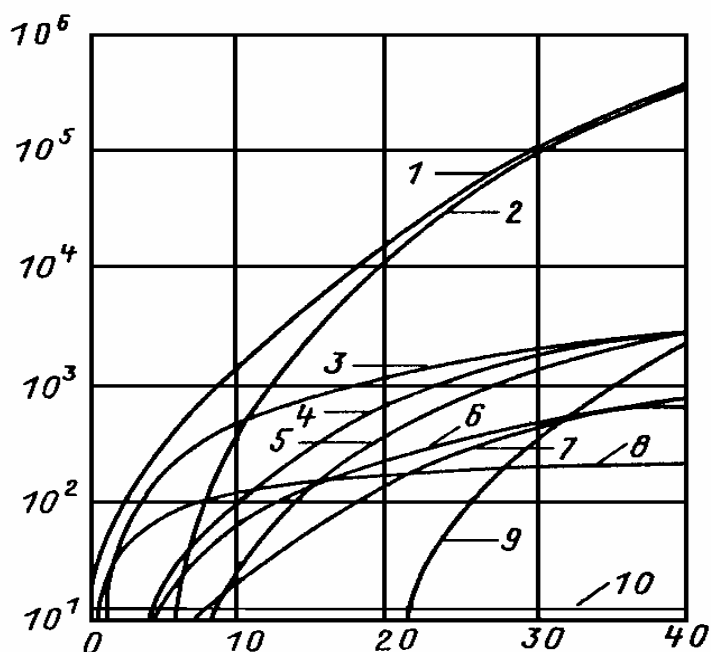


Физически пуск на реактора

НФП-
440,1000

Изотоп	$T_{1/2}^a$, г.	$T_{1/2}^f$, г.
^{238}U	4.47×10^9	8.08×10^{15}
^{235}U	7.04×10^8	9.8×10^{18}
^{238}Pu	87.74	$4.7 \cdot 10^{10}$
^{239}Pu	2.41×10^4	7.8×10^{15}
^{240}Pu	6564	1.16×10^{11}
^{242}Pu	3.74×10^5	6.78×10^{10}
^{241}Am	432	1.15×10^{14}
^{242}Cm	163 дни	6.5×10^6
^{244}Cm	18.1	1.344×10^7
^{241}Pu	14.37 по β -разпадане, при което се образува ^{241}Am	$> 3 \times 10^{15}$

На Фиг. 14.5 е показан приносът в независимия източник на всеки от горните нуклиди в зависимост от дълбочината на изгаряне.



Фиг.14.5. Добив на неутрони от 1 kg UO_2 в зависимост от дълбочината на изгаряне в MWd/kgU. 1 - общ добив, 2 - ^{244}Cm , 3 - ^{240}Pu , 4 - ^{238}Pu , 5 - ^{242}Cm , 6 - ^{241}Am , 7 - ^{242}Pu , 8 - ^{239}Pu , 10 - ^{238}U .

За дълбочини на изгаряне над 20 MWd/kgU основен принос имат изотопите на кюрия. Активността на ^{242}Cm бързо спада с отстояването на горивото, тъй като периодът на полуразпадане е 163 дни.

При бомбардиране на леки елементи с алфа-частици в следствие на (α, n) реакция се излъчват неутрони. Всеки един от горните трансурани излъчва алфа-частици (без ^{241}Pu), при което в реакция с кислорода се излъчват неутрони. В таблица 14.1 е представено неутронното излъчване на работило ядрено гориво:

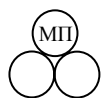


Таблица 14.1. Сумарна $(\alpha+f)$ емисия на неутрони [n/s.kg] от ОЯГ за реактори ВВЕР в зависимост от дълбочината на изгаряне и времето на отстояване

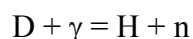
MWd/kgU	време на отстояване, г.							
	0	0.5	1	2	3	5	10	30
10	4.4E+3	2.6E+3	1.9E+3	1.4E+3	1.28E+3	1.26E+3	1.28E+3	1.3E+3
20	6.0E+4	3.8E+4	1.7E+4	1.9E+4	1.76E+4	1.6E+4	1.4E+4	8.8E+3
30	2.6E+5	1.8E+5	1.4E+5	1.1E+5	1.05E+5	9.7E+4	8.2E+4	4.2E+4
40	7.3E+5	5.5E+5	4.6E+5	3.9E+5	3.66E+5	3.4E+5	2.8E+5	1.4E+5
□ относителен принос на реакцията (α,n) , %								
10	21.2	22.6	24.4	27.7	29.9	33.1	39.5	53.3
20	15.4	13.0	10.7	8.2	7.9	8.9	12.1	26.0
30	12.2	9.0	6.5	3.9	3.4	3.6	4.7	10.6
40	9.7	6.6	4.6	2.6	2.1	2.2	2.6	5.4

Емпирично наблюдение е, че неутронното излъчване е пропорционално на дълбочината на изгаряне на степен 4.5:

$$Q \propto (BU)^{4.5},$$

където BU е дълбочината на изгаряне (burn-up).

Съществуват и други източници на неутрони, които за реактор от тип ВВЕР имат повече теоретично, отколкото практическо значение. От фотоядрените реакции (избиване на неутрон от ядро с високоенергетичен гама-квант) известно значение има реакцията:



Праговата енергия за реакцията е 2.226 MeV, сечението за реакцията е $2.4 \cdot 10^{-3}$ b за E_γ 4-5 MeV. В природния водород деутерият е 0.0139 - 0.0151 %.

ВЪПРОСИ И ЗАДАЧИ

1. Дайте оценка за независимия източник на неутрони в активната зона на ВВЕР-1000 и ВВЕР-440 за следната дълбочина на изгаряне след презареждане: 1/3 от АЗ със свежи касети, 1/3 от АЗ с дълбочина на изгаряне 13 MW.d/kgU, 1/3 с дълбочина на изгаряне 24 MW.d/kgU .

2. Какъв е източника на неутрони в активната зона на:

а) неработил реактор (“свежа зона”);

б) работил реактор.

3. Колко пъти усилва собствения неутронен източник на подкритичен реактор с подкритичност 1%, 10 рсм, 1 цент?

4. Нека при транспорт на ОЯГ под вода средната дълбочина на изгаряне на горивото е 35 MW.d/kgU и коефициентът на размножение е 0.9. Колко неутрона в секунда се генерират в контейнера? (контейнер за ВВЕР-440 – 30 касети, контейнер за ВВЕР-1000 – 12 касети).

5. Коефициентът на размножение в БОК нула ли е? Какви са мерките за предотвратяване на самоподдържаща се верижна реакция в БОК?

6. Времето за отклик при подкритичен реактор зависели ли от подкритичността? Защо се изчаква при повдигане на ОР на стъпки?

7. При достигане на критичност периодът, който се появява зависи ли от скоростта на въвеждане на положителна реактивност? Има ли ограничения при въвеждане на положителна реактивност?

8. Опасна ситуация ли се създава, ако се достигне критичност без да се установи контрол на неутронния поток? Какво е това “пускова авария”?

9. Как се разбира, че е достигнато състояние с $K = 1$?

10. Работа с албум НФХ - определяне на критични концентрации, точност, пусков диапазон по борна киселина. Оценки на скоростта на въвеждане на положителна реактивност чрез водообмен, оценки на периода и нивото на неутронния поток при достигане на критичност.

Упътване:

Концентрацията на борна киселина се изменя приблизително по следната зависимост, без отчитане на разликата между плътността на топлоносителя и на въвеждания кондензат:

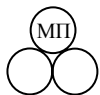
$$C(t) = C_0 \cdot \exp\left(-\frac{G}{M_I} t\right),$$

G е разходът за водообмен t/h, M_I е масата на топлоносителя в I контур.

В пусковия диапазон, който се определя като пресметната пускова концентрация борна киселина + допълнителна концентрация, например 1 g/kg, скоростта на водообмен е 10 t/h.

Тъй като 1 g/kg борна киселина внася около 1.5 до 2 % реактивност, в началото на пусковия диапазон реакторът е с подкритичност около 1.5-2 % (стойностите са приблизителни).

При очаквана критична концентрация напр. 9.5 g/kg, началото на пусковия диапазон е 10.5 g/kg. При маса на топлоносителя около 265 t (обем около 370 m³, плътност 0.714) и



скорост на обмен 2.8 l/s, за 1 секунда се обменя 1.10^{-5} от топлоносителя. Ако се приеме $d\rho/dC_B = 2 \text{ \%}/\text{g.kg}^{-1}$, то скоростта на "вкарване" на положителна реактивност е:

$$d\rho/dt = G \cdot d\rho/dC_B = 1.10^{-5} \times 2 = 2.10^{-5} \text{ \%}/s$$

Очакваният период е:

$$T_c \cong \frac{1}{\gamma/\beta + \sqrt{\frac{2}{\pi} \frac{\gamma}{\tau\beta}}} = \frac{1}{\frac{2 \times 10^{-5}}{0.7} + \sqrt{\frac{2}{\pi} \frac{2.10^{-5}}{1.3 \times 0.7}}} = 845s$$

Очакваната неутронна плътност е:

$$N_c \cong N_0 |\rho_0| \sqrt{\frac{\pi}{2} \frac{1}{\tau\gamma\beta}} = N_0 0.015 \sqrt{\frac{\pi}{2} \frac{1}{13 \times 2.10^{-7} \times 0.007}} = 1.39.10^2 N_0$$

При $N_0 = 2.10^9 \text{ n/s}$ се очакват около $2.78.10^{11} \text{ n/s}$ или 3.10^8 пъти по-малко неутрони, отколкото при работа на номинална мощност.