

D.Spasojević, M.V.Mataušek,
N.Marinković
Institut za nuklearne nauke
"Boris Kidrič"-Vinča

UTICAJ PRODUŽENOG IZGARANJA GORIVA NA
SIGURNOSNE KARAKTERISTIKE PWR ELEKTRANA

INFLUENCE OF PROLONGED NUCLEAR FUEL BURNUP ON
SAFETY CHARACTERISTICS OF ADVANCED PWR'S

SDRŽAJ - Produžavanje boravka nuklearnog goriva u savremenim nuklearnim elektranama sa tri na četiri i više godina i/ili produžavanje pojedinih gorivnih ciklusa sa 12 na 15 i više meseci zahteva povećanje obogaćenja svežeg goriva i korišćenje sagorivih apsorbera. Promene radijalne i aksijalne raspodele generacije snage u toku gorivnog ciklusa, do kojih usled toga dolazi, nameću potrebu detaljne analize termičke pouzdanosti jezgra reaktora. U ovom radu je sprovedena analiza promene rezerve koeficijenta sigurnosti na pregorevanje košuljice gorivne šipke reaktora PWR tipa.

SUMMARY - Prolonged nuclear fuel burnup in advanced NPP with four or more instead of three one-year cycles, and/or with 15- to 18 - month instead of standard 12- month cycles, requires the fresh fuel to have increased enrichment combined with burnable poisons. This causes changes in axial and radial distribution of power generation during the particular fuel cycles, so that detailed analysis of thermal reliability of reactor core becomes necessary. This paper presents the results of the analyses of the departure from nuclear boiling ratio DNBR for an equilibrium cycle of an advanced PWR.

1. UVOD

Osnovni cilj kod upravljanja gorivom u energetskom reaktoru je postizanje minimalne cene proizvedene energije uz zadovoljenje datih uslova i ograničenja. Ovaj se cilj postiže tako što gorivo koje napušta reaktor ima maksimalno ukupno izgaranje, a i iz ekonomskih i iz sigurnosnih razloga očigledno je poželjno da izgorelost pojedinih isluženih gorivnih sklopova i pojedinih gorivnih šipki u njima, kao i aksijalna raspodela izgorelosti budu u što užim granicama. Najdirektniji način za ostvarenje ovako postavljenog cilja je radijalno poravnanje generacije snage, što je kod PWR elektrana dovelo do podele reaktorskog jezgra na tri zone, koje u početku imaju različito početno obogaćenje, a u kasnijim ciklusima se sveže gorivo unosi u reaktor u zonu najnižeg neutronskog fluksa i u procesu izmeštanja kreće od oboda prema centru reaktorskog jezgra. U toku

svog "života" gorivo po pravilu izmeni tri položaja (ciklusa) i u svakom provede oko godinu dana. S obzirom da se gorivo sa većim sadržajem fisibilnog materijala uvek nalazi u zoni nižeg neutronskog fluksa, ovakav način zamene i izmeštanja goriva obezbeđuje najpovoljnije sigurnosne karakteristike jezgra. Pored toga, kako se samim procesom izgaranja goriva u toku jednog ciklusa raspodela generacije snage u jezgru reaktora poravnava, sa sigurnosnog stanovišta je najkritičniji sam početak ciklusa, te se on uzima kao osnova za projektovanje.

Novije tendencije u korišćenju nuklearnih elektrana nameću nešto izmenjene kriterijume optimizacije reaktorskog dela nuklearnog gorivnog ciklusa. Prvo, tendencija produženja ukupnog veka elektrane sa sadašnjih 30 na mogućih 50 godina ističe u prvi plan zahtev za očuvanje integriteta reaktorskog suda. Da bi se smanjilo radijaciono oštećenje suda, sveže nuklearno gorivo sa visokim stepenom početnog obogaćenja ne unosi se više u zonu neposredno pored reaktorskog jezgra, već se traži takav raspored goriva koji će obezbediti minimalno isticanje, posebno brzih neutrona iz reaktora. Drugo, s obzirom na visoku cenu usluga vanreaktorskog, a posebno postreaktorskog, dela nuklearnog gorivnog ciklusa, te na očigledno globalno kašnjenje sa korišćenjem proizvedenog plutonijuma u brzim oplodnim reaktorima, stalno je prisutno nastojanje da se poveća ukupno izgaranje isluženog goriva postojećih elektrana. Znatno usavršene tehnologija izrade nuklearnog goriva obećava postizanje ukupnog izgaranja od 50 umesto današnjih 30-35 MWd/kgU. Povećano izgaranje, sa svoje strane, postiže se povećanjem gustine generacije snage u gorivu, kao i produženim boravkom goriva u reaktoru. U oba slučaja, zaoštava se pitanje sigurnosnih karakteristika reaktora.

Gorivo koje treba umesto sadašnja tri jednogodišnja ciklusa da provede u reaktoru četiri jednogodišnjih ciklusa ili tri ciklusa od po 15 do 18 meseci, mora imati povećano početno obogaćenje da bi obezbedilo dovoljni ugradjeni višak reaktivnosti za produženi rad. Korišćenje goriva povećanog početnog obogaćenja, koje se pri tome u jezgro reaktora ne unosi uvek u zonu najnižeg neutronskog fluksa, može ozbiljno da pogorša sigurnosne parametre sistema. Stoga se očekivani maksimumi generacije snage na početku gorivnog ciklusa unapred kompenzuju ugradnjom sagorivih apsorbera, a za kompenzaciju povećanog ugradjenog viška reaktivnosti koriste se i kontrolne šipke. Očigledno je da ovakav način korišćenja goriva nameće dodatne zahteve u pogledu analiza sigurnosti.

Imajući u vidu da će nuklearne elektrane čija se izgradnja u budućnosti planira u našoj zemlji sigurno biti elektrane uavršenog tipa sa produženim gorivnim ciklusima i produženim radnim vekom, započeta je u radu /1/ analiza nuklearnih karakteristika jednog ovakvog sistema. Određivane su sledeće veličine: raspodela neutronskog fluksa i generisane snage u gorivnoj šipki u funkciji izgaranja goriva; raspodela neutronskog fluksa i generisane snage u reaktorskom jezgru ravnotežne konfiguracije, a za različite varijante kompenzacije ugradjenog viška reaktivnosti; izotopski sastav goriva i inventar fisionih produkata u funkciji izgaranja. Uočen je problem pogoršanja sigurnosnih karakteristika reaktora u toku ravnotežnog ciklusa u slučaju kada su sagorivi otrovi korišćeni za poravnanje snage u jezgru reaktora. Naime, u toku izgaranja goriva troši se i sagorivi apsorber, tako da njegov uticaj na poravnanje snage postaje sve manji, a na kraju ciklusa postaje praktično zanemarljiv. Ukazano je na potrebu detaljnijeg nuklearno-fizičkog i termo-hidrodinamičkog razmatranja ovakvih slučajeva.

Rezultati nuklearno fizičkog proračuna dobijeni u radu /1/ korišćeni su kao ulazni podaci za termo-hidrodinamički proračun kojim

se odredjuju raspodele temperature u gorivnom štapu i reaktorskom jezgru, kritični odnos toplotnog fluksa i koeficijent sigurnosti na pregorevanje (DNBR). U ovom radu dati su neki karakteristični rezultati termo hidrodinamičkog proračuna za ravnotežni ciklus tipične PWR 1000 MWe elektrane /2/ sa gorivom standardnog početnog obogaćenja i sa gorivom povećanog početnog obogaćenja uz korišćenje sagorivih apsorbера.

2. PRIKAZ POSTUPKA

Kritično toplotno opterećenje na pregorevanje q_{krit} predstavlja jedno od osnovnih ograničenja gustine snage generisane u gorivu, jer od njega zavisi integritet prve sigurnosne barijere-košuljice gorivne šipke /3/. Vrednost q_{krit} zavisi od lokalnih uslova u rashladnom fluidu i od toplotnih uslova na grejnoj površini. Kao mera toplotne pouzdanosti jezgra reaktora na pregorevanje koristi se vrednost rezerve koeficijenta sigurnosti na pregorevanje košuljice gorivne šipke izražene preko odnosa

$$DNBR = q_{krit}/q_{clad} \quad (1)$$

Raspodela toplotnog opterećenja na površini uočene gorivne šipke, odnosno košuljice te gorivne šipke, $q_{clad}(z)$, određuje se na osnovu rezultata nuklearno fizičkog proračuna raspodele generacije snage u jezgru reaktora, $P(r,z)$. Za određivanje lokalnih vrednosti kritičnog toplotnog opterećenja koristi se veliki broj različitih eksperimentalno dobijenih korelacija. Imajući u vidu navedene okolnosti, aksijalna raspodela faktora DNBR je data u obliku složene implicitne funkcije, pa je egzaktno nalaženje njenog minimuma, koji predstavlja sigurnosno ograničenje toplotnog opterećenja goriva, vezano za korišćenje veoma složenog fizičkog modela i složenog numeričkog postupka /3,4/.

U ovom radu su za određivanje veličine $q_{krit}(z)$ korišćene sledeće tri korelacije:

$$W-3 /5/ \quad (2)$$

$$q_{krit}(z) = [2.002 - .0000624p + (.1722 - .0000143p)e^{(18.177 - .000599p)x}] * [.00073474(.1484 - 1.596x + 1.729x^2)G + 1.037] * (1.157 - .869x)(.2664 + .8357e^{124.1De})(.8258 + .000341 i_{ul}),$$

koja važi za sledeće opsege parametara: $p=6895$ do 15860 kPa,

$x=-.15$ do $.15$, $G=1356$ do 6780 kg/m²s, $D_e=.005$ do $.018$ m;

$$RELAP 4 - MOD 7 /5/ \quad (3)$$

$$q_{krit}(z) = 25487(G/1356) .1775 \ln(x+1) / [(x+1)^{3.3906} .5356p^{.3234} FFP^{1.053}] ,$$

koja važi za sledeće opsege parametara: $p=690$ do 15200 kPa, $x=-.10$ do $.10$, $G=100$ do 4100 kg/m²s;

FFP=maksimalna vrednost za radijalni "form factor" snage;

$$"GIDROPRESS" /6/ \quad (4)$$

$$q_{krit}(z) = 795000(1-x) .105p^{.5} G .311(1-x) - .127(1-.0185p),$$

koja važi za sledeće opsege parametara: $p=7450$ do 16700 kPa,

$x=-.07$ do $.4$, $G=700$ do 3800 kg/m²s, $D_e > .009$ m.

U gornjim relacijama veličina x je funkcija aksijalne promenljive z i računa se na osnovu sledećih relacija:

$$x(z) = -i_{u1}/r + 4/D_e Gr \int_0^z q(z) dz, \quad D_e = 4S/0, \quad (5)$$

gde su: i_{u1} - entalpija hladioca na ulazu u jezgro, S - poprečni presek hladioca u gorivnom kanalu, 0 - okvašeni obim gorivnog elementa.

3. REZULTATI PRORAČUNA

Osnovni parametri sistema koji je predmet analize u ovom radu navedeni su u tabeli 1. Na slici 1. prikazani su rezultati nuklearno-fizičkog proračuna: raspodela form faktora snage po gorivnim sklopovima na početku (BOC) i na kraju (EOC) ravnotežnog ciklusa za slučaj bez sagorivih apsorbera i za slučaj sa sagorivim apsorberima.

Rezultati termo-hidrodinamičkog proračuna prikazani su u tabeli 2. i na slici 2. Koristeći aksijalnu raspodelu generacije snage u najopterećenijim gorivnim sklopovima, koja je rezultat nuklearno-fizičkog proračuna, određene su aksijalne raspodele veličina q_{clad} , q_{krit} i DNBR, na početku i na kraju ravnotežnih ciklusa za slučaj bez sagorivih apsorbera i slučaj sa sagorivim apsorberima.

4. ZAKLJUČAK

Produžavanje boravka nuklearnog goriva u savremenim nuklearnim elektranama sa tri na četiri i više godina i/ili produžavanje pojedinih gorivnih ciklusa sa 12 na 15 i više meseci zahteva povećanje obogaćenja svežeg goriva i korišćenje sagorivih apsorbera. Promene radijalne i aksijalne raspodele generacije snage u toku gorivnog ciklusa, do kojih usled toga dolazi, nameću potrebu detaljne analize termičke pouzdanosti jezgra reaktora.

U ovom radu je sprovedena analiza promene rezerve koeficijenta sigurnosti na pregorevanje košuljice gorivne šipke reaktora PWR tipa. Rezultati analize su pokazali da pri korišćenju sagorivih apsorbera konfiguracije jezgra reaktora, koje na početku ravnotežnog ciklusa imaju $(q_{krit}/q_{clad})_{min} \geq 2.5$, na kraju ciklusa mogu da padnu na $(q_{krit}/q_{clad})_{min} < 1.2$, što je sa stanovišta sigurnosti neprihvatljivo niska vrednost jer je niža od vrednosti usvojene kao projektna osnova.

TABELA 1. OSNOVNI PARAMETRI REAKTORA

UKUPNA FISIONA SNAGA (Mwt)	2900
MAKSIMALNO DOZVOLJENO PREKORAČENJE SNAGE (%)	118
SPECIFIČNA SNAGA (kW/kg U)	35.5
GUSTINA SNAGE (MW/m ³)	88.8
LINEARNO TOPLOTNO OPTEREĆENJE (kW/m)	
srednje u jezgru	15.16
maksimalno u stacionarnom režimu	39.37
maksimalno pri prekoračenju snage	do 72.19
pri kome se očekuje topljenje goriva	72.19
POVRŠINA ZA RAZMENU TOPLOTE (m ²)	5341.9
TOPLOTNI FLUKS (kW/m ² s)	
srednji u jezgru	529
maksimalni u stacionarnom režimu	1375
maksimalni pri prekoračenju snage	do 2519
TEMPERATURA U CENTRU GORIVNOG ELEMENTA (°C)	
srednja u jezgru	749
maksimalna u stacionarnom režimu	1621
maksimalna pri prekoračenju snage	2593
ZASUŠIVANJE - DNBR	
minimalno u stacionarnom režimu	2.06/2.14
minimalno pri prekoračenju snage	do 1.36/1.38
nivo konfidencije (%)	95
TEMPERATURA KOŠULJICE (°C)	
srednja u jezgru, čista	333.3
maksimalna	350
PROTOK HLADIOCA (kg/s)	
ukupan kroz jezgro	13990
efektivni protok za hladjenje	13000
protok kroz "bypass" (%)	8.5
RADNI PRITISAK (MPa)	15.51
PAD PRITISKA U JEZGRU (MPa)	.1127
TEMPERATURA HLADIOCA (°C)	
ulazna	294.1
srednja izlazna	331.7
izlazna vrelog kanala	341
PARAMETRI GORIVNOG SKLOPA	
tip rešetke	17x17
broj gorivnih šipki u sklopu	264
korak rešetke gorivnih šipki (cm)	1.26
aktivna dužina gorivne šipke (cm)	365.76
prečnik gorivne tablete (cm)	.7843
unutrašnji prečnik košuljice (cm)	.8
debljina košuljice (cm)	.0571

TABELA 2. AKSIJALNA RASPODELA GENERISANE ENERGE I TERMOHIDRODINAMIČKIH PARAMETARA SORIŠNOG SKLOPA

RAVNOTEŽNI CILJUS. SLUCAJ BEZ KONTROLNIH I SAGORIVIH APSORBERA

30C - MAKSYMALNO OPTEREĆENI KANAL					50C - MAKSYMALNO OPTEREĆENI KANAL					
z (cm)	P (kW)	x(z)	q clad (kW/m**2)	q krit (kW/m**2)	DNBR	P (kW)	x(z)	q clad (kW/m**2)	q krit (kW/m**2)	DNBR
80.7	107.44	.367	177.458	8160.3	45.98	101.63	-.367	245.580	8147.6	33.18
134.5	245.57	.365	342.240	8067.9	23.57	251.73	-.365	362.703	8063.7	22.23
188.3	429.75	.362	456.321	7949.1	17.42	505.80	-.361	613.938	7899.3	12.87
268.9	736.72	.357	507.023	7751.0	15.29	798.96	-.356	708.395	7588.2	10.87
403.4	1289.25	.348	547.585	7412.8	13.54	1122.58	-.351	782.000	7506.9	9.60
537.9	1933.88	.338	638.849	7040.9	11.02	1469.04	-.346	837.190	7320.2	8.74
672.4	2632.23	.327	692.086	6666.9	9.63	2403.05	-.331	901.925	6795.3	7.53
806.8	3376.62	.315	737.718	6297.2	8.54	3366.25	-.315	930.995	6288.2	6.75
941.3	4159.38	.303	775.745	5934.3	7.65	4319.72	-.300	921.591	5856.7	6.36
1075.8	4980.51	.290	813.772	5585.2	6.86	5269.30	-.285	917.831	5463.1	5.95
1210.2	5825.43	.276	837.348	5250.6	6.27	6213.04	-.270	912.186	5103.3	5.59
1344.7	6719.47	.262	886.023	4926.2	5.56	7147.05	-.255	902.781	4773.8	5.29
1479.2	7637.30	.247	909.599	4619.5	5.08	8072.33	-.241	893.377	4490.9	5.03
1616.6	8588.89	.232	943.063	4326.1	4.59	8986.88	-.226	883.972	4211.6	4.76
1748.1	9555.83	.217	958.273	4054.8	4.23	9951.70	-.212	874.567	3971.0	4.54
1882.6	10538.12	.201	973.484	3830.5	3.93	10786.79	-.197	865.162	3732.8	4.31
2017.1	11535.75	.185	988.695	3561.2	3.60	11681.88	-.183	865.162	3526.9	4.08
2420.5	14567.04	.137	996.300	2949.0	2.96	12576.97	-.169	865.162	3335.7	3.86
2554.9	15564.67	.121	988.495	2777.4	2.81	13466.23	-.155	859.527	3157.7	3.67
2689.4	16546.96	.106	973.484	2621.6	2.69	18801.79	-.070	859.527	2305.6	2.68
2823.9	17513.90	.090	958.273	2478.8	2.59	19681.27	-.056	850.074	2195.3	2.58
2958.4	18450.15	.075	927.852	2350.1	2.53	20550.98	-.042	840.631	2091.8	2.49
3092.8	19348.02	.061	889.825	2234.7	2.51	21371.83	-.029	793.405	2001.3	2.52
3227.3	20176.83	.048	821.377	2135.3	2.60	21931.50	-.020	453.204	1941.6	2.97
3361.8	20898.19	.036	714.902	2052.8	2.87	22175.17	-.016	588.807	1915.8	3.25
3496.2	21435.38	.028	532.374	1993.8	3.75	22357.92	-.013	441.599	1896.8	4.30
3576.9	21604.21	.025	278.863	1975.8	7.09	22468.33	-.011	266.543	1884.2	7.07
3657.8	21727.00	.023	202.809	1963.2	9.68	22554.00	-.010	184.010	1889.9	10.27

SLUŽBA ZA RASPODELA GENERISANE SNAGE PO GORIVNIM SKLOPovima NA POČETKU (BOC) I NA KRAJU (EOC) RAVNOTEŽNOG CIKLUŠA
PRIVLAČNOSTI JEIŠGRA REAKTORA, SLOVAČKE REPUBLIKE BLAGOVĚRNOSTI

03428	
09020	

Legenda: B = oznaka grupe kojoj pripada
gorivni sklop
OFF-BOC = faktor snage (odnos snage
generisane u gorivnom sklopu i
srednje snage po gorivnom sklopu)

1	113		
1	05258	05092	
1	10900	11440	

grupa	broj	početno	srednje
gorivni sklopova u grupi		oboga-	izgara-
		čenje	nje BOC
		(%235U)	(MWd/tU)

12	115	112	
1	01149	00089	05571
1	10490	15010	09770

1	1	3.35	38135
2	46	3.35	30933
3	48	3.35	22215
4	46	3.35	12943
5	46	3.35	0

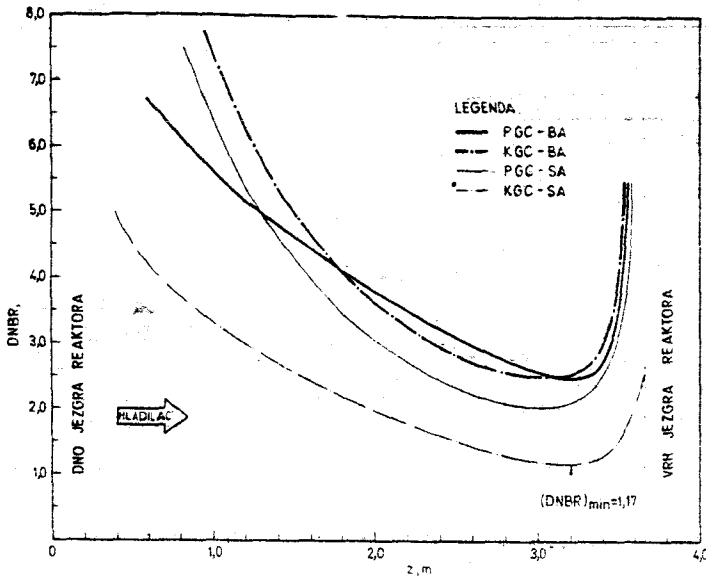
3	113	112	114
1	01921	05537	05371
1	11090	09390	07950
			10830

5	112	115	112	113
1	09560	06491	11537	09556
1	11760	07990	12450	09460
				10560

12	114	112	112	115	114
1	09549	11561	10725	12820	10943
1	0928	10820	09270	09750	1254
					0806

15	114	115	115	114	114
1	17103	16941	19432	17478	09386
1	12860	11430	12910	11820	07650
					07580

12	114	113	113
1	12417	11181	07254
1	08590	08640	06190
			05600



SLIKA 2. AKSIJALNA RASPODELA PROMENE REZERVE KOEFICIJENTA SIGURNOSTI NA PREGOREVANJE KOŠULJICE GORIVNE ŠIPKE

5. REFERENCE

- /1/ M.V.Mataušek, N.Marinković, "Prolonged Fuel Burnup in Advanced LWR's", IAEA International Topical Meeting on Burnup Determination of Water Reactor Fuel, Karlsruhe, 1988.
- /2/ US Government/Industry Seminar on Nuclear Power Technology, Bleč, April 19-21, 1982.
- /3/ Ginoux J.J., "Two-Phase Flows and Heat Transfer with Application to Nuclear Reactor Design Problems", Hemisphere Publication Corporation, New York, 1978.
- /4/ Z.Stošić, D.Spasojević, "Utica j promene toplotnog fluksa usled izgaranja na toplotnu pouzdanost jezgra PWR", Zbornik radova XXIV jugoslovenske konferencije ETAN-a, Vol.IV, str.107, 1980.
- /5/ D.C.Groeneveld, C.W.Snoek, "A Comprehensive Examination of Heat Transfer Correlations Suitable for Reactor Safety Analysis", Multiphase Science and Technology, Vol.2, 1984.
- /6/ L.N.Polianin, M.H.Ibragimov, G.I.Sabelev, "Teploobmen v jadernih reaktorah", Energoizdat, Moskva, 1984.