

ԵՐԵՎԱՆԻ ՊԵՏԱԿԱՆ ՀԱՄԱԼՍԱՐԱՆ

ՆԱԻՐԻ ՀՐԱՀԱՏԻ ԲԱՂԴԱՍԱՐՅԱՆ

ՋՋԷՌ ՄԻՋՈՒԿԱՅԻՆ ՎԱՌԵԼԻՔԻ ԿՐԻՏԻԿՈՒԹՅԱՆ ԱՆՎՏԱՆԳՈՒԹՅԱՆ ՀԵՏԱԶՈՏՈՒՄԸ ԱՅՐՄԱՆ ԽՈՐՈՒԹՅԱՆ ՀԱՇՎԱՌՄԱՄԲ

ԱՏԵՆԱԽՈՍՈՒԹՅՈՒՆ

Ե. 14.02 – «Միջուկային էներգետիկ կայանքներ » մասնագիտությամբ
տեխնիկական գիտությունների թեկնածուի գիտական աստիճանի հայցման
համար

Գիտական ղեկավար՝
Ֆիզ.մաթ գիտ. թեկնածու,
Ս.Ա. ԲԶՆՈՒՆԻ

ԲՈՎԱՆԴԱԿՈՒԹՅՈՒՆ

ՆԵՐԱԾՈՒԹՅՈՒՆ.....	4
ԳԼՈՒԽ 1. «ԱՅՐՄԱՆ ԽՈՐՈՒԹՅԱՆ ՀԱՇՎԱՌՈՒՄ» ՀԱՅԵՑԱԿԱՐԳՈՒՄ ԿԻՐԱՌՎՈՂ ԿԱՐԵՎՈՐ ԲՆՈՒԹԱԳՐԻՉՆԵՐԸ ԵՎ ԵՐԵՎՈՒՅԹՆԵՐԸ.....	9
1.1 «Այրման խորության հաշվառում» հայեցակարգում կիրառվող հիմնական նուկլիդները ...	15
1.2 Այրված միջուկային վառելիքի իզոտոպային կազմի հաշվարկներում կարևոր պարամետրերի ընտրությունը	19
1.3 Այրվող և ֆիքսված կլանիչներ.....	25
1.4 Միջուկային վառելիքի հովացման ժամանակ.....	25
1.5 Այրման խորության ըստ բարձրության բաշխվածություն.....	29
1.6 Այրման խորության շառավղային բաշխվածություն	37
1.7 Անորոշությունների ազդեցության գնահատումը «Այրման խորության հաշվառում» հայեցակարգում.....	39
1.8 Եզրակացություն	46
ԳԼՈՒԽ 2. ԶՋԷՌ-440 ՏԻՊԻ ՌԵԱԿՏՈՐՆԵՐԻ ՀԱՄԱՐ ԱՅՐՄԱՆ ԽՈՐՈՒԹՅԱՆ ԱՔՍԻԱԼ ԲԱՇԽՎԱԾՈՒԹՅԱՆ ՍԱՀՄԱՆԱՅԻՆ ՊՐՈՖԻԼՆԵՐԻ ՀԱՇՎԱՐԿ.....	47
2.1 Խնդրի նկարագրությունը.....	47
2.2 Ընտրված մեթոդաբանությունը	51
2.3 Հաշվարկային մոդելի նկարագրությունը	54
2.4 Հաշվարկային ծրագրերի համառոտ նկարագրությունը.....	56
2.4.1. MCNP 6.1 հաշվարկային ծրագրի նկարագրությունը.....	56
3.4.2 ORIGEN-S հաշվարկային ծրագրի նկարագրությունը.....	63
2.5 Հաշվարկային արդյունքների մեկնաբանումը.....	65
2.6 Եզրակացություն.....	70
ԳԼՈՒԽ 3. ԿՐԻՏԻԿՈՒԹՅԱՆ ԱՆՎՏԱՆԳՈՒԹՅԱՆ ՎԵՐԼՈՒԾՈՒԹՅՈՒՆՆԵՐՈՒՄ ԱՆՈՐՈՇՈՒԹՅՈՒՆՆԵՐԻ ԳՆԱՀԱՏՈՒՄ	71
3.1 Խնդրի նկարագրությունը.....	71
3.2 Ընտրված մեթոդաբանությունը.....	73
3.3 Հաշվարկային արդյունքների մեկնաբանումը.....	79
3.4 Եզրակացություն.....	81
ԳԼՈՒԽ 4. ԱՅՐՄԱՆ ԽՈՐՈՒԹՅԱՆ ՀԱՇՎԱՌՈՒՄ ՀԱՅԵՑԱԿԱՐԳԻ ԿԻՐԱՌՈՒՄԸ ԶՋԷՌ-440 ՏԻՊԻ ՌԵԱԿՏՈՐԻ ՎԱՌԵԼԻՔԻ ՀԱՄԱՐ	83
4.1 ՀԱԷԿ ԶՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորի օգտագործված միջուկային վառելիքի պահպանման ավազանի տարողունակության մեծացման վերլուծություն.....	83

4.1.1 Խնդրի նկարագրությունը.....	83
4.1.2 Ընտրված մեթոդաբանությունը	84
4.1.3 Եզրակացություն	91
4.2 ՋՋԷՌ-440 ռեակտորի աշխատած միջուկային վառելիքի տրանսպորտային կոնտեյնների լավարկված կոնֆիգուրացիայի վերլուծություն	91
4.2.1 Խնդրի նկարագրությունը	91
4.2.2 Ընտրված մեթոդաբանությունը.....	92
4.2.3 Հաշվարկային ծրագրի համառոտ նկարագրությունը.....	94
4.2.4 Իզոտոպային կազմի վերլուծությունները.....	95
4.2.5 Եզրակացություն.....	97
ՀԻՄՆԱԿԱՆ ԵԶՐԱԿԱՑՈՒԹՅՈՒՆՆԵՐ.....	101
ԳՐԱԿԱՆՈՒԹՅԱՆ ՑԱՆԿ	102

ՀԱՊԱՎՈՒՄՆԵՐԻ ՑԱՆԿ

ՀԱԷԿ - Հայկական Ատոմային Էլեկտրակայան

ՋՋԷՌ - Զրաջրային Էներգետիկական Ռեակտոր

ՕՄՎ - Օգտագործված Միջուկային Վառելիք

ՋԱՏ - Զերմանջատիչ Տարր

ՋԱՀ - Զերմանջատիչ Հավաքածու

PWR - Ամերիկյան նախագծի թեթև ջրով բարձր ճնշմամբ ռեակտոր

BWR - Ամերիկյան նախագծի եռացող ջրով ռեակտոր

ՆԵՐԱԾՈՒԹՅՈՒՆ

Աշխատանքի նպատակը

Աշխատանքի նպատակն է ուսումնասիրել կրիտիկության անվտանգության վերլուծություններում ՋՋԷՌ-440 ռեակտորի միջուկային վառելիքի համար «Այրման խորության հաշվառում» հայեցակարգի կիրառման հիմնախնդիրները, մասնավորապես՝

- միջուկային վառելիքի այրման խորության (глубина выгорания) արսիալ բաշխվածության ազդեցությունը նեյտրոնների բազմացման գործակցի վրա,
- այրված միջուկային վառելիքի հաշվարկային և չափված իզոտոպային կազմերի տարբերությունների ազդեցությունը նեյտրոնների բազմացման գործակցի վրա,
- աշխատած միջուկային վառելիքի պահեստարանների, տրանսպորտային կոնտեյների տարողունակության մեծացման և բեռնավորման լավարկման խնդիրները:

Աշխատանքի արդիականությունը

Աշխատած միջուկային վառելիքի անվտանգության գնահատման կարևորագույն բաղադրիչի՝ կրիտիկության անվտանգության վերլուծության նպատակով ի սկզբանե կիրառվել է «Թարմ միջուկային վառելիք» մեթոդը: Սակայն այս մեթոդը հաշվի չի առնում միջուկային ռեակտորի ակտիվ գոտում միջուկային վառելիքի շահագործման ընթացքում իզոտոպային կազմի փոփոխությունը, այսինքն՝ համարվում է, որ մնացած հավասար պայմաններում (հարստացում, երկրաչափություն, նյութական կազմ, կառուցվածք և այլն) թարմ և աշխատած միջուկային վառելիքային կասետներն ունեն միևնույն ռեակտիվությունը: Սա հանգեցնում է աշխատած միջուկային վառելիքի, պահպանման ավազանների, տրանսպորտային կոնտեյներների և չոր պահեստարանների նեյտրոնների բազմացման գործակցի (k_{eff}) էական գերազնահատման: Արդյունքում, նշանակալիորեն նվազում է միավոր ծավալում բեռնվող/պահպանվող վառելիքային կասետների թույլատրելի թիվը, ինչը հանգեցնում է միջուկային վառելիքի բեռնավորման և տեղափոխությունների գործողությունների

թվի էական աճի, դրանցով պայմանավորված միջուկային և ռադիացիոն ռիսկերի աճի, ինչպես նաև տնտեսական կորուստների:

Ուստի, ներկայումս լայնորեն սկսվել է հետազոտվել, իսկ ԱՄՆ-ում, Ֆրանսիայում և մի շարք այլ զարգացած միջուկային էներգետիկա ունեցող երկրներում նաև կիրառվել «Այրման խորության հաշվառում» հայեցակարգը, որը հաշվի է առնում միջուկային վառելիքի ռեակտիվության նվազումը ռեակտորի ակտիվ գոտում աշխատելիս, դրանով իսկ թույլ տալով էապես մեծացնել միջուկային վառելիքի պահեստարանների, տրանսպորտային կոնտեյներների տարողունակությունները, նվազեցնել միջուկային վառելիքի բեռնավորման և տեղափոխությունների գործողությունների թիվը, հետևաբար՝ դրանց ընթացքում հնարավոր միջուկային և ռադիացիոն վթարների ռիսկերը, և նշանակալիորեն բարելավել միջուկային վառելիքի կառավարման տնտեսական ցուցանիշները:

Աշխատանքի գիտական նորույթը

- Այրման խորության տասը տարբեր խմբերի համար ի հայտ են բերվել ՋՋԷՌ-440 ռեակտորի վառելիքի այրման խորության արքսիալ բաշխվածության այն պրոֆիլները, որոնք հանգեցնում են k_{eff} -ի առավելագույն արժեքի:
- Հաշվարկվել են ՋՋԷՌ-440 տիպի միջուկային վառելիքի հաշվարկային իզոտոպային կազմի շեղումները և շեղման անորոշությունները փորձնական տվյալներից:
- Հաշվարկվել է ՋՋԷՌ-440 տիպի միջուկային վառելիքի համար փորձից հաշվարկային իզոտոպային կազմի շեղմամբ և շեղման անորոշությամբ պայմանավորված k_{eff} -ի շեղումը և շեղման անորոշությունը:
- Առաջարկվել և հիմնավորվել է ՋՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորների աշխատած միջուկային վառելիքի՝
 - պահպանման ավազանի տարողունակության մեծացման չափը և հնարավոր բեռնավորման քարտեզը,

- տրանսպորտային կոնտեյներում բորացված բջիջների լավարկված տարածական կոնֆիգուրացիան բեռնավորվող վառելիքային կասետների այրման միջին խորության տարբեր արժեքների դեպքում:

Աշխատանքի կիրառական նշանակությունը

«Այրման խորության հաշվառում» մեթոդի կիրառումը ներկայումս արդիական է ՀԱԷԿ-ի համար: ՀԱԷԿ-ի կողմից նախագծային հարստացումից (3.6%) ավելի բարձր (3.82%) հարստացմամբ վառելիքային կասետների կիրառման, և դրա արդյունքում վառելիքի ավելի մեծ այրման խորությամբ շահագործման հետևանքով, կրկնապատկվել է աշխատած միջուկային վառելիքային կասետների հովացման ավազաններում պահպանման ժամկետը (5-ից 10-ը տարի), ինչը մոտ ապագայում կարող է հանգեցնել պահպանման ավազաններում միջուկային վառելիքային կասետների բեռնավորման համար նախատեսված ազատ բջիջների բացակայության: Աշխատանքի արդյունքում ցույց է տրվել, որ «Այրման խորության հաշվառում» հայեցակարգի կիրառումը թույլ է տալիս ՀԱԷԿ աշխատած վառելիքի պահպանման ավազանների տարողունակությունը մեծացնել 138 վառելիքային կասետներով, իսկ աշխատած միջուկային վառելիքի կոնտեյներում բորացված ներդիրների թիվը 34-ից նվազեցնել մինչև 3: Սա թույլ կտա էապես նվազեցնել ՀԱԷԿ-ում 2-րդ բլոկից 1-ին բլոկ, ինչպես նաև 1-ին բլոկից միջուկային վառելիքի չոր պահեստարան վառելիքային կասետների տեղափոխությունների և վառելիքի հետ կատարվող գործողությունների թիվը՝ դրանով իսկ նվազեցնելով հնարավոր միջուկային վթարի ռիսկը, անձնակազմի և շրջակա միջավայրի ճառագայթահարումը:

Պաշտպանության ներկայացվող դրույթները

- ՋՋԷԴ-440 միջուկային վառելիքի իզոտոպային կազմի փոփոխության եռաչափ մոդել:
- k_{eff} -ի առավելագույն արժեք ապահովող այրման խորության արքիալ բաշխվածությունների պրոֆիլներ:

- Փորձնական տվյալներից ՋՋԷՌ-440 տիպի միջուկային վառելիքի հաշվարկային իզոտոպային կազմի շեղման և շեղման անորոշության արժեքներ:
- ՋՋԷՌ-440 տիպի միջուկային վառելիքի համար փորձից հաշվարկային իզոտոպային կազմի շեղմամբ և շեղման անորոշությամբ պայմանավորված k_{eff} -ի արժեքի շեղման և շեղման անորոշության արժեքներ:
- ՋՋԷՌ-440 ռեակտորի միջուկային վառելիքի պահպանման մեծացված տարողունակությամբ ավազանի քարտեզ:
- ՋՋԷՌ-440 տիպի միջուկային վառելիքի տրանսպորտային կոնտեյներում բորացված ներդիրների լավարկված տարածական կոնֆիգուրացիա:

Աշխատանքի արդյունքների հրապարակումները

- S. Bznuni, N. Baghdasaryan, A. Amirjanyan, P. Kohut, J. Ramsey, G. Nazaryan, Development of Bounding Burnup Axial Profiles for WWER-440 Spent Fuel Pool Burnup Credit Analysis, Nuclear Science and Engineering, volume 186, issue 1, p. 98–102, 2017,
- С. Бзнути, Н. Багдасарян , А. Амирджанын, П. Коут, Анализ уплотненной загрузки отработанного ядерного топлива в стеллажах бассейна выдержки реактора ВВЭР-440, Известия Национальной Академии Наук Армении И Национального Политехнического Университета, том 69, N 3, ст. 246–254, 2016,
- N. Baghdasaryan, Development of Optimal Fuel Loading Configurations for Armenian ANPP Spent Nuclear Fuel Transport Cask, Proceedings of the YSU, Physical and Mathematical Sciences, vol 2, p. 53–56, 2016
- N. Baghdasaryan, S. Bznuni, Assessment of the Reactivity Bias and Bias Uncertainty Due to WWER-440 Fuel Depletion Uncertainties, Proceedings of the YSU, Physical and Mathematical sciences, vol 1, p. 60–65, 2017:

Աշխատանքի արդյունքների հավաստիությունը

Ատենախոսության արդյունքները ներկայացվել են նաև հետևյալ միջազգային գիտաժողովներում՝

- 10th International Conference on WWER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support, Sofia, Bulgaria, 7–14 September, 2013,
- International Conference on Management of Spent Fuel from Nuclear Power Reactors: An Integrated Approach to the Back End of the Fuel Cycle, IAEA Headquarters, Vienna, Austria, 15–19 June, 2015,
- 11th International Conference on WWER Fuel Performance Modelling and Experimental Support, Varna, 28 September – 02 October, 2015,
- 26th Symposium of AER on VVER Reactor Physics and Reactor Safety, Helsinki, Finland, October, 2016:

Ատենախոսության կառուցվածքը և ծավալը:

Ատենախոսությունը ներկայացված է 104 էջերում, պարունակում է 8 աղյուսակ, 46 նկար: Աշխատանքը բաղկացած է հապավումների ցանկից, ներածությունից, 4 գլուխներից, եզրակացություններից, օգտագործված գրականության ցանկից (104 անուն):

ԳԼՈՒԽ 1. «ԱՅՐՄԱՆ ԽՈՐՈՒԹՅԱՆ ՀԱՇՎԱՌՈՒՄ» ՀԱՅԵՑԱԿԱՐԳՈՒՄ ԿԻՐԱՌՎՈՂ ԿԱՐԵՎՈՐ ԲՆՈՒԹԱԳՐԻՉՆԵՐԸ ԵՎ ԵՐԵՎՈՒՅԹՆԵՐԸ

Կրիտիկության անվտանգությունը միջուկային անվտանգության հատուկ բաժիններից մեկն է, որի շրջակներում գնահատվում են հարստացված միջուկային վառելիքի կիրառման անվտանգության հիմնախնդիրները: Հարստացված միջուկային վառելիքի օգտագործման տարբեր փուլերում (արտադրություն, շահագործում, պահպանում, տեղափոխում, վերամշակում, թաղում) հնարավոր են այնպիսի պայմանների առկայություն/առաջացում, որոնք կարող են հանգեցնել նորմալ շահագործման պայմանների խախտման կամ միջուկային վթարի առաջացման: Միջուկային կրիտիկության անվտանգության հիմնական նպատակն է կանխարգելել կրիտիկությամբ պայմանավորված վթարների առաջացումը և հնարավորինս չեզոքացնել/մեղմացնել վթարի հետևանքները:

Միջուկային վառելիքի պահպանման և տեղափոխման պրոցեսներում անհրաժեշտ է ապահովել համակարգերի հնարավորինս մեծ տարողունակություն և փոքր տեղափոխությունների թիվ՝ միևնույն ժամանակ ապահովելով անհրաժեշտ անվտանգության պաշար: Միջուկային վառելիքի մեծ տարողունակությամբ համակարգերի կիրառումը հանգեցնում է վառելիքային պահեստարանների և գերեզմանոցների ավելի կոմպակտ չափերի, ինչը կարևոր է հատկապես փոքր երկրների համար, ինչպիսին է ՀՀ-ն: Մյուս կողմից, համակարգերի տարողունակության մեծացումը բերում է բարձր ակտիվությամբ ռադիոակտիվ նյութերի՝ ինչպիսիք են աշխատած միջուկային վառելիքային կասետները, տեղափոխությունների փոքր թվի, հետևաբար նաև բնակչության ու աշխատակազմի ճառագայթահարման և դեպի շրջակա միջավայր ռադիոակտիվ նյութերի արտանետման փոքր ռիսկերի, և որպես հետևանք, միջուկային վառելիքի տնտեսապես ավելի շահավետ կառավարման: Ի սկզբանե կրիտիկության անվտանգության վերլուծություններն իրականացվում էին ենթադրելով, որ միջուկային վառելիքը թարմ է՝ այդպիսով մտցնելով մեծ կոնսերվատիզմ անվտանգության հաշվարկներում: Այս

դեպքում հաշվի չէր առնվում միջուկային վառելիքի այրումը, նրա շահագործման պատմությունը և իրական ռեակտիվության արժեքը: Միջուկային վառելիքի այրման խորությամբ պայմանավորված ռեակտիվության արժեքի նվազումը հաշվի առնող մոտեցումը հայտնի է որպես «Այրման խորության հաշվառում» հայեցակարգ: «Այրման խորության հաշվառում» հայեցակարգի կիրառումը իր մեջ ներառում է հետևյալ փուլերը [1].

- հաշվարկային ծրագրերի ընտրություն, վերիֆիկացիա և վալիդացիա,
- աշխատած միջուկային վառելիքի ռեակտիվության վրա մեծ ազդեցություն ունեցող իզոտոպային կազմի ընտրություն,
- իզոտոպային կազմի հաշվարկներ,
- իզոտոպային կազմի հաշվարկներում անորոշությունների վերլուծություն,
- համակարգի ռեակտիվության վրա այրման խորության աքսիալ և շառավղային բաշխվածությունների ազդեցության գնահատում,
- կրիտիկության անվտանգության հաշվարկներում անորոշությունների վերլուծություն,
- նորմալ շահագործումից շեղումների և վթարային իրավիճակներում անվտանգության վերլուծություններ,
- անվտանգության պաշարների գնահատում:

Կրիտիկության անվտանգության վերլուծություններում հաշվարկային ծրագրերի վերիֆիկացիայի շրջանակներում որոշվում է կողերի կիրառելիության տիրույթները և զգայունակությունը տարբեր ֆիզիկական պրոցեսների նկատմամբ, մասնավորապես՝ գնահատվում է արդյոք ծրագրերում կիրառվող հավասարումները և դրանց լուծման մոտարկումները թույլ են տալիս բավարար ճշտությամբ մոդելավորել իրականությունը:

Հաշվարկային ծրագրերի վալիդացիան իր մեջ ներառում է փորձարարական հայտնի տվյալների և այլ ծրագրային միջոցների հետ հաշվարկային կողի համեմատություն, որն իրականացվում է տարբեր հենանիշների մասնակցության և փորձերի մոդելավորման միջոցով:

Աշխատած միջուկային վառելիքի ռեակտիվության վրա մեծ ազդեցություն ունեցող իզոտոպային կազմի ընտրությունը խիստ կախված է միջուկային վառելիքի

այրման խորությունից, իզոտոպային կազմի համար փորձարարական տվյալների առկայությունից և անվտանգության պաշարների ընտրությունից: Մասնավորապես, թեթև ջրով ռեակտորների ՕՄՎ պահպանման ավագանի հաշվարկներում սովորաբար հաշվի են առնում և բաժանման արգասիքները, և ակտինոիդները, մինչդեռ չոր պահեստարանի կրիտիկության հաշվարկները իրականացվում են միայն ակտինոիդների հաշվառմամբ [1]՝ պայմանավորված միջուկային վառելիքի երկարատև կառավարման ժամանակահատվածում ավելի մեծ անվտանգության պաշար ունենալու նպատակով:

«Այրման խորության հաշվառում» հայեցակարգում ՕՄՎ իզոտոպային կազմի ընտրելիս պետք է հաշվի առնել հետևյալ գործոնները [2-7].

- բոլոր այն իզոտոպները, որոնք զգալի ազդեցություն ունեն ռեակտիվության դրական աճի վրա (օրինակ U-235, Pu-239, Pu-241 և այլն) պետք է հաշվառվեն [8-11],
- բացասական ռեակտիվության ներդրմամբ իզոտոպները պետք է հաշվառվեն, եթե նրանց կիսատրոհման պարբերությունը շատ ավելի մեծ է, քան ՕՄՎ դիտարկվող համակարգի շահագործման ժամկետը [1-5],
- ՕՄՎ համակարգի շահագործման ժամկետին մոտ կիսատրոհման պարբերություն ունեցող բացասական ռեակտիվության ներդրմամբ ռադիո-իզոտոպերը հաշվառվում են այն դեպքում, երբ նրանց դուստր միջուկներն ունեն նեյտրոնների կլանման մեծ կտրվածք [1-7]:

Իրենց հերթին, իզոտոպային կազմի բնութագրերը կախված են միջուկային տեղակայանքի շահագործման պայմաններից [1,2,7], մասնավորապես.

- շահագործման պատմություն և անվանական հզորություն,
- վառելիքի ջերմաստիճան,
- ջերմատարի/դանդաղեցուցչի ջերմաստիճան,
- դանդաղեցուցչի խտություն
- ակտիվ գոտում բորաթթվի առկայություն,
- կառավարման կասետների և այրվող կլանիչների առկայություն:

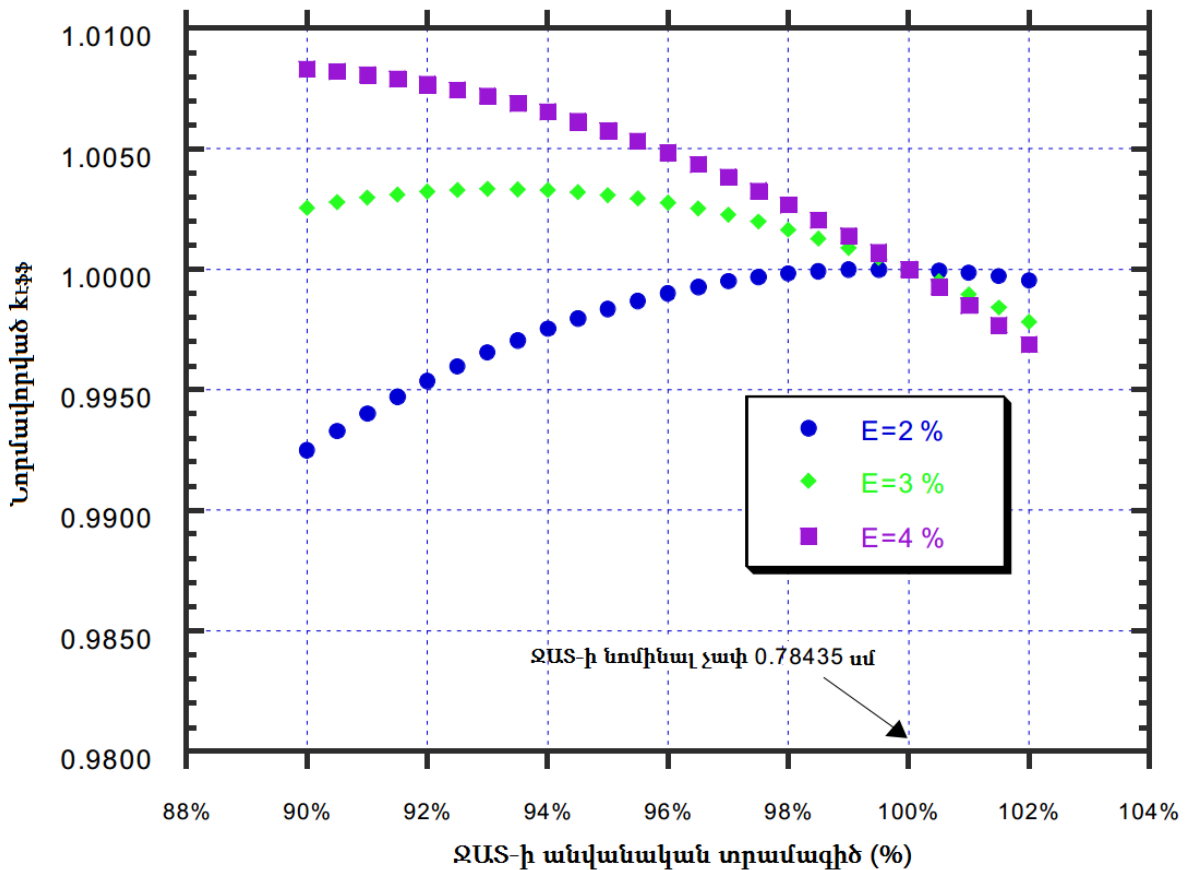
Միջուկային ռեակտորի նախագծային կամ շահագործման վերոնշյալ պարամետրերի փոփոխությունը կարող է բերել ռեակտորի ակտիվ գոտում նեյտրոնային սպեկտրի կոշտացման (շեղման դեպի նեյտրոնների բարձր էներգիաներ), ինչը, իր հերթին, կարող է հանգեցնել ակտիվ գոտուց բեռնաթափվող կասետների ռեակտիվության աճի, քանի որ այս դեպքում տեղի է ունենում պլուտոնիումի կուտակում՝ ի հաշվի U-238 միջուկի կողմից նեյտրոնների ռադիացիոն զավթման: Այդ իսկ պատճառով, կրիտիկության անվտանգության հաշվարկներում պետք է կիրառել վերոնշյալ պարամետրերի սահմանային/կոնսերվատիվ արժեքները: Սահմանային արժեքները հնարավոր է ստանալ յուրաքանչյուր պարամետրի համար իրականացնելով զգայունակության վերլուծություններ [12], այսինքն՝ գնահատել յուրաքանչյուր պարամետրի ազդեցությունը համակարգի նեյտրոնների բազմացման գործակցի արժեքի վրա:

Կրիտիկության անվտանգության հաշվարկներում վառելիքային կասետների և պահպանման համակարգերի արտադրական թույլտվածները (призводесвенны допуски) ևս կարող են ազդեցություն ունենալ նեյտրոնների բազմացման գործակցի արժեքի վրա: Մասնավորապես, վառելիքային կասետների նախագծային պարամետրերի մեջ պետք է հաշվի առնել [13].

- վառելիքային հաբի տրամագիծ և խտություն, վառելիքային ձողի տրամագիծ, պատյանի նյութական կազմ և հաստություն,
- վառելիքային կասետի չափսեր, վառելիքային ձողերի միջև հեռավորություն, վառելիքային ձողի ակտիվ մասի երկարություն, սահմանազատիչ ցանցերի և ֆիքսող ձողերի պարամետրեր,
- սկզբնական հարստացում,
- այրվող կլանիչների առկայություն:

Գնահատելու համար վերոնշյալ պարամետրերի ազդեցության չափը, ստորև որպես օրինակ բերված են ամերիկյան Westinghouse 17×17 նախագծի վառելիքային ջերմանջատիչ տարրերի (ՋԱՏ) անվերջ ցանցի համար իրականացված նեյտրոնների բազմացման գործակցի հաշվարկի արդյունքները [14]: Մասնավորապես, նկ.1.1-ում ներկայացված է տարբեր հարստացմամբ միջուկային վառելիքի ՋԱՏ-ի տրամագծի

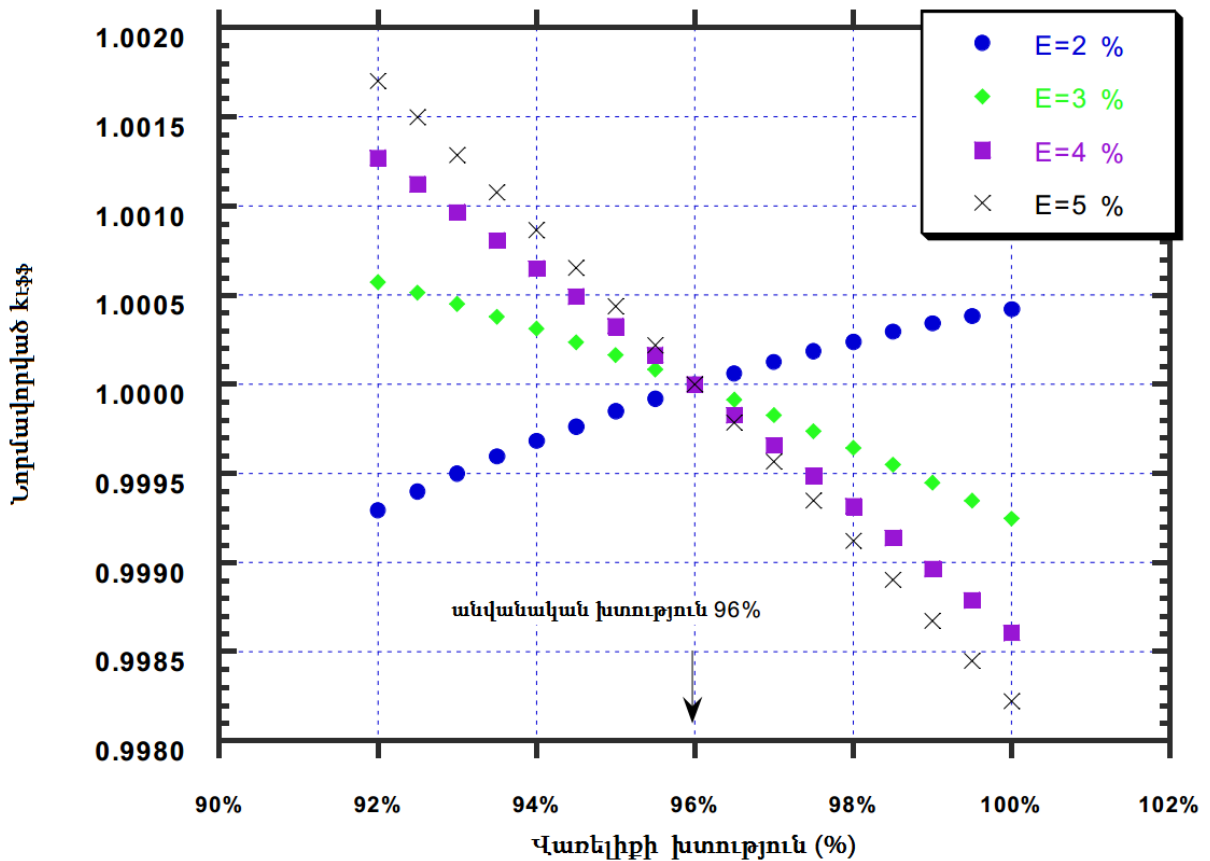
նումինալ/նախագծային արժեքից շեղումների դեպքում նեյտրոնների բազմացման գործակցի փոփոխությունը:



Նկ.1.1. Նեյտրոնների բազմացման գործակցի կախվածությունը միջուկային վառելիքի ՋԱՏ-ի տրամագծի փոփոխության արժեքների դեպքում [14]

Ինչպես կարելի է նկատել նկարից, ՋԱՏ-ի անվանական տրամագծից փոքր արժեքների դեպքում նեյտրոնների բազմացման գործակցից մեծ հարստացմամբ վառելիքի համար ավելի մեծ է, մինչդեռ մեծ տրամագծերի դեպքում պատկերը փոխվում է: Սա պայմանավորված է այն հանգամանքով, որ վառելիքի հարստացումից կախված ՋԱՏ-ի տրամագծի արժեքի մեծացումը կարող է բերել նրան, որ վառելիքային մասում նեյտրոնների պարազիտային կլանումները ավելի մեծ լինեն, ինչը կհանգեցնի նեյտրոնների բազմացման գործակցի արժեքի նվազման: Այդ իսկ պատճառով կախված վառելիքի հարստացումից գոյություն ունի ՋԱՏ-ի տրամագծի այնպիսի օպտիմալ արժեք, որի դեպքում նեյտրոնների բազմացման գործակցի արժեքը կլինի առավելագույն:

Նկ.1.2-ում ներկայացված է միջուկային վառելիքի խտության նոմինալ արժեքից շեղումների դեպքում նեյտրոնների բազմացման գործակցի փոփոխությունը՝ վառելիքի տարբեր հարստացման դեպքերում: Նկ.1.2-ի համաձայն, բարձր հարստացմամբ (3% և ավելի) միջուկային վառելիքի կիրառման պարագայում նեյտրոնների բազմացման գործակցի արժեքը վառելիքի խտության մեծացմանը զուգընթաց գնալով փոքրանում է, մինչդեռ ավելի փոքր հարստացման դեպքում դիտվում է հակառակ երևույթը:



Նկ.1.2. Նեյտրոնների բազմացման գործակցի կախվածությունը միջուկային վառելիքի խտության տարբեր արժեքների դեպքում [14]

Այս էֆեկտը պայմանավորված է վառելիքում նեյտրոնների կլանում-առաջացում հարաբերությամբ, մասնավորապես վառելիքի խտության մեծացումը բերում է միավոր ծավալում և կլանիչ միջուկների, և բաժանվող միջուկների թվի մեծացման, ինչի արդյունքում, հարստացումից կախված, կարող է դիտվել նեյտրոնների բազմացման գործակցի արժեքի աճ կամ նվազում:

Այսպիսով, վերոնշյալ վերլուծությունների հիման վրա կարելի է եզրակացնել, որ «Այրման խորության հաշվառում» հայեցակարգի կիրառումը պահանջում է ստորև բերված պարամետրերի մանրագնին ուսումնասիրություն՝

- «Այրման խորության հաշվառում» հայեցակարգում կիրառվող հիմնական նուկլինդերի ընտրություն,
- Այրված միջուկային վառելիքի իզոտոպային կազմի հաշվարկներում կարևոր պարամետրերի ընտրություն,
- Այրվող և ֆիքսված կլանիչներ,
- Միջուկային վառելիքի հովացման ժամանակ,
- Այրման խորության աքսիալ բաշխվածություն,
- Այրման խորության ռադիալ բաշխվածություն,
- Անորոշությունների ազդեցության գնահատում:

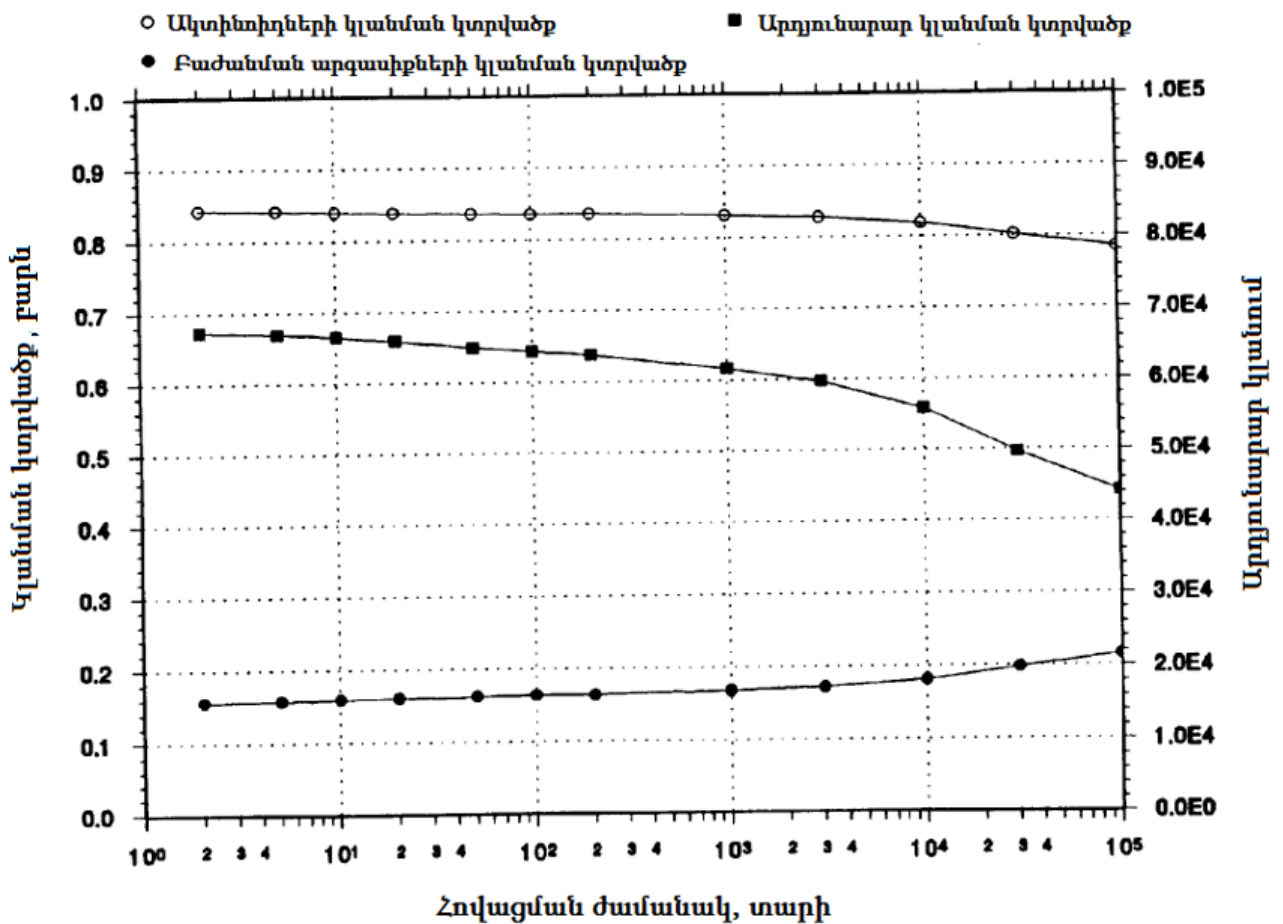
1.1 «Այրման խորության հաշվառում» հայեցակարգում կիրառվող հիմնական նուկլինդերը

Միջուկային վառելիքային կասետի իրական ռեակտիվությունը կախված է վառելիքում առկա բաժանվող միջուկների և նեյտրոնների կլանիչ հանդիսացող միջուկների կոնցենտրացիաներից: Սակայն, որոշ դեպքերում, կրիտիկության անվտանգության հաշվարկներն իրականացվում են միայն բաժանվող միջուկների և որոշ կլանիչների հաշվառմամբ՝ կոնսերվատիվ բազմապատկման գործակցի արժեք ստանալու նպատակով: Մյուս կողմից, երբեմն գործնականորեն հնարավոր չէ հաշվառել վառելիքում առկա բոլոր միջուկների ազդեցությունը՝ պայմանավորված այն հանգամանքով, որ ոչ բոլոր իզոտոպների համար են առկա չափված փոխազդեցության կտրվածքներ և այլ նեյտրոնաֆիզիկական բնութագրեր՝ մասնավորապես կարճ կյանքի տևողություն ունեցող իզոտոպների համար [12]:

Այրման խորության հաշվառման տեսանկյունից միջուկների կարևորությունը հիմնականում ֆունկցիա է վառելիքի այրման խորությունից և հովացման ժամանակից: Այրման խորության մեծացմանը զուգընթաց միջուկային վառելիքում առկա բաժանվող միջուկների կոնցենտրացիան գնալով նվազում է և զուգահեռաբար մեծանում է

նեյտրոնների պարագիտային կլանիչ հանդիսացող բաժանման արգասիքների և ակտինոիդների կոնցենտրացիան: Մյուս կողմից, հովացման ժամանակից կախված փոփոխվում է նեյտրոնների պարագիտային կլանիչ և բաժանում առաջացնող միջուկների հարաբերակցությունը, ինչի հետևանքով և համակարգի ռեակտիվությունը: Այդ նպատակով ամերիկյան նախագծի թեթև ջրով բարձր ճնշմամբ ռեակտորների համար, այսուհետ՝ PWR, իրականացվել են բազմաթիվ վերլուծություններ [13,14,15]՝ պարզելու համար, թե որ իզոտոպերն ունեն մեծ ներդրում համակարգի նեյտրոնների բազմապատկման գործակցի հաշվարկներում [13-15]:

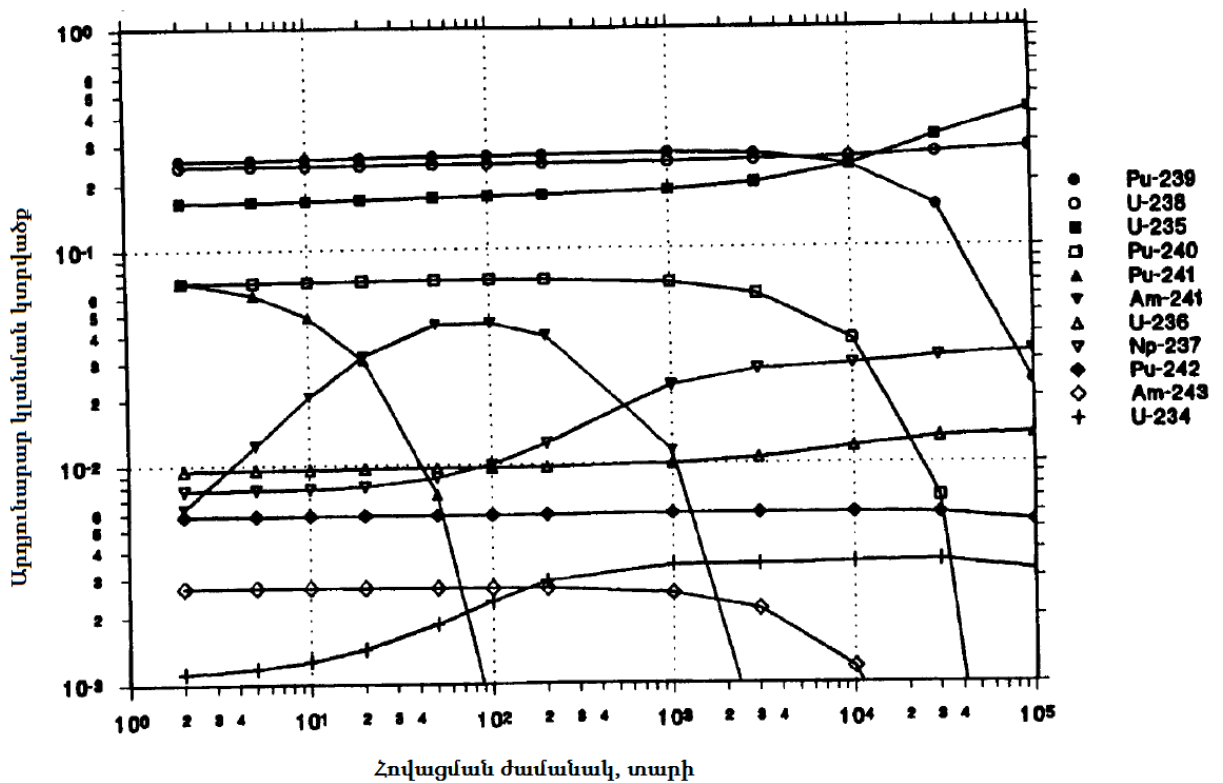
Նկ.1.1.1-ում բերված է ամերիկյան նախագծի թեթև ջրով բարձր ճնշմամբ ռեակտորների 4.5% հարստացված և 50 ՄՎտՕր/կգՈւ այրման խորությամբ վառելիքային կասետների համար իրականացված հաշվարկների արդյունքները՝ բաժանման արգասիքների և միայն ակտինոիդների հաշվառմամբ:



Նկ.1.1.1. Ակտինոիդների և բաժանման արգասիքների արդյունարար նեյտրոնների կլանման կորվածքի կախվածությունը հովացման ժամանակից [14]

Նկարում օրդինատների ձախ առանցքը ցույց է տալիս բաժանման արգասիքների և միայն ակտինոիդների կլանման մասնաբաժինը, իսկ աջ առանցքը համապատասխանում է արդյունարար կլանման կտրվածքին: Հաշվարկները ցույց են տալիս [14], որ ակտինոիդների կողմից նեյտրոնների գումարային կլանման կտրվածքը բավականին մեծ է (շուրջ 90%) բաժանման արգասիքների հետ համեմատած:

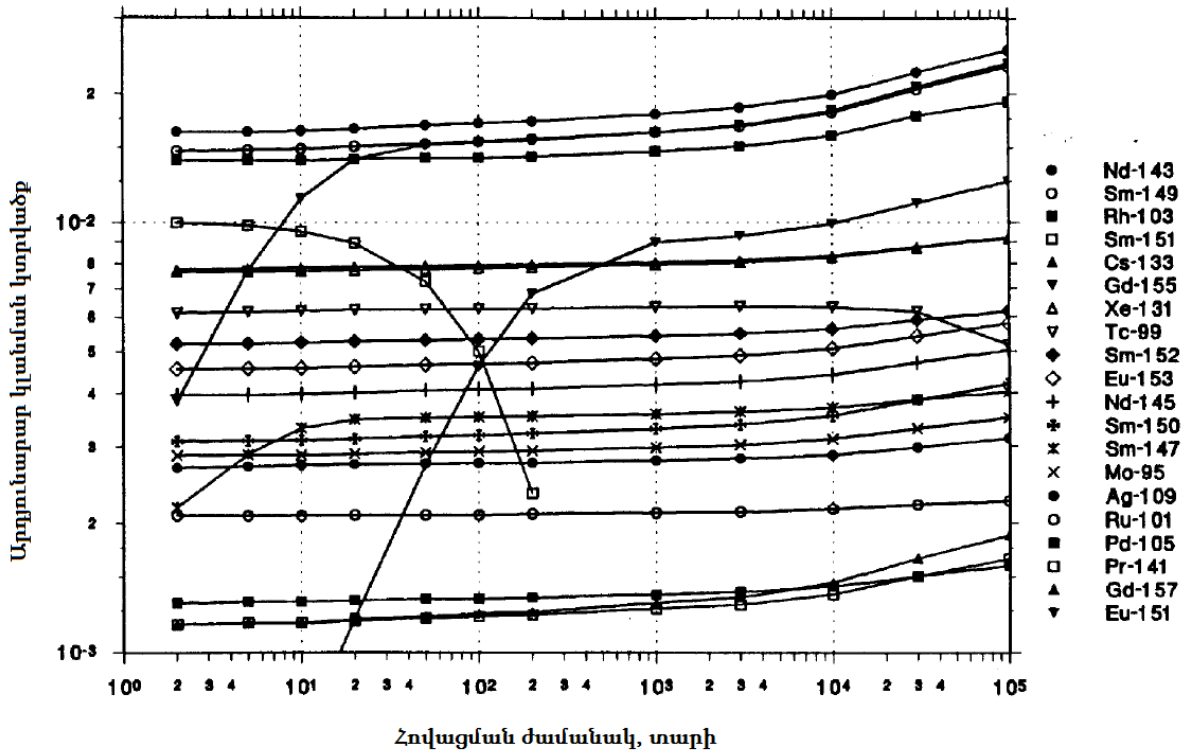
Նեյտրոնների բազմապատկման գործակցի վրա ընտրված միջուկների ազդեցությունը կարող է փոփոխվել՝ կախված միջուկային վառելիքի տեսակից, հարստացումից և հովացման ժամանակից, սակայն դրանց կազմը մնում է անփոփոխ: Մասնավորապես, նկ.1.1.2-1.1.3-ում կարելի է տեսնել PWR տիպի ռեակտորի 4.5% հարստացված և 50ՄՎտՕր/կգՈւ այրման խորությամբ վառելիքային կասետների համար իրականացված հաշվարկների արդյունքում ռեակտիվության վրա հիմական ազդեցություն թողնող ակտինոիդների և բաժանման արգասիքների կազմը՝ վառելիքի հովացման մինչև 30000 տարի ժամանակահատվածում:



Նկ.1.1.2. Ակտինոիդների համար նեյտրոնների կլանման կտրվածքի կախվածությունը հովացման ժամանակից [14]

Վառելիքի չոր պահեստարանում վառելիքի հովացման ժամանակահատվածում (~100 տարի) միայն մի քանի միջուկների ազդեցությունն է փոքրանում:

Մասնավորապես, նկ.1.1.3-ից երևում է, որ նեյտրոնների բազմապատկման գործակցի արժեքը, կախված հովացման ժամանակից, փոքրանում է բաժանման արգասիք հանդիսացող գադոլինիումի և սամարիումի կուտակման և պլուտոնիումի կողմից ամերիցիումի առաջացման հաշվին:



Նկ.1.1.3. Բաժանման արգասիքների համար նեյտրոնների կլանման կորվածքի կախվածությունը հովացման ժամանակից [14]

[13-15] վերլուծությունների, ISG-8 ուղեցույցի [16] և [1,12] վալիդացիոն փորձարարական չափումների հիման վրա «Այրման խորության հաշվառում» հայեցակարգում վառելիքի տեղափոխման և պահպանման խնդիրների համար որպես կարևոր միջուկներ ընտրվել են աղյուսակ 1.1.1-ում բերված միջուկները, քանի որ համակարգի ռեակտիվության մեջ հիմնական ներդրումը (մինչև 98%) պայմանավորված է հենց այդ միջուկներով:

Աղյուսակ 1.1.1.

Այրման խորության հաշվառում հայեցակարգում կիրառվող կրիտիկության անվտանգության տեսանկյունից կարևոր միջուկները:

Միայն ակտինոիդներ մեթոդում կիրառվող միջուկներ									
U-234	U-235	U-238	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Am-241	O [†]
Բաժանման արգասիքների և ակտինոիդների հաշվառմամբ մեթոդում կիրառվող միջուկներ									
U-234	U-235	U-236	U-238	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Am-241
Am-243	Np-237	Mo-95	Tc-99	Ru-101	Rh-103	Ag-109	Cs-133	Sm-147	Sm-149
Sm-150	Sm-151	Sm-152	Nd-143	Nd-145	Eu-151	Eu-153	Gd-155	O [†]	

Աղյուսակ 1.1.2-ում բերված են այրված միջուկային վառելիքում առկա բոլոր միջուկները:

Աղյուսակ 1.1.2.

Այրված միջուկային վառելիքում առկա բոլոր միջուկները:

Այրված միջուկային վառելիքում առկա բոլոր միջուկները									
Ge-72	Sr-89	Ru-101	Sn-114	Te-126	Ba-135	Pm-147	Gd-156	U-236	Bk-249
Ge-73	Y-89	Ru-102	Cd-115m	Xe-126	Xe-136	Sm-147	Eu-157	U-237	Cf-249
Ge-74	Sr-90	Ru-103	In-115	Te-127m	Cs-136	Nd-148	Gd-157	U-238	Cf-250
As-75	Y-90	Rh-103	Sn-115	I-127	Ba-136	Pm-148	Gd-158	Np-237	Cf-251
Ge-76	Zr-90	Ru-104	Cd-116	Te-128	Cs-137	Pm-148m	Tb-159	Pu-236	Cf-252
Se-76	Y-91	Pd-104	Sn-116	Xe-128	Ba-137	Sm-148	Gd-160	Pu-237	Es-253
Se-77	Zr-91	Ru-105	Sn-117	Te-129m	Ba-138	Pm-149	Tb-160	Pu-238	H-1
Se-78	Zr-92	Rh-105	Sn-118	I-129	La-139	Sm-149	Dy-160	Pu-239	H-2
Br-79	Zr-93	Pd-105	Sn-119	Xe-129	Ba-140	Nd-150	Dy-161	Pu-240	H-3
Se-80	Nb-93	Ru-106	Sn-120	Te-130	La-140	Sm-150	Dy-162	Pu-241	He-3
Kr-80	Zr-94	Pd-106	Sb-121	I-130	Ce-140	Pm-151	Dy-163	Pu-242	He-4
Br-81	Nb-94	Pd-107	Sn-122	Xe-130	Ce-141	Sm-151	Dy-164	Pu-243	Li-6
Se-82	Zr-95	Ag-107	Te-122	I-131	Pr-141	Eu-151	Ho-165	Pu-244	Li-7
Kr-82	Nb-95	Pd-108	Sn-123	Xe-131	Ce-142	Sm-152	Er-166	Am-241	Be-9
Kr-83	Mo-95	Cd-108	Sb-123	Te-132	Pr-142	Eu-152	Er-167	Am-242m	B-10
Kr-84	Zr-96	Ag-109	Te-123	Xe-132	Nd-142	Gd-152	Bi-209	Am-243	B-11
Kr-85	Mo-96	Pd-110	Sn-124	Xe-133	Ce-143	Sm-153	Th-230	Cm-241	N-14
Rb-85	Mo-97	Cd-110	Sb-124	Cs-133	Pr-143	Eu-153	Th-232	Cm-242	N-15
Kr-86	Mo-98	Ag-111	Te-124	Xe-134	Nd-143	Sm-154	Pa-231	Cm-243	O-16
Rb-86	Mo-99	Cd-111	Sn-125	Cs-134	Ce-144	Eu-154	Pa-233	Cm-244	O-17
Sr-86	Tc-99	Cd-112	Sb-125	Ba-134	Nd-144	Gd-154	U-232	Cm-245	
Rb-87	Ru-99	Cd-113	Te-125	I-135	Nd-145	Eu-155	U-233	Cm-246	
Sr-87	Mo-100	In-113	Sn-126	Xe-135	Nd-146	Gd-155	U-234	Cm-247	
Sr-88	Ru-100	Cd-114	Sb-126	Cs-135	Nd-147	Eu-156	U-235	Cm-248	

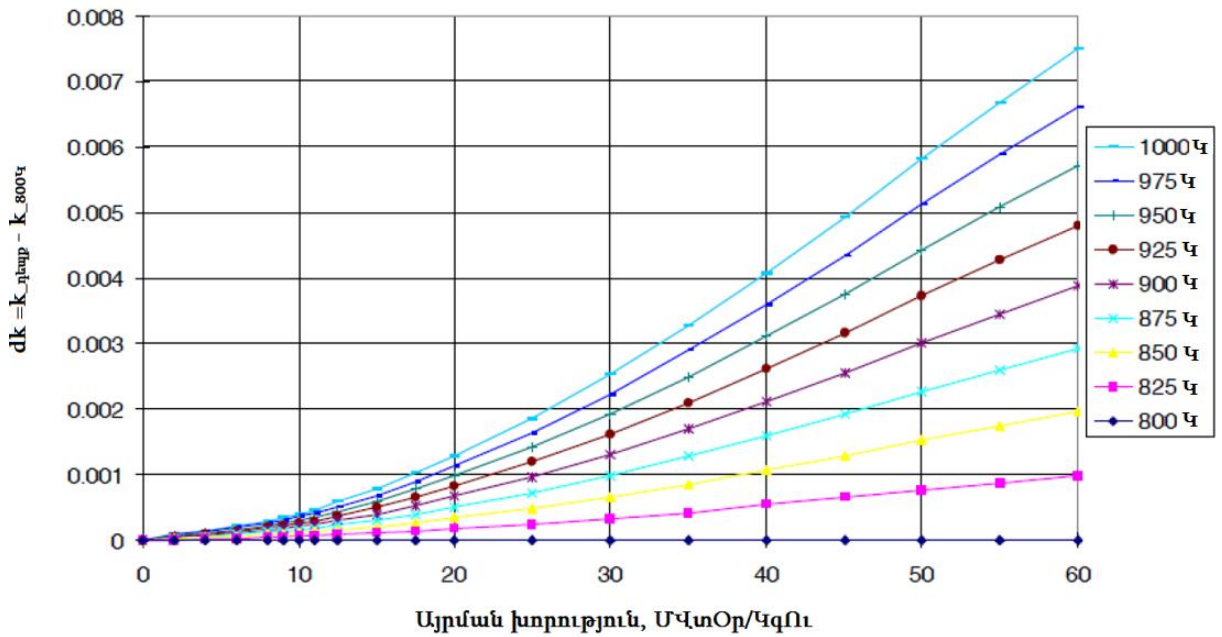
1.2 Այրված միջուկային վառելիքի իզոտոպային կազմի հաշվարկներում կարևոր պարամետրերի ընտրությունը

«Այրման Խորության Հաշվառում» հայեցակարգը կիրառելի է տարբեր տեսակի, հարստացման և տարբեր շահագործման պայմաններում աշխատած միջուկային

վառելիքային կասետների համար: Այդ իսկ պատճառով, կրիտիկության անվտանգության հաշվարկներում շատ կարևոր խնդիր է հանդիսանում վառելիքի իզոտոպային կազմի վրա ազդեցություն ունեցող երևույթների և բնութագրիչների ճիշտ ընտրությունը: Այս ոլորտում մի շարք վերլուծություններ են իրականացվել [16-20] վառելիքի իզոտոպային կազմի կոնսերվատիվ ընտրության առանձնահատկությունների վերաբերյալ: Մասնավորապես, կարևոր նշանակություն ունեն ստորև բերված պարամետրերի ճիշտ ընտրությունը:

Վառելիքի ջերմաստիճան

PWR տիպի ռեակտորներում իզոտոպային կազմի հաշվարկները ցույց են տալիս [16-21], որ միջուկային վառելիքի բարձր ջերմաստիճանի ընտրությունը բերում է հետագայում նեյտրոնների բազմապատկման գործակցի կոնսերվատիվ արժեքների ստացման: Այս հանգամանքը պայմանավորված է նրանով, որ վառելիքի ջերմաստիճանի բարձրացմանը զուգընթաց աճում է U-238 միջուկի կողմից նեյտրոնների ռեզոնանսային կլանման հավանականությունը (Դոպլեր էֆեկտ), ինչը բերում է նեյտրոնային սպեկտրի կոշտացման, և որպես արդյունք, պլուտոնիումի միջուկների առաջացման: Այդ իսկ պատճառով միջուկային վառելիքի իզոտոպային կազմի հաշվարկներում ջերմաստիճանը ընտրվում է ըստ կասետի միջինացված ամենամեծ ջերմաստիճանը:



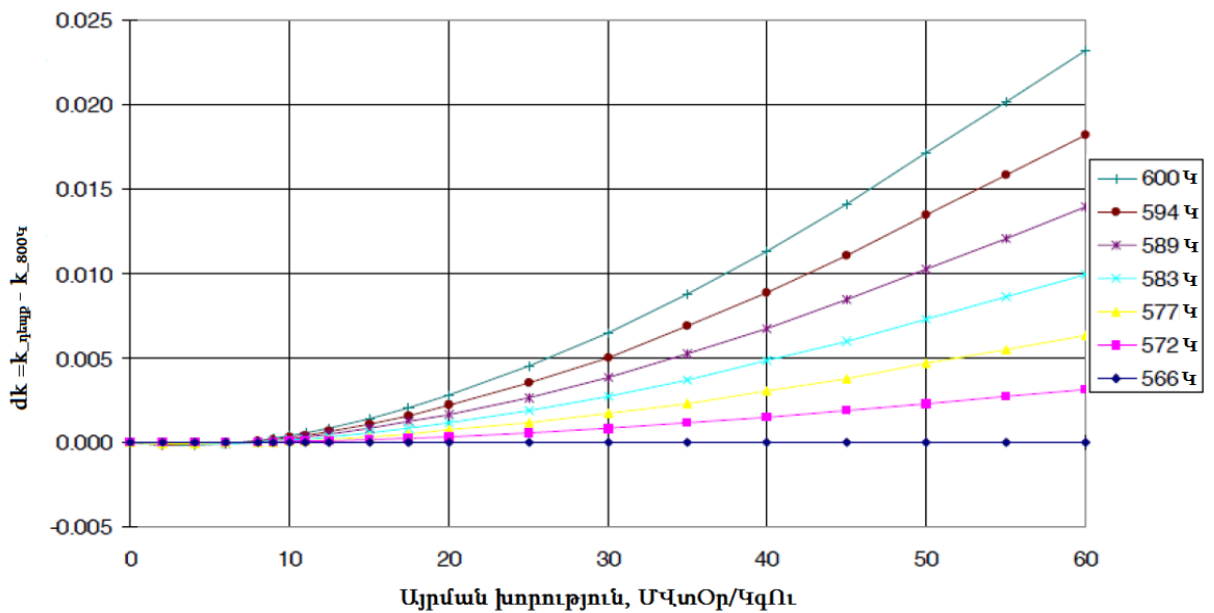
Նկ.1.

2.1. Այրման խորության փոփոխության արժեքների դեպքում վառելիքային կասեղներով անվերջ համակարգի ռեակտիվությունը վառելիքի փոփոխության ջերմաստիճաններում [16]

Մասնավորապես, նկ.1.2.1-ում բերված է այրման խորության տարբեր արժեքների դեպքում ամերիկյան նախագծի բարձր ճնշմամբ ռեակտորների վառելիքային կասեղներով անվերջ համակարգի ռեակտիվության կախվածությունը վառելիքի ջերմաստիճաններից: Հաշվարկների համաձայն, ռեակտիվության արժեքը մեծանում է վառելիքի ջերմաստիճանի և այրման խորության մեծացմանը զուգընթաց, ինչը փաստում է այն մասին, որ կոնսերվատիվ արժեքների ստացման համար անհրաժեշտ է կրիտիկության անվտանգության վերլուծություններն իրականացնել վառելիքի ամենաբարձր ջերմաստիճանի կիրառմամբ:

Դանդաղեցուցիչ ջերմաստիճան/խտություն

Իզոտոպային կազմի հաշվարկներում որպես դանդաղեցուցիչ ջերմաստիճան ևս պետք է ընտրել ջերմաստիճանի ամենամեծ արժեքը, քանի որ ջերմաստիճանի բարձրացմանը զուգընթաց փոքրանում է դանդաղեցուցիչ խտությունը և մեծանում է դանդաղեցուցիչ միջուկների միջին կինետիկ էներգիան, հետևաբար, փոքրանում է նեյտրոնների դանդաղեցման արդյունավետությունը, ինչը բերում է նեյտրոնային սպեկտրի կոշտացման և պլուտոնիումի միջուկների առաջացման արագության մեծացման [16-20]:



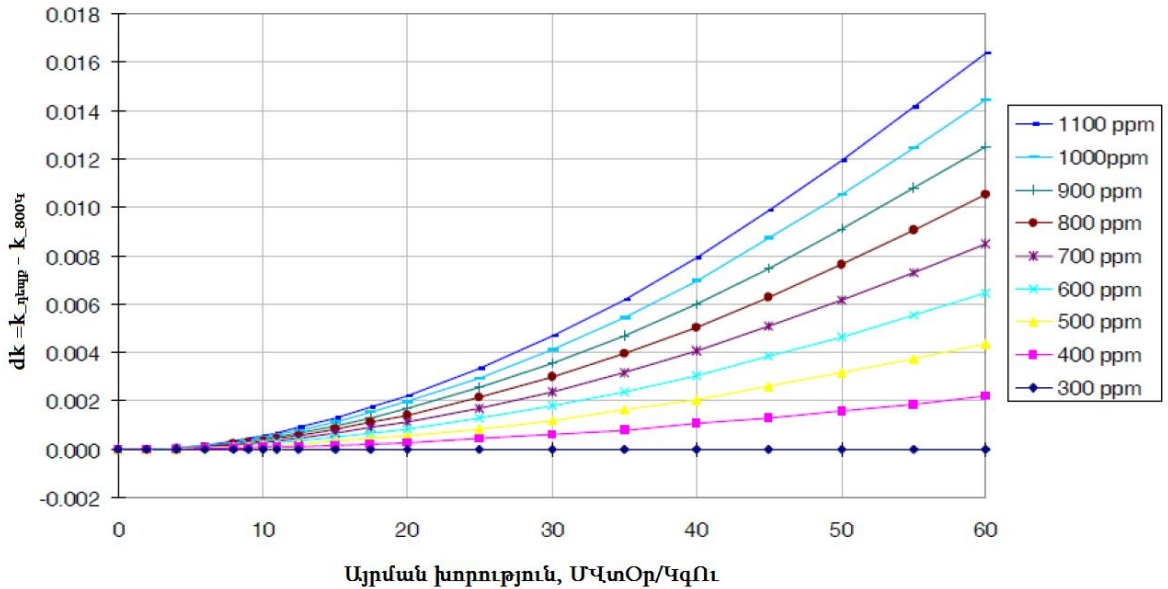
Նկ.1.2.2. Այրման խորության տարբեր արժեքների դեպքում անվերջ վառելիքային կասետներով համակարգի ռեակտիվությունը դանդաղեցուցչի տարբեր ջերմաստիճաններում [16]

Մասնավորապես, նկ.1.2.2-ում բերված է այրման խորության տարբեր արժեքների դեպքում PWR ռեակտորների վառելիքային կասետներով անվերջ համակարգի ռեակտիվության կախվածությունը դանդաղեցուցչի ջերմաստիճանից: Հաշվարկների համաձայն, ռեակտիվության արժեքը մեծանում է դանդաղեցուցչի ջերմաստիճանի և այրման խորության մեծացմանը զուգընթաց, ինչը փաստում է այն մասին, որ կոնսերվատիվ արժեքների ստացման համար անհրաժեշտ է կրիտիկության անվտանգության վերլուծություններն իրականացնել դանդաղեցուցչի ամենաբարձր ջերմաստիճանի կիրառմամբ:

Բորաթթվի կոնցենտրացիա

PWR տիպի ռեակտորներում բորաթթուն կիրառվում է ակտիվ գոտու ռեակտիվության պաշարի կառավարման նպատակով: Իզոտոպային կազմի հաշվարկներում բորաթթվի փոփոխությունը մոդելավորվում է ըստ առանձին ցիկլերի կամ միջինացված ըստ բոլոր ցիկլերի: Վերլուծությունները [16-21] ցույց են տալիս, որ բորաթթվի արժեքի բարձրացմանը զուգընթաց աճում է ռեակտիվության արժեքը: Բորաթթվի կոնցենտրացիաների մեծացմանը զուգընթաց աճում է ջերմային նեյտրոնների կլանման հավանականությունը, ինչը հանգեցնում է նեյտրոնային

սպեկտրի կոշտացման: Մասնավորապես, նկ. 1.2.3-ում բերված է այրման խորության տարբեր արժեքների դեպքում PWR ռեակտորների վառելիքային կասետներով անվերջ համակարգի ռեակտիվության կախվածությունը ջերմատարում բորի կոնցենտրացիայից:



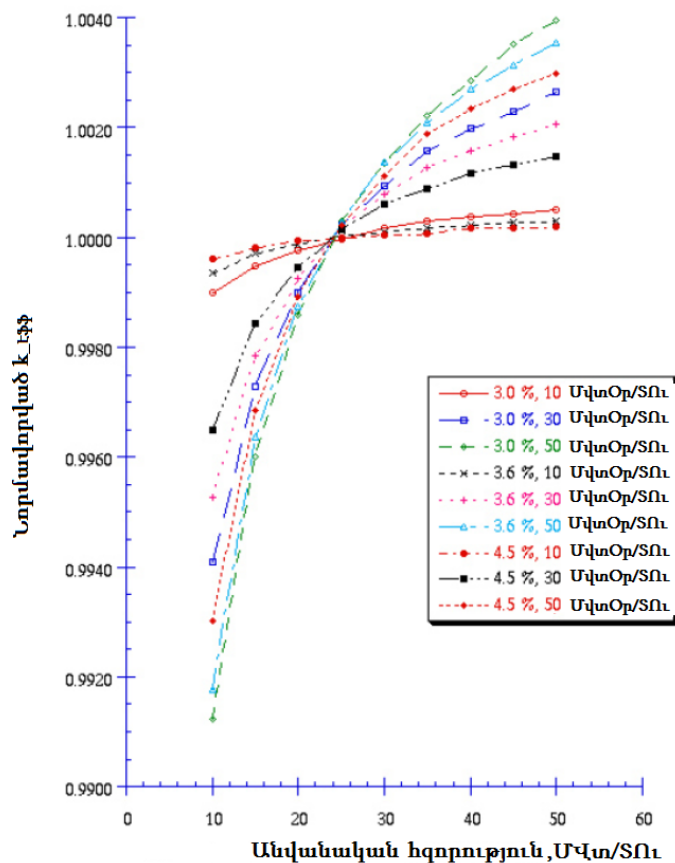
Նկ.1.2.3. Այրման խորության տարբեր արժեքների համար անվերջ վառելիքային կասետներով համակարգի ռեակտիվությունը՝ բորաթթվի տարբեր կոնցենտրացիաների դեպքում [16]

Հաշվարկների համաձայն [16-21], ռեակտիվության արժեքը մեծանում է բորաթթվի կոնցենտրացիայի և այրման խորության մեծացմանը զուգընթաց, ինչը փաստում է այն մասին, որ կոնսերվատիվ արժեքների ստացման համար անհրաժեշտ է կրիտիկության անվտանգության վերլուծություններն իրականացնել բորաթթվի կոնցենտրացիայի ամնամեծ արժեքի կիրառմամբ:

Տեսակարար հզորություն և շահագործման պատմություն

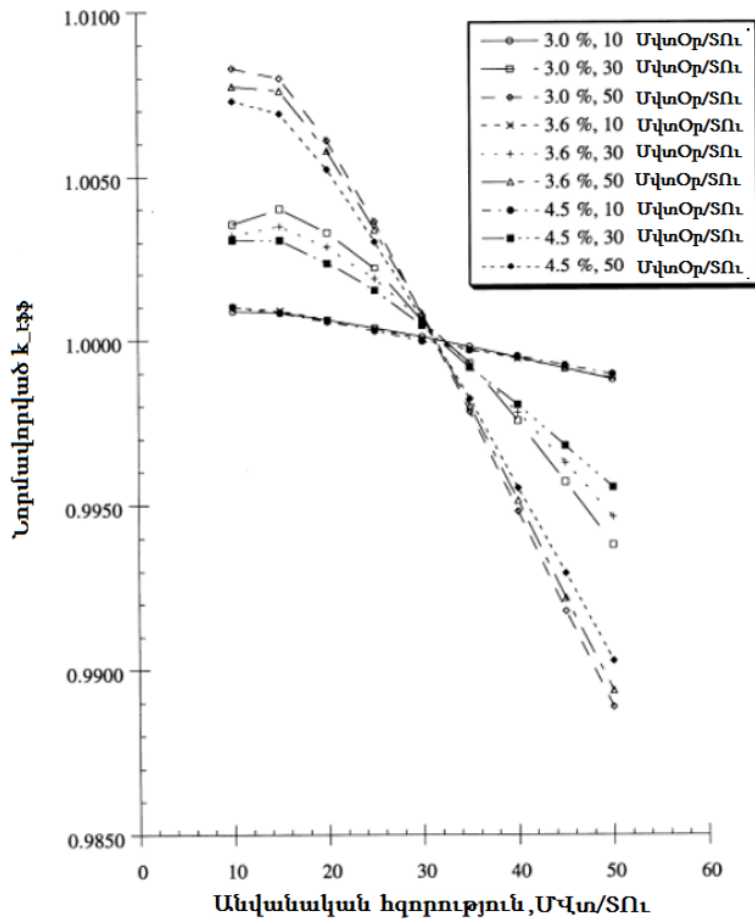
Վառելիքի շահագործման պատմությունը, կամ որ նույնն է՝ վառելիքային կասետների տեսակարար հզորությունը, այրման խորության հաշվարկներում հնարավոր է մոդելավորել մի քանի եղանակով: Միննույն այրման խորության դեպքում, կախված նրանից, թե ինչ ժամանակամիջոցում է աշխատել վառելիքային կասետը, իզոտոպային կազմը կարող է լինել տարբեր: Նկ. 1.2.4-1.2.5-ում, որպես օրինակ, բերված է այրման խորության և վառելիքի հարստացման տարբեր արժեքների դեպքում PWR ռեակտորների վառելիքային կասետներով անվերջ համակարգի նեյտրոնների բազմացման գործակցի կախվածությունը վառելիքային կասետի

անվանական հզորությունից՝ միայն ակտիվությունների և ակտիվությունների ու բաժանման արգասիքների հաշվառմամբ:



Նկ.1.2.4. Այրման խորության տարբեր արժեքների դեպքում անվերջ վառելիքային կասետներով համակարգի ռեակտիվությունը վառելիքի տարբեր ջերմաստիճաններում (միայն ակտիվությունների հաշվառմամբ) [16]

Իրականացված վերլուծությունները ցույց են տալիս [21], որ ակտիվությունների և բաժանման արգասիքների հաշվառման դեպքում փոքր հզորությամբ և երկար շահագործված վառելիքային կասետների մոդելավորումը ավելի կոնսերվատիվ է, մինչդեռ միայն ակտիվությունների կիրառման պարագայում տեղի ունի ճիշտ հակառակ երևույթը: Դա պայմանավորված է այն հանգամանքով, որ երկար շահագործման դեպքում կարճ ապրող բաժանման արգասիքների կոնցենտրացիան ժամանակի ընթացքում փոքրանում է, ինչի հաշվին փոքրանում է նեյտրոնների պարազիտային կլանման հավանականությունը, և արդյունքում, մեծանում է ռեակտիվությունը:



Նկ.1.2.5. Այրման խորության տարբեր արժեքների դեպքում անվերջ վառելիքային կասետներով համակարգի ռեակտիվությունը վառելիքի տարբեր ջերմաստիճաններում (ակտիվությունների և բաժանման արգասիքների հաշվառմամբ) [16]

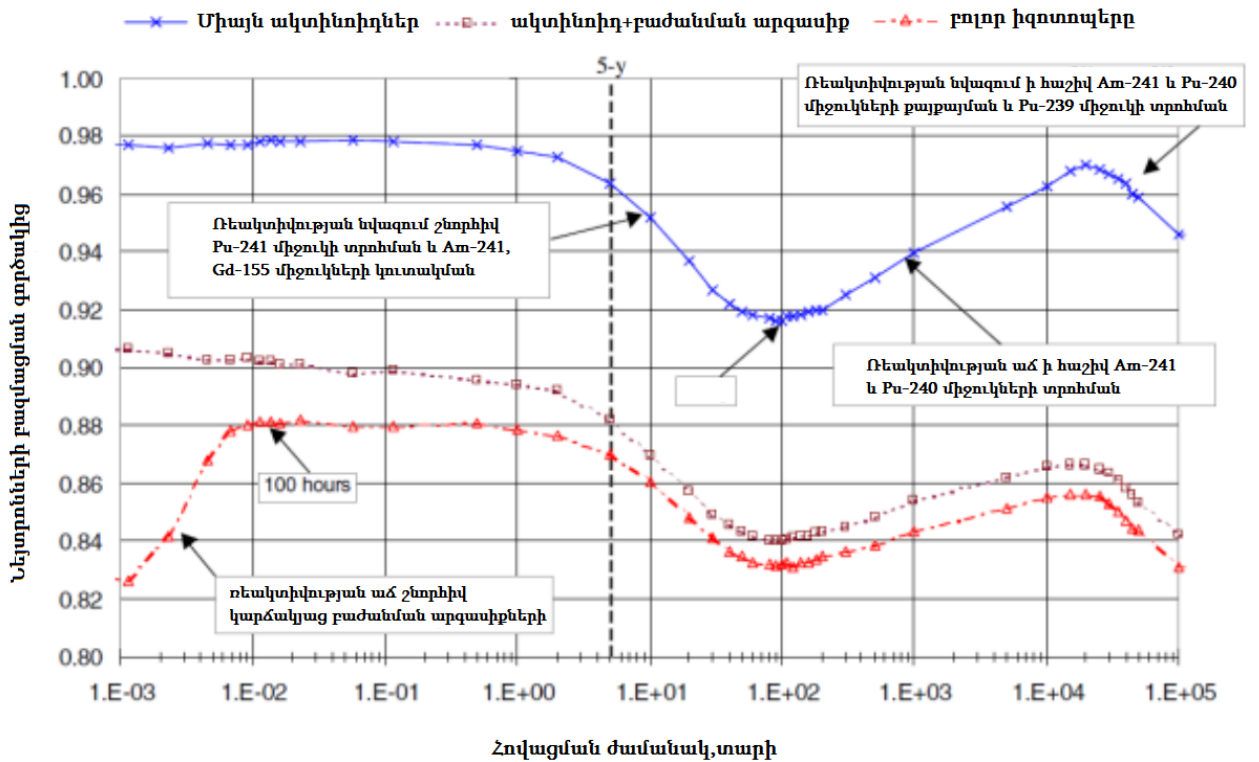
1.3 Այրվող և ֆիքսված կլանիչներ

Միջուկային վառելիքի իզոտոպային կազմի հաշվարկներում այրվող և ֆիքսված կլանիչների ազդեցությունը ռեակտիվության վրա ունի նույն ազդեցությունը, ինչ որ բորաթթվի դեպքում: Այս դեպքում ևս պետք է ընտրվեն այնպիսի պարամետրեր, որպեսզի մեծանա ջերմային նեյտրոնների կլանման հավանականությունը, և արդյունքում տեղի ունենա նեյտրոնային սպեկտրի կոշտացում [22-26]:

1.4 Միջուկային վառելիքի հովացման ժամանակ

Միջուկային վառելիքի այրման խորության հաշվառման պարագայում ռեակտիվությունը նվազում է՝ ի հաշիվ վառելիքում նեյտրոնների պարագիտային կլանիչ հանդիսացող միջուկների առաջացման: Ռեակտորի ակտիվ գոտուց միջուկային վառելիքի հեռացման դեպքում ևս ռեակտիվությունը շարունակում է փոփոխվել՝ պայմանավորված վառելիքում առկա անկայուն միջուկների տրոհմամբ: Ռեակտորից

միջուկային վառելիքի բեռնաթափումից հետո ընկած ժամանակահատվածը անվանվում է միջուկային վառելիքի հովացման ժամանակ: Հովացման ժամանակից կախված, միջուկային վառելիքի ռեակտիվությունը կարող է փոփոխվել, այդ իսկ պատճառով շատ կարևոր է այրման խորության հաշվառման պարագայում գնահատել հովացման ժամանակի ազդեցությունը ռեակտիվության վրա: Մասնավորապես, PWR տիպի ռեակտորների վառելիքային կասետների համար իրականացված հաշվարկները ցույց են տալիս [27-31], որ համակարգի ռեակտիվությունը ընդունում է իր առավելագույն արժեքը վառելիքի բեռնաթափումից 100 ժամ հետո՝ պայմանավորված կարճ ապրող և նեյտրոնների կլանիչ հանդիսացող բաժանման արգասիքների տրոհմամբ, իսկ այնուհետև ռեակտիվությունը նվազում է մինչև 100 տարի, որից հետո սկսում է կրկին աճել [32]: Սա պայմանավորված է Pu-241 բաժանվող միջուկի տրոհմամբ (14.4 տարի կիսատրոհման պարբերություն) և նեյտրոնների կլանիչ հանդիսացող նոր միջուկների առաջացմամբ (Am-241, որն առաջանում է Pu-240 միջուկի տրոհումից և Gd-155, որն առաջանում է Eu-155 միջուկի տրոհումից): Այնուհետև, մոտ 50 տարի անց Gd-155 միջուկ այլևս չի առաջանում, և ռեակտիվության փոփոխությունը հիմնականում պայմանավորում են Am-241 միջուկը, Pu-240 միջուկը և մասամբ Pu-239 բաժանվող միջուկը: Շուրջ 30000 տարի անց, երբ Am-241 և Pu-240 միջուկները ամբողջությամբ տրոհվում են, ռեակտիվությունը կրկին սկսում է աճել՝ պայմանավորված Pu-239 բաժանվող միջուկով (տես՝ նկ. 1.4.1):

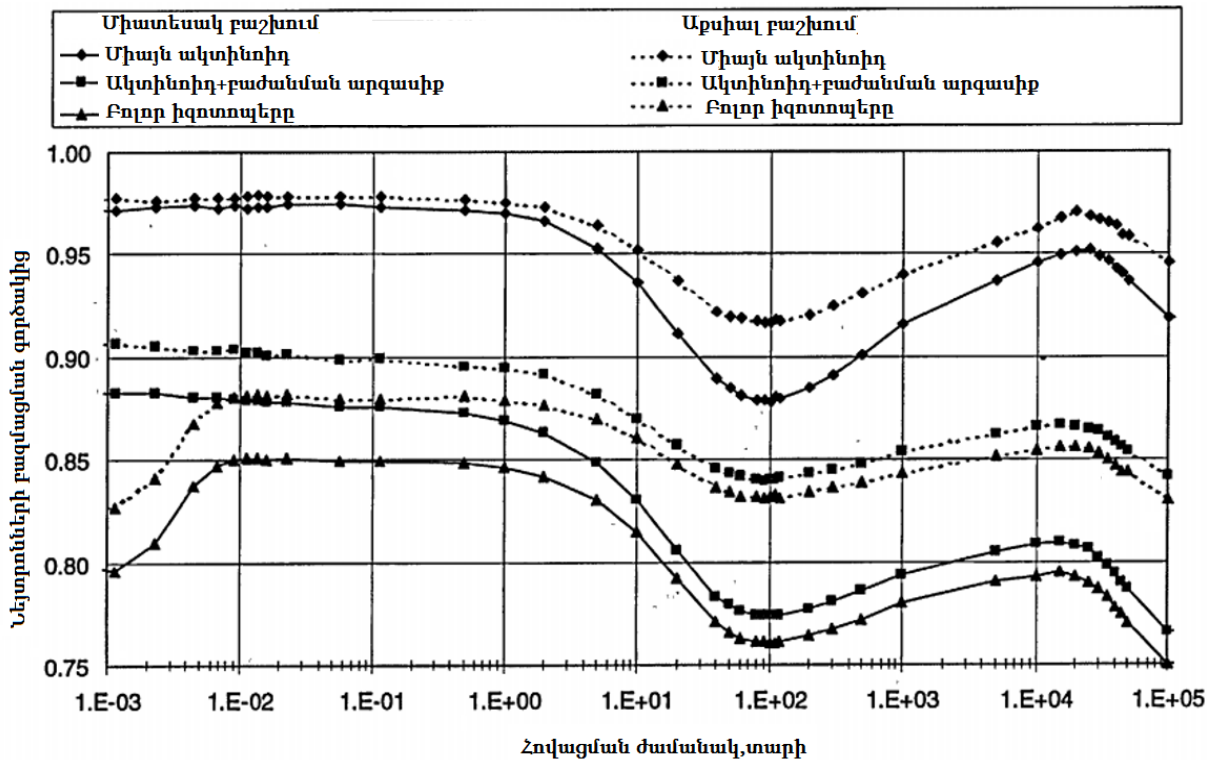


Նկ.1.4.1 Նեյտրոնների բազմացման գործակցի կախումը վառելիքային կասետի հովացման ժամանակից [32]

Նկ.1.4.1-ից երևում է, որ վառելիքի այրման խորության մեծացմանը զուգընթաց ռեակտիվության վրա հովացման ժամանակի ազդեցությունը աճում է: Ռեակտիվության նվազագույն արժեքը (որը ստացվում է վառելիքի հովացումից 100 տարի անց), վառելիքի միևնույն հարստացման դեպքում, այրման խորության մեծացմանը զուգընթաց ավելի մեծ արժեք է ընդունում [32]:

Վառելիքի տեղափոխման և պահպանման ժամանակահատվածում (1-200 տարի) ռեակտիվության նվազումը հովացման ժամանակից կախված տեղի է ունենում ավելի դանդաղ, երբ հաշվառվում է վառելիքի այրման խորության աքսիալ բաշխվածությունը: Այս երևույթը պայմանավորված է այն հանգամանքով, որ այրման խորության աքսիալ բաշխվածության հաշվառման դեպքում, հովացման ժամանակի մեծացմանը զուգընթաց, համակարգի ռեակտիվության մեջ մեծ ներդրում են սկսում ունենում վառելիքային կասետի այրման փոքր խորություն ունեցող վերին և ստորին մասերը, մինչդեռ այրման խորության միատեսակ բաշխվածության դեպքում այս էֆեկտը բացակայում է: Նկ.1.4.2-ում բերված է ամերիկյան նախագծի բարձր ճնշմամբ ռեակտորի միջուկային վառելիքի տեղափոխման կոնտեյնների համար իրականացված

վերլուծությունների արդյունքները: Ինչպես կարելի է նկատել նկ.1.4.2-ից, այրման խորության աքսիալ բաշխվածության հաշվառման պարագայում ստացվել են ռեակտիվության ավելի մեծ արժեքներ, և հովացման ժամանակից կախված ռեակտիվության ավելի դանդաղ փոփոխություն, քան այրման խորության միատեսակ բաշխվածության դեպքում: Այդ իսկ պատճառով «Այրման խորության հաշվառում» հայեցակարգում շատ կարևոր է հաշվի առնել այրման խորության աքսիալ բաշխվածության և հովացման ժամանակի միջև կապը:



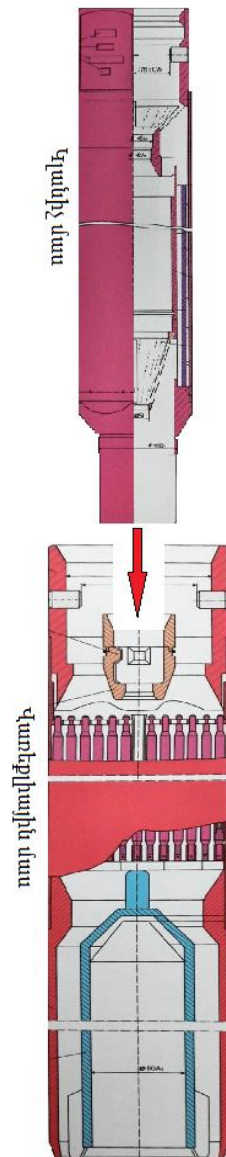
Նկ.1.4.2. Նեյտրոնների բազմացման գործակցի կախումը վառելիքային կասեպի հովացման ժամանակից [32]

Վերոնշյալ վերլուծությունների հիման վրա կարելի է եզրակացնել, որ կախված միջուկային վառելիքի պահպանման տևողությունից (պահպանման ավազան, տեղափոխություն, չոր պահեստարան) պետք է կրիտիկության հաշվարկներն իրականացնել ընտրելով տվյալ դեպքում ամենակոնսերվատիվ հովացման ժամանակը: Մասնավորապես, միջուկային վառելիքը սովորաբար նախատեսվում է պահել չոր պահեստարանում մինչև 200 տարի, քանի որ 200 տարի հովացման ժամանակի դեպքում համակարգի ռեակտիվությունն ունի նվազագույն արժեքը [32], և այս

պայմաններում հինգ տարի հովացման ժամանակի ընտրությունը հաշվարկային վերլուծություններում ապահովում է բավականին մեծ անվտանգության պաշար:

1.5 Այրման խորության ըստ բարձրության բաշխվածություն

PWR տիպի ռեակտորների աշխատաշրջանի սկզբում նեյտրոնային հոսքի բաշխվածությունը ըստ բարձրության ունի կոսինուսաձև տեսք՝ շեղված դեպի ներքև: Դա պայմանավորված է ռեակտորի ակտիվ գոտու վերին և ստորին մասերից նեյտրոնների արտահոսքի, ինչպես նաև ըստ բարձրության ջերմատարրի խտության գրադիենտի առկայությամբ: Ակտիվ գոտու ստորին հատվածում ջերմատարն ունի համեմատաբար փոքր ջերմաստիճան և, հետևաբար, մեծ խտություն: PWR տիպի ռեակտորներում ջերմատարը հանդիսանում նաև դանդաղեցուցիչ, հետևաբար այս պարագայում ակտիվ գոտու ներքևում նեյտրոնների դանդաղեցումն ավելի արդյունավետ է իրականացվում, քան վերևում, ինչի պատճառով էլ ուրանի միջուկների բաժանման արագությունը, հետևաբար նաև այրման խորությունը, ռեակտորի ակտիվ գոտու ներքևի մասում ավելի մեծ է: Ռեակտորի հետագա աշխատանքի ընթացքում նեյտրոնային հոսքի բաշխվածությունը փոփոխվում է, քանի որ ի հայտ են գալիս նեյտրոնների կլանման մեծ կտրվածք ունեցող բաժանման արգասիքներ և ակտինոիդներ, որոնց կոնցենտրացիաները ըստ ակտիվ գոտու բարձրության բաշխված են ոչ միատեսակ:

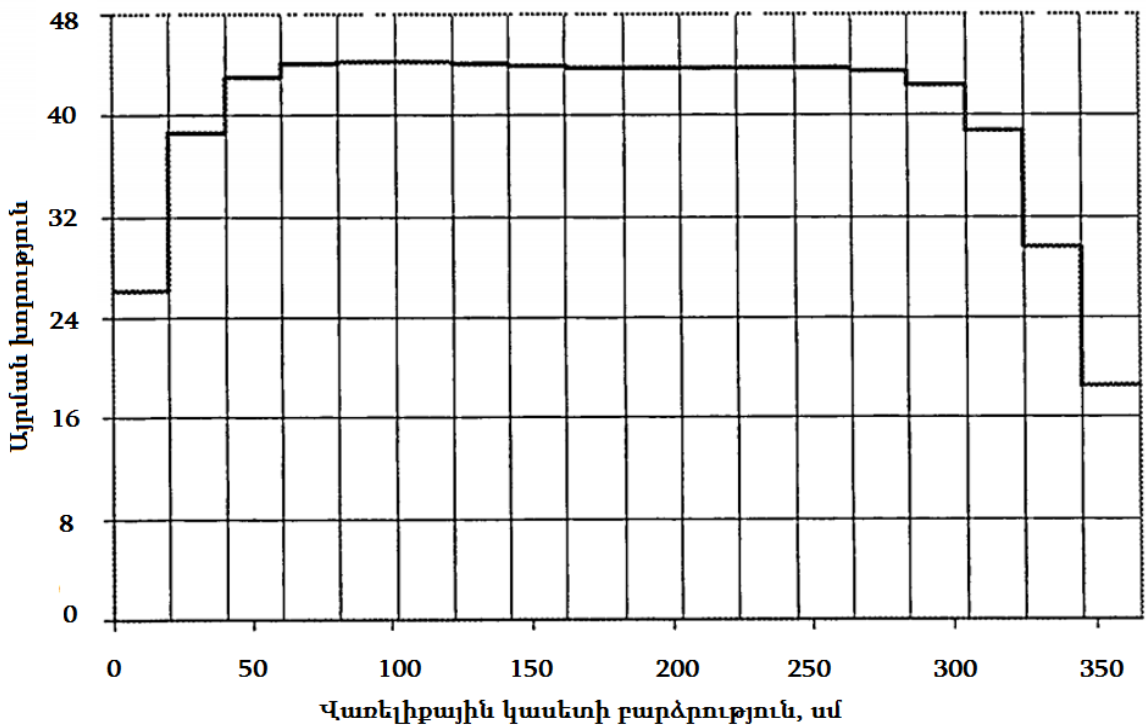


Նկ.1.5.1. ՋՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորների կառավարման կասեցի սխեմատիկ պատկերը

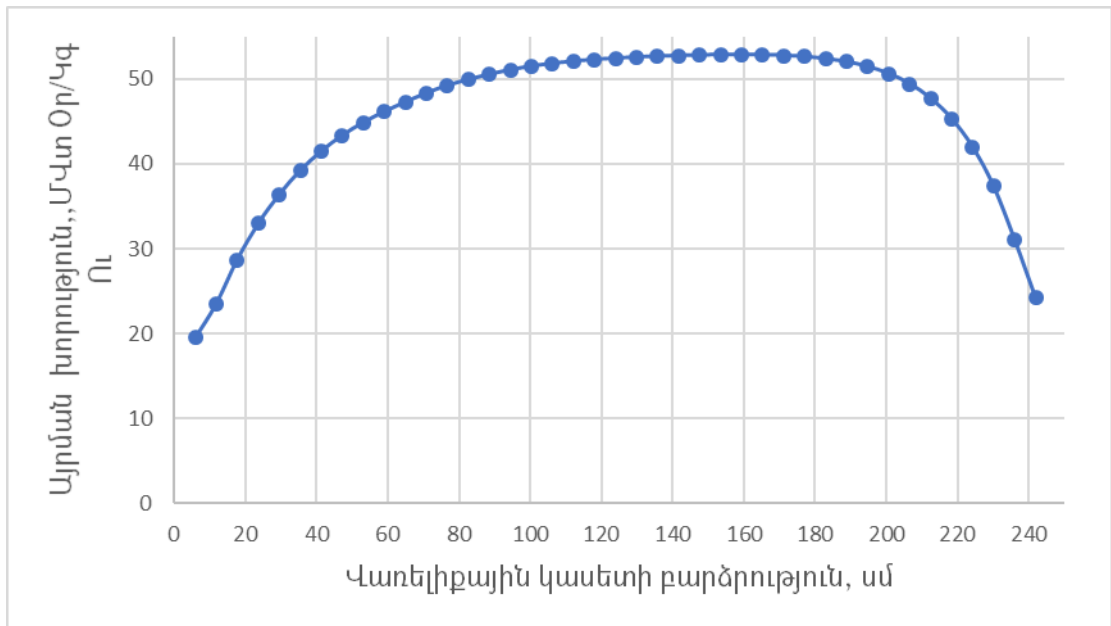
Ի լրումն ամերիկյան նախագծի թեթև

ջրով ռեակտորների վառելիքային կասետների աքսիալ բաշխվածության ձևավորման մեխանիզմների, ՋՋԷՌ-440 ռեակտորում առկա է բացառիկ էֆեկտ, պայմանավորված ՋՋԷՌ-440 ռեակտորի կառավարման համակարգով: ՋՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորներում որպես ռեակտիվության կառավարման համակարգ կիրառվում են 37 կառավարման կասետներ, որոնք կազմված են երկու մասից՝ վառելիքային մաս և կլանիչ մաս (տես՝ նկ.1.5.1):

Քանի որ կառավարման կասետները ռեակտորի աշխատաշրջանի ընթացքում տեղաշարժվում են ըստ ակտիվ գոտու բարձրության, և որոշ դեպքերում վառելիքային մասի որոշ հատվածներ գտնվում են ակտիվ գոտուց դուրս, ուստի կառավարման կասետների մոտ դիտվում է այրման խորության աքսիալ բաշխվածության խիստ ասիմետրիա: Այդ իսկ պատճառով ի հայտ են գալիս այրման խորության աքսիալ բաշխվածության սկզբունքորեն տարբեր պրոֆիլ ունեցող վառելիքային կասետներ, որոնց հաշվառումը շատ կարևոր է կրիտիկության անվտանգության շրջանակներում:

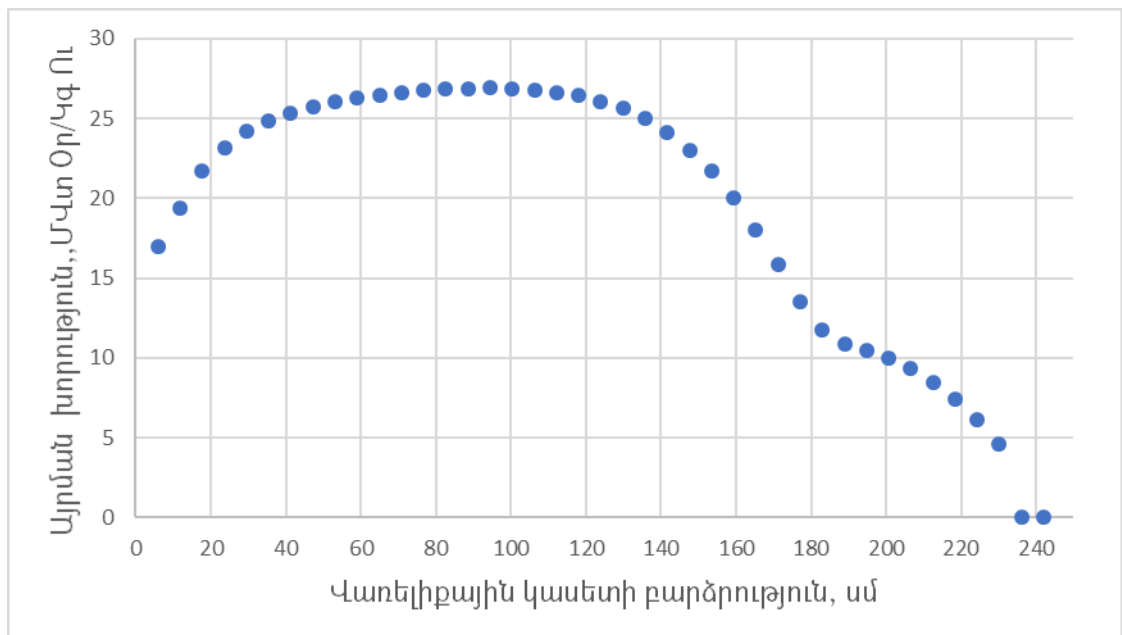


Նկ.1.5.2. Ամերիկյան նախագծի աշխատած միջուկային վառելիքային կասետի այրման խորության աքսիալ բաշխվածության պրոֆիլը [33]



Նկ.1.5.3 ՀԱԷԿ աշխատած միջուկային վառելիքային կասետի այրման խորության արքիալ բաշխվածության պրոֆիլը

Նկ.1.5.2-1.5.3-ում, որպես օրինակ, բերված են ամերիկայն նախագծի և ՋՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորների 3.82% միջին հարստացմամբ և 40 ՄՎտ Օր/ԿգՈւ միջին այրման խորությամբ աշխատած միջուկային վառելիքային կասետների այրման խորության արքիալ բաշխվածության պրոֆիլները: Նկ.1.5.4-ում բերված է ՀԱԷԿ 3.82% միջին հարստացմամբ և 20 ՄՎտՕր/ԿգՈւ միջին այրման խորությամբ աշխատած կառավարման կասետի այրման խորության արքիալ բաշխվածության պրոֆիլը:



Նկ.1.5.4. ՀԱԷԿ աշխատած կառավարման կասետի այրման խորության արքիալ բաշխվածության պրոֆիլը

1.5.2-1.5.4 նկարներից կարելի է նկատել, որ ամերիկայն նախագծի և ՋՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորների վառելիքային կասետների, և ՋՋԷՌ-440 ռեակտորի վառելիքային և կառավարման կասետների այրման խորության աքսիալ բաշխվածության պրոֆիլները խիստ տարբեր են:

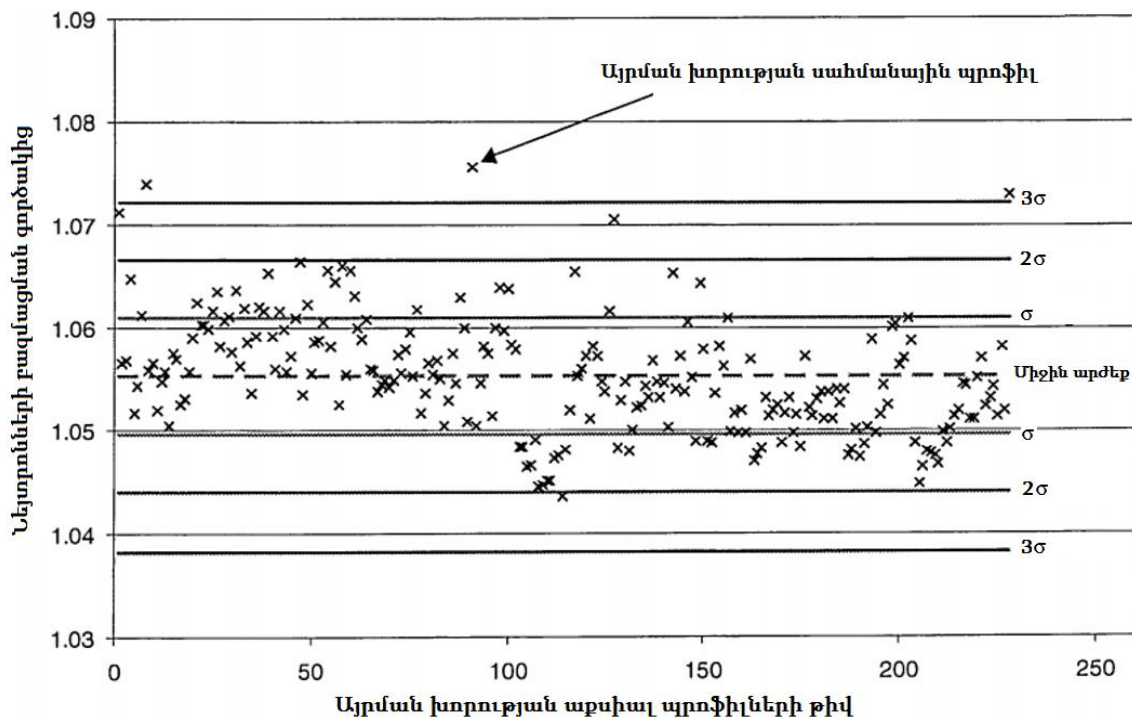
Օգտագործած միջուկային վառելիքի՝ ըստ վառելիքային կասետի միջինացված, այրման խորությունը հայտնի մեծություն է և ստացվում է միջուկային տեղակայանքի չափումների արդյունքում: Նախկինում կրիտիկության անվտանգության հաշվարկներն իրականացվում էին, համարելով, որ վառելիքային կասետն ունի միատեսակ այրման խորության բաշխվածություն [33] և, որպես կոնսերվատիվ արժեք, վերցվում էր տվյալ խնդրի տեսանկյունից վատագույն արժեքը: Սակայն հետագա վերլուծությունները ցույց տվեցին, որ այդ մոտեցումը ոչ միշտ է կոնսերվատիվ արդյունքներ տալիս [12,34]: Մասնավորապես ցույց տրվեց [12,34], որ որոշ դեպքերում միևնույն միջին այրման խորության դեպքում աքսիալ բաշխվածությամբ պրոֆիլներն ունեն ավելի մեծ ազդեցություն համակարգի ռեակտիվության վրա, քան միատեսակ բաշխվածության դեպքում:

Ստորև, որպես օրինակ, բերված է ամերիկյան նախագծի բարձր ճնշմամբ ռեակտորների վառելիքային կասետների համար իրականացված վերլուծության արդյունքները [33-34]: Վերլուծություններն իրականացվել են [35]-ում բերված տվյալների բազայի հիման վրա՝ այրման խորության է 12 տարբեր խմբերի համար (տես՝ աղյուսակ 1.5.1):

Նկ.1.5.5-1.5.6-ում բերված են այրման խորության 40 և 50 ՄՎտՕր/կգՌւ արժեքների համար նեյտրոնների բազմացման գործակցի հաշվարկային արժեքները և նրանց անորոշության տիրույթը: Ինչպես կարելի է նկատել, միևնույն միջին այրման խորություն, սակայն այրման խորության աքսիալ տարբեր բաշխվածություն ունեցող վառելիքային կասետների սահմանային պրոֆիլներին համապատասխանում են նեյտրոնների բազմացման գործակցի միջին արժեքից շուրջ 3σ և ավելի շեղում ունեցող կետերը, ինչը վկայում է այն մասին, որ այրման խորության աքսիալ բաշխվածության հաշվառումը շատ կարևոր է կրիտիկության անվտանգության հիմնախնդիրներում:

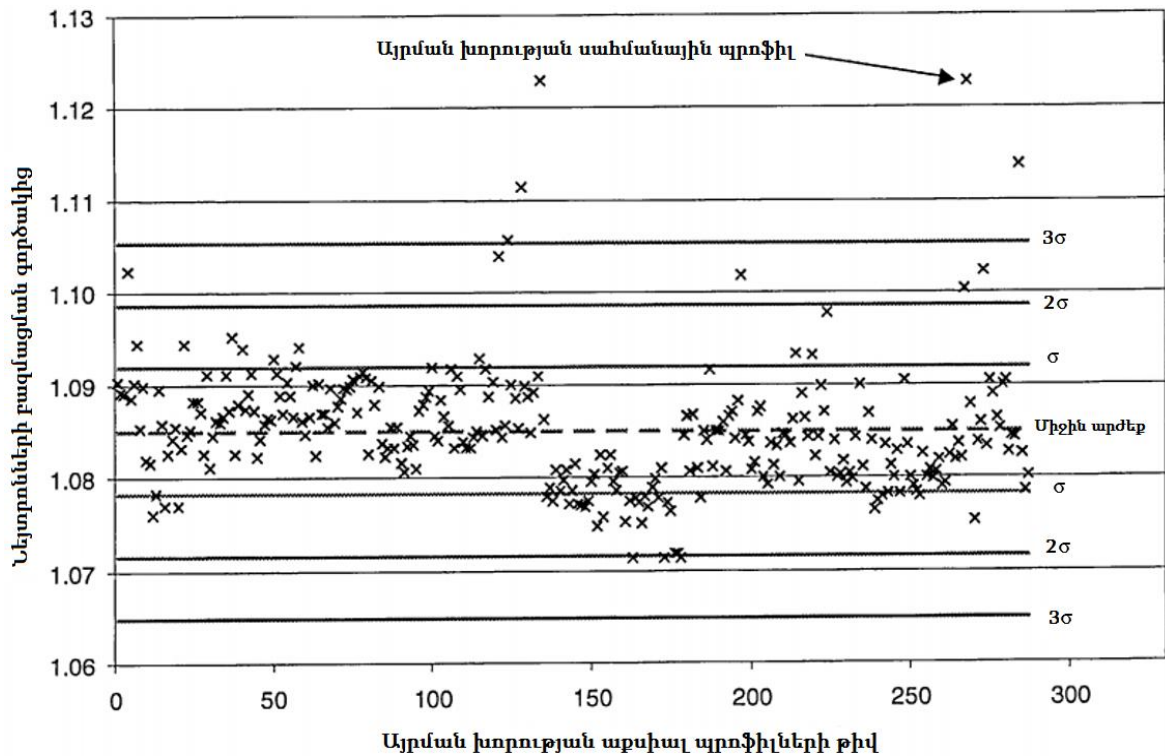
Ամերիկյան նախագծի բարձր ճնշմամբ ռեակտորների համար այրման խորության 12 փաթեթի խմբերի համար իրականացված վերլուծության արդյունքները

Արտիկալ բարձրություն (%)	Այրման խորության տիրույթ, ՄվտՕր/ԿգՈւ											
	>46	42-46	38-42	34-38	30-34	26-30	22-26	18-22	14-18	10-14	6-10	<6
2.78	0.573	0.674	0.660	0.585	0.652	0.619	0.630	0.668	0.649	0.633	0.662	0.574
8.33	0.917	0.949	0.936	0.957	0.967	0.924	0.936	1.034	1.044	0.989	0.931	0.947
13.89	1.066	1.053	1.045	1.091	1.074	1.056	1.066	1.150	1.208	1.019	1.049	1.091
19.44	1.106	1.085	1.080	1.121	1.103	1.097	1.103	1.094	1.215	0.857	1.059	1.105
25.00	1.114	1.095	1.091	1.126	1.108	1.103	1.108	1.053	1.214	0.776	1.108	1.094
30.56	1.111	1.095	1.093	1.111	1.106	1.101	1.109	1.048	1.208	0.754	1.144	1.087
36.11	1.106	1.093	1.092	1.094	1.102	1.103	1.112	1.064	1.197	0.785	1.168	1.086
41.69	1.101	1.091	1.090	1.093	1.097	1.112	1.119	1.095	1.189	1.013	1.183	1.087
47.22	1.097	1.089	1.089	1.092	1.094	1.125	1.126	1.121	1.188	1.185	1.189	1.091
57.80	1.093	1.088	1.088	1.091	1.094	1.136	1.132	1.135	1.192	1.253	1.190	1.096
58.33	1.089	1.086	1.088	1.092	1.095	1.143	1.135	1.140	1.195	1.278	1.183	1.102
63.89	1.086	1.084	1.086	1.099	1.096	1.143	1.135	1.138	1.190	1.283	1.167	1.105
69.44	1.081	1.081	1.084	1.096	1.095	1.136	1.129	1.130	1.156	1.276	1.135	1.105
75.00	1.073	1.073	1.077	1.087	1.086	1.115	1.109	1.106	1.022	1.251	1.079	1.096
80.56	1.051	1.053	1.057	1.073	1.059	1.047	1.041	1.049	0.756	1.193	0.976	1.066
86.11	0.993	0.987	0.996	1.003	0.971	0.882	0.871	0.933	0.614	1.075	0.806	0.986
91.67	0.832	0.800	0.823	0.796	0.738	0.701	0.689	0.669	0.481	0.863	0.596	0.806
97.22	0.512	0.524	0.525	0.393	0.462	0.456	0.448	0.373	0.284	0.515	0.375	0.474



Նկ.1.5. 5. Նեյտրոններ

ի բազմացման գործակցի հաշվարկային արժեքները և նրանց անորոշության փրկությունը այրման խորության 40 ՄվտՕր/կգՈւ արժեքի դեպքում [35]



Նկ.1
5.6
Նեյտրոնների բազմաթիվ գործակիցի հաշվարկային արժ

եքները և նրանց անորոշության տիրույթը այրման խորության 50 ՄՎտ/կգՈւ արժեքի դեպքում [35]

Համակարգում նեյտրոնների բազմապատկման գործակցի տարբերությունները այրման խորության միատեսակ ($k_{eff}^{միատեսակ բաշխում}$) և արսիալ բաշխվածությամբ ($k_{eff}^{արսիալ բաշխում}$) դեպքերում կոչվում է «End» էֆեկտ՝

$$\text{«End» էֆեկտ } (\Delta k) = k_{eff}^{արսիալ բաշխում} - k_{eff}^{միատեսակ բաշխում} :$$

«End» էֆեկտի գնահատման համար OECD/NEA խմբի կողմից ստեղծվել է հենանիշ (BUCWG), որի շրջանակներում [36] իրականացվել են բարձր ճնշմամբ ռեակտորների վառելիքային կասետների անվերջ համակարգի եռաչափ կրիտիկության վերլուծություններ: Հենանիշը կազմված է 22 տարբեր հաշվարկային խնդիրներից, որոնք ներառում են վառելիքային կասետների այրման խորության և հարստացման տարբեր դեպքեր [36]: Հենանիշի վերլուծությունները ցույց են տալիս, որ՝

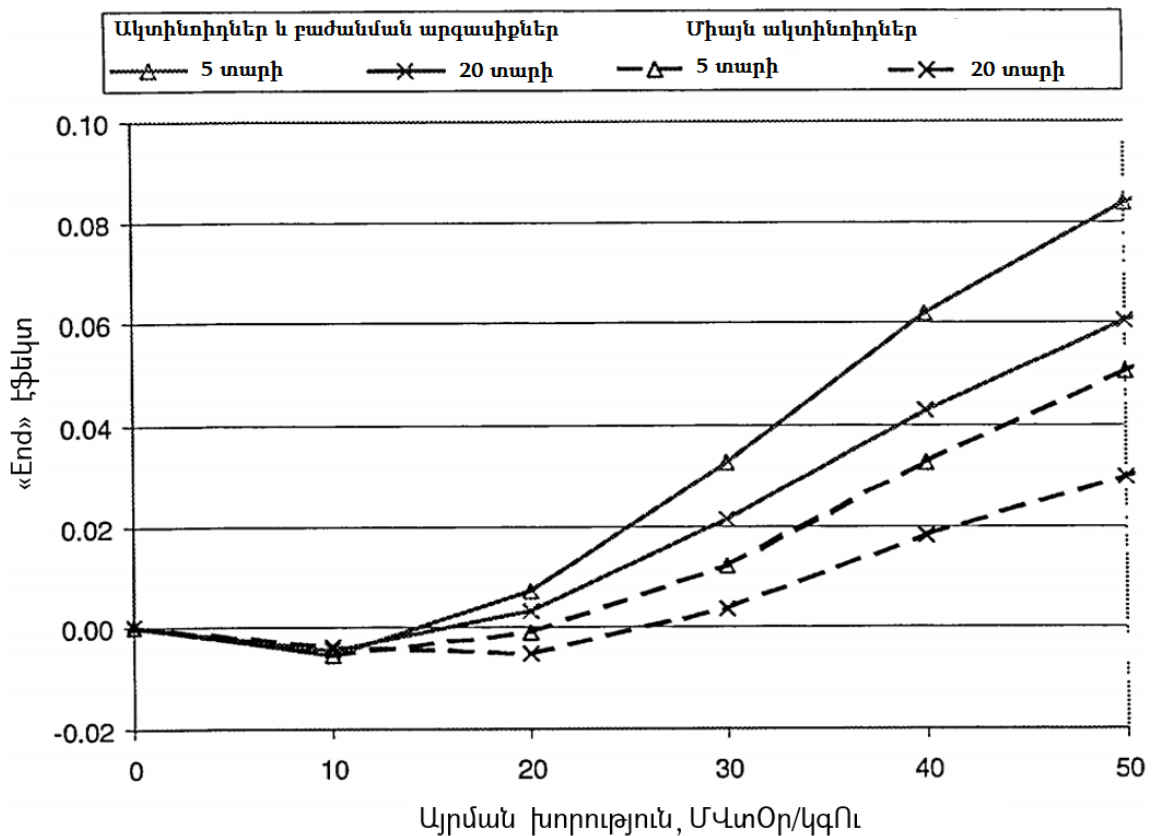
- վառելիքային կասետների հովացման ժամանակի և այրման խորության մեծացմանը զուգընթաց աճում է «End» էֆեկտը,
- բաժանման արգասիքների հաշվառման դեպքում «End» էֆեկտը ավելի վառ է արտահայտվում,

- վառելիքային կասետների հովացման ժամանակի և այրման խորության փոքր արժեքների դեպքում «End» էֆեկտը բացասական է:

Այրման խորության ըստ բարձրության բաշխվածության հաշվարկներում խիստ կարևոր է ճիշտ թվով կտորների/նոդերի կիրառումը: Քանի որ այրման խորության արժեքը վառելիքային կասետի կենտրոնական մասում գրեթե ունի միևնույն արժեքը, ապա մեծ թվով նոդայիզացիա կիրառելը պարտադիր չէ: Մինչդեռ, վառելիքային կասետի եզրային մասերում, նեյտրոնների արտահոսքով և ջերմատարրի/դանդաղեցուցչի տարբեր խտություններով պայմանավորված, այրման խորության արսիալ բաշխվածությունը փոփոխվում է, և անհրաժեշտ է կիրառել համեմատաբար նուրբ նոդայիզացիա՝ բոլոր ֆիզիկական երևույթների ազդեցությունը հաշվի առնելու համար: PWR տիպի ռեակտորների համար իրականացված զգայունակության վերլուծությունները [35, 36, 37-39] ցույց են տալիս, որ վառելիքային կասետի ըստ բարձրության 7-11 նոդերի կիրառումը բավարար է, այրման խորության բաշխվածությամբ պայմանավորված բոլոր էֆեկտները հաշվի առնելու համար: Որպես օրինակ, նկ.1.5.4-ում բերված են ամերիկյան (GBC-32) վառելիքային կոնտեյնների համար իրականացված վերլուծության արդյունքները: Վերլուծությունները ցույց են տալիս, որ «End» էֆեկտը՝

- աճում է այրման խորության աճմանը զուգընթաց,
- դառնում է դրական այրման խորության մեծ արժեքների դեպքում, երբ բաժանման արգասիքները հաշվառված,
- նվազում է բաժանման արգասիքները չեն հաշվառվում ,
- աճում է հովացման ժամանակի աճմանը զուգընթաց:

Կրիտիկության անվտանգության վերլուծություններում այրման խորության արսիալ բաշխվածության հաշվառումը պահանջում է ընդհանրացված սահմանային պրոֆիլների կիրառում: Սահմանային պրոֆիլների ստացման մեթոդոլոգիան պետք է ներառի նեյտրոնների բազմապատկման գործակցի կոնսերվատիվ արժեքների ստացում, սակայն միևնույն ժամանակ չբերի անվտանգության գերազնահատված արժեքների ստացման: Այս մոտեցումը կիրառվում է ԱՄՆ [37, 38, 39, 40, 41] և մի շարք այլ երկրներում [42]:



Նկ. 1.5.4. «End» էֆեկտի կախվածությունը այրման խորությունից

Համաձայն ընդունված մեթոդաբանության, որպես սահմանային պրոֆիլներ կարելի է կիրառել արհեստականորեն ստացված պրոֆիլներ, որոնք պետք է ստանալ հիմք ընդունելով այրման խորության իրական արժեքները: Այս ոլորտում ԱՄՆ-ում իրականացվել են մի շարք հետազոտություններ հիմք ընդունելով 3169 այրման խորության իրական պրոֆիլներ՝ ստացված 1700 տարբեր վառելիքային կասետներից, որոնք ներառում են երեք տարբեր տեսակի, 20 տարբեր ռեակտորներից և 106 վառելիքային ցիկլերով կասետներ [43]: Արդյունքում, այրման խորության յուրաքանչյուր տիրույթի համար ստացվել են սահմանային պրոֆիլներ, որոնք բերում են մաքսիմալ «End» էֆեկտի:

Հաշվի առնելով վառելիքային կասետների սահմանափակ տվյալների առկայությունը, ներկայումս կիրառվում է սահմանային պրոֆիլների ստացման մեկ այլ մեթոդ, որի շրջանակներում համեմատաբար մեծ «End» էֆեկտ ունեցող այրման խորությամբ պրոֆիլների հիման վրա ստեղծվում է արհեստական պրոֆիլ [39,44, 45]:

Այսպիսով, վերոնշյալ վերլուծությունները ցույց են տալիս, որ որ այրման խորության արսիալ բաշխվածությունը էական ազդեցություն ունի համակարգի

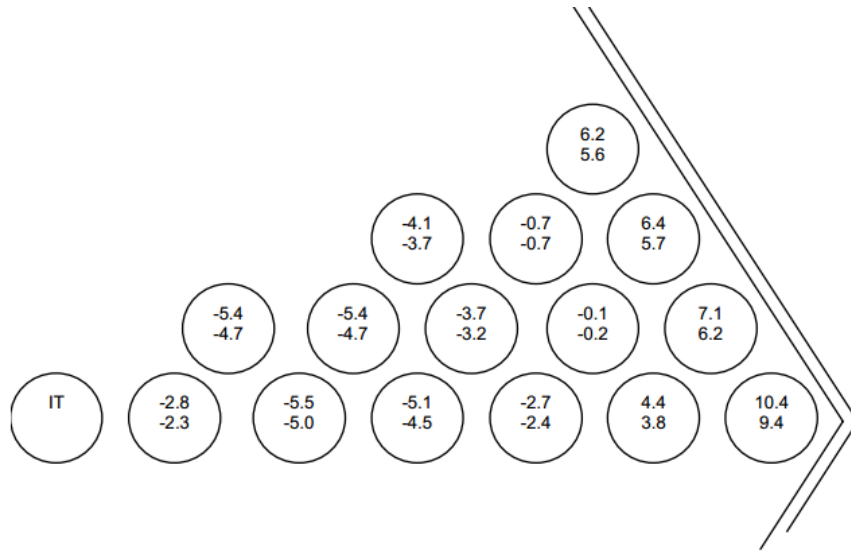
նեյտրոնների բազմացման գործակցի վրա, և պահանջում է հանգամանալի հետազոտում: ՋՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորի համար նման համապարփակ վերլուծություններ և դրանց հիման վրա՝ այրման խորությունների սահմանային պրոֆիլների որոշման հետազոտական աշխատանքեր առաջին անգամ իրականացվել են սույն ատենախոսության շրջանակներում [46]:

1.6 Այրման խորության շառավղային բաշխվածություն

Նեյտրոնային հոսքն ըստ վառելիքային կասետի շառավղի ունի ոչ համասեռ բաշխվածություն, ինչը պայմանավորված է վառելիքային կասետի եզրերից նեյտրոնների արտահոսքով: Նեյտրոնային հոսքի շառավղային բաշխվածությունը փոփոխվում է նաև այրման խորության ոչ համասեռ բաշխվածության հաշվին, մասնավորապես վառելիքային կասետի կենտրոնում միջուկային վառելիքն ունի ավելի մեծ այրման խորություն, քան եզրերում: Վառելիքային կասետում նեյտրոնային հոսքի շառավղային բաշխվածության կոնսերվատիվ գնահատման համար PWR տիպի ռեակտորների համար հաշվարկվել են այրման խորության սահմանային պրոֆիլներ [47], որոնց կիրառման դեպքում կստացվեն նեյտրոնային բազմապատկման գործակցի կոնսերվատիվ արժեքներ: Սահմանային պրոֆիլների հաշվարկն իրականացվել է հիմք ընդունելով նախկինում շահագործված վառելիքային կասետների այրման խորության տվյալների բազան: ՋՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորի վառելիքային կասետների համար ևս առկա է նման վերլուծություն [48]: Վառելիքային կասետների անվերջ ցանցի համար իրականացված վերլուծությունները ցույց են տալիս, որ այրման խորության ռադիալ բաշխվածության ազդեցությունը համակարգի նեյտրոնների բազմացման գործակցի վրա շատ փոքր է ($0.0025 \Delta k$) [48]:

Մասնավորապես, նկ.1.6.1-ում բերված է ՋՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորի վառելիքային կասետի 30 աստիճան սիմետրիայի համար այրման խորության հորիզոնական և միատեսակ բաշխվածության հարաբերական տարբերությունները ($(B/30-1)*100\%$, $(B/60-1)*100\%$, որտեղ B-ն ըստ վառելիքային ՋՍ-ի միջինացված այրման խորությունն է) 30 և 60 ՄվտՕր/կգՈւ այրման խորության արժեքների դեպքում: Ինչպես կարելի է նկատել նկարից, ամենամեծ տարբերությունը դիտվում է

եզրային ՋԱՏ-երում (6-10%), ինչը պայմանավորված է վառելիքային կասետի եզրերից նեյտրոնների արտահոսքով:



Նկ.1.6.1. ՋՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորի վառելիքային կասետի այրման խորության հորիզոնական և միատեսակ բաշխվածության հարաբերական տարբերությունները [48]

Աղյուսակ 1.6.1-ում բերված են այրման խորության տարբեր արժեքների դեպքում ՋՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորի վառելիքային կասետներով անվերջ ցանցի համար հաշվարկված նեյտրոնների բազմացման գործակցի արժեքները այրման խորության հորիզոնական և միատեսակ բաշխվածության դեպքերում: Ինչպես կարելի է նկատել աղյուսակից, նեյտրոնների բազմացման գործակցի առավելագույն տարբերությունը կազմում է շուրջ 0.0025 Δk:

Աղյուսակ 1.6.1

Նեյտրոնների բազմացման գործակցի արժեքները այրման խորության հորիզոնական և միատեսակ բաշխվածության դեպքերում [48]

Միջին այրման խորություն, Մվտ/ԿգՈւ	Հորիզոնական բաշխվածություն		Միատեսակ բաշխվածություն		Տարբերություն, Δk
	k _{էֆֆ}	Ստանդարտ շեղում	k _{էֆֆ}	Ստանդարտ շեղում	
0	1.39684	0.00066	1.39684	0.00066	0
15	1.24532	0.00057	1.24782	0.00069	-0.00250
30	1.14148	0.00063	1.14309	0.00066	-0.00161
39	1.07640	0.00060	1.07761	0.00059	0.00121
45	1.05989	0.00061	1.06157	0.00058	-0.00181
60	1.00142	0.00054	1.00347	0.00059	-0.00205

1.7 Անորոշությունների ազդեցության գնահատումը «Այրման խորության հաշվառում» հայեցակարգում

Այրման խորության հաշվառում հայեցակարգի կիրառումը կրիտիկության հաշվարկներում ենթադրում է երկու հիմնական պրոցես՝

- օգտագործած միջուկային վառելիքի իզոտոպային կազմի հաշվարկում,
- նեյտրոնների բազմացման գործակցի հաշվարկ՝ օգտագործելով կանխագուշակված իզոտոպային կազմը:

Կրիտիկության անվտանգության հաշվարկներում համակարգի նեյտրոնների բազմապատկման գործակցի անորոշությունները կապված են առաջին հերթին իզոտոպային կազմի հաշվարկներից եկող անորոշություններով, այդ իսկ պատճառով, վստահելի արդյունքներ ունենալու համար խիստ կարևոր է գնահատել իզոտոպային կազմի հաշվարկային անորոշությունները: Բացի իզոտոպային կազմի հաշվարկներից, նեյտրոնների բազմապատկման գործակցի անորոշությունների գնահատման մեջ պետք է հաշվի առնել նաև հետևյալ պարամետրերը՝

- Հաշվարկային մեթոդներից եկող անորոշություններ, մասնավորապես կապված թվային մոտարկումների և հաշվարկային ալգորիթմների հետ,
- Այրման խորության հաշվարկներում կիրառվող նեյտրոն-միջուկ փոխազդեցության կտրվածքների տվյալների հետ կապված անորոշություններ,
- Մուտքային պարամետրերի ընտրության հետ կապված անորոշություններ, մասնավորապես այրման խորության արժեք, ռեակտորի շահագործման պատմություն, վառելիքի և ջերմատարրի ջերմաստիճանի արժեքներ,
- Մոդելավորման հետ կապված անորոշություններ, մասնավորապես նոդալիզացիայի ընտրություն, վառելիքային ցիկլերի թվի ընտրություն, վառելիքի հզորության ընտրություն,
- Չափումներում ստացված արժեքների հետ կապված անորոշություններ:

Նեյտրոնների բազմապատկման գործակցի անորոշությունների գնահատման վերլուծություններում կիրառվում է երկու հիմնական մեթոդ՝ «Սահմանային» և «Լավագույն գնահատման» մեթոդները:

Անորոշությունների գնահատման «Սահմանային» մեթոդի շրջանակներում նեյտրոնների բազմապատկման գործակցի անորոշությունների մեջ ներդրում ունեցող պարամետրերը ընտրվում են իրենց սահմանային (մինիմալ կամ մաքսիմալ) արժեքներով, այնպես, որ ստացվեն բազմապատկման գործակցի ամենակոնսերվատիվ արժեքները: Մասնավորապես իզոտոպային կազմի ընտրությունը կատարվում է այնպես, որ նեյտրոնների կլանիչ հանդիսացող միջուկները մոդելավորվեն իրենց մինիմալ կոնցենտրացիաներով, իսկ բաժանում առաջացնող միջուկները՝ մաքսիմալ արժեքներով, այսպիսիով ապահովելով բազմապատկման գործակցի ամենամեծ արժեքը: Սակայն այս մեթոդի կիրառումը թույլ չի տալիս հաշվարկել անվտանգության իրական պաշարը [14,49, 50]:

Անորոշությունների «Լավագույն գնահատման» մեթոդի շրջանակներում նեյտրոնների բազմապատկման գործակցի անորոշությունների մեջ ներդրում ունեցող պարամետրերը հաշվարկվում են իրատեսական եղանակով: Ներկայումս կիրառվում են անորոշությունների «Լավագույն գնահատման» հետևյալ մեթոդները՝

- «Ուղղակի տարբերություն» մոթոդ,
- Անորոշությունների գնահատման «Մոնտե-Կառլո» մեթոդ:

«Ուղղակի տարբերություն» մեթոդի շրջանակներում սկզբում համակարգը մոդելավորվում է հիմք ընդունելով տվյալ պարամետրի (օրինակ իզոտոպային կազմի) չափված արժեքները, այնուհետև իրականացվում է տվյալ պարամետրի կանխագուշակված/հաշվարկային արժեքով հաշվարկներ, և վերջնական տվյալները համեմատվում են: Այս մեթոդը թույլ է տալիս գնահատել տվյալ պարամետրի անորոշության ազդեցությունը ընտրված պարամետրի տվյալների վերջնական անորոշության վրա և չի պահանջում լայնածավալ հաշվարկներ [51-54]: Սակայն այս մեթոդը կիրառելի է միայն այն դեպքում, երբ բոլոր պարամետրերի համար գոյություն ունեն չափված արժեքներ, մասնավորապես իզոտոպային կազմից եկող անորոշությունների գնահատման դեպում անհրաժեշտ է ունենալ այրված միջուկային վառելքում առկա բոլոր միջուկների չափված արժեքները, ինչը գործնականում անհնար է: Անորոշությունների գնահատման «Մոնտե-Կառլո» մեթոդի շրջանակներում մուտքային պարամետրերի արժեքների պատահական խաղարկմամբ որոշվում են

ընտրված պարամետրի հաշվարկային արժեքի անորոշության տիրույթը և նրա միջին քառակուսային շեղումը: «Մոնտե-Կառլո» մեթոդը կիրառվում է նուկլիդների կոնցենտրացիաների հաշվարկային և չափված արժեքների համեմատությամբ՝ նեյտրոնների բազմացման գործակցի անորոշությունների գնահատման համար [55-58]:

Անորոշությունների գնահատման «Մոնտե-Կառլո» մեթոդի կիրառումը ենթադրում է իզոտոպների հաշվարկային կոնցենտրացիաների շեղման և շեղման անորոշության գնահատում: «Մոնտե-Կառլո» հաշվարկներում անորոշությունների գնահատումը հնարավոր է իրականացնել հավանականության նորմալ կամ համասեռ բաշխվածությամբ, կախված յուրաքանչյուր նուկլիդի համար առկա չափումների տվյալներից [59,60]:

Նուկլիդի կոնցենտրացիայի չափված (M_n^j) և հաշվարկային (C_n^j) արժեքների հարաբերությունը նշանակելով X_n^j , կարող ենք գրել՝ $X_n^j = \frac{M_n^j}{C_n^j}$, որտեղ n -ը նուկլիդի համարն է, j -ն՝ չափումների համարը: Նուկլիդի կոնցենտրացիայի չափված միջին արժեքը (\bar{X}_n) և միջին արժեքի շեղումը (s_n) որոշվել են հետևյալ կերպ՝

$$\bar{X}_n = \sum_{j=1}^{N_n} X_n^j / N_n, \quad s_n = \sqrt{\sum_{j=1}^{N_n} (X_n^j - \bar{X}_n)^2 / (N_n - 1)} \quad (1.7.1)$$

Վերոնշյալ բանաձևերը բնութագրում են նուկլիդի կոնցենտրացիան մոտավոր կերպով, քանի որ խիստ կախված են իրականացված չափումների թվից: Փոքր չափումների թվի առկայության դեպքում, վստահելի արդյունքներ ստանալու նպատակով, կիրառվում են ուղղիչ գործակիցներ [61]: Մասնավորապես, միջին արժեքից ստանդարտ շեղման (σ_n) հաշվարկման համար կիրառվում է ստորև բերված բանաձևը, համաձայն որի չափումների 10 և ավելի թվի դեպքում կիրառվում է tf_2^n ուղղիչ գործակիցը, իսկ 10-ից փոքր չափումների թվի (N) դեպքում՝ tf_1^n ուղղիչ գործակիցը [62-63]:

$$\sigma_n = \begin{cases} s_n * tf_2^n, & \text{կլթև } N_n \geq 10 \\ s_n * tf_1^n, & \text{կլթև } N_n < 10. \end{cases} \quad (1.7.2)$$

\bar{X}_n և s_n մեծությունները էապես կախված են են ռեակտորի տեսակից, քանի որ աշխատած միջուկային վառելիքում առկա իզոտոպային կազմը էապես

պայմանավորված է նեյտրոնային սպեկտրով: Իսկ PWR և ՋՋԷՌ-440 ռեակտորների ակտիվ գոտիներում սպեկտրներն էապես տարբերվում են, քանի որ նրանցում տարբեր են դանդաղեցուցիչ-վառելիք ծավալների հարաբերակցությունները: ՋՋԷՌ-440 ռեակտորների համար իզոտոպային կազմի անորոշությունները առաջին անգամ գնահատվել են սույն ատենախոսության շրջանակներում [90]:

Անորոշությունների գնահատման «Մոնտե-Կառլո» մեթոդի հաջորդ քայլում իրականացվում է նեյտրոնների բազմացման գործակցի միջին արժեքի և նրա ստանդարտ շեղման հաշվարկ՝ կիրառելով հետևյալ բանաձևով հաշվարկվող իզոտոպային կազմի կոնցենտրացիաները.

$$c_{n,b}^k = \begin{cases} c_{n,b} \cdot (\bar{X}_n^b + \sigma_n^b \cdot R_n^k |_{\text{նորմալ}}), & \text{եթե } N_n \geq 10, \\ c_{n,b} \cdot (\bar{X}_n^b + \sigma_n^b \cdot R_n^k |_{\text{միասնասլ}}), & \text{եթե } N_n < 10. \end{cases} \quad (1.7.3)$$

որտեղ n -ը հաշվառվող նուկլիդի համարն է, k -ն կրիտիկության հաշվարկների թիվն է, $c_{n,b}^k$ -ն n -րդ կրիտիկության հաշվարկում կիրառվող n -րդ նուկլիդի կոնցենտրացիան է այրման խորության n -րդ տիրույթի համար, $c_{n,b}$ -ն n -րդ նուկլիդի կոնցենտրացիան է այրման խորության b -րդ տիրույթի համար, \bar{X}_n^b -ն n -րդ նուկլիդի կոնցենտրացիան է այրման խորության b -րդ տիրույթի համար, σ_n^b -ն այրման խորության n -րդ տիրույթի համար իզոտոպի արժեքի ստանդարտ շեղումն է, $R_n^k |_{\text{նորմալ}}$ -ը նորմալ բաշխվածությամբ պատահական թիվ է [-1,1] տիրույթում, $R_n^k |_{\text{միասնասլ}}$ -ը համասեռ բաշխվածությամբ պատահական թիվ է [-1,1] տիրույթում: Այնուհետև, նեյտրոնների բազմացման գործակցի միջին արժեքը (\bar{k}_{eff}) և նրա ստանդարտ շեղումը ($\sigma_{k_{eff}}$) հաշվարկվում է հետևյալ բանաձևերով՝

$$\bar{k}_{eff} = \frac{\sum_{i=1}^{N_c} k_{eff}^i}{N_c}, \quad \sigma_{k_{eff}} = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^{N_c} (k_{eff}^i - \bar{k}_{eff})^2}{(N_c - 1)}}, \quad (1.7.4)$$

որտեղ k_{eff}^i -ն i -րդ դեպքի բազմացման գործակցի արժեքը, N_c -ն հաշվարկային դեպքերի թիվն է:

Նեյտրոնների բազմացման գործակցի շեղումը հաշվարկվում է հետևյալ բանաձևով՝ $k_{eff}^{bias} = k_{eff}^{Ref} - \bar{k}_{eff}$, որտեղ առաջին անդամը համակարգի նեյտրոնների բազմացման գործակցի հաշվարկային արժեքն է: Արդյունքում, նեյտրոնների

բազմացման գործակցի շեղման անորոշությունը որոշվում է հետևյալ կերպ՝

$$k_{eff}^{bias} = \sigma_{keff} \cdot t f_1^{Nc}:$$

Ստորև, որպես օրինակ, բերված է PWR տիպի ռեակտորների վառելիքային կասետների իզոտոպային կազմի չափումների վրա հիմնված նեյտրոնների բազմացման գործակցի անորոշությունների վերլուծության արդյունքները հետևյալ ակտինոիդների հաշվառմամբ՝ U-235, U-236, U-239, Pu-239, Pu-240, Pu-241: Հաշվի առնելով, որ իզոտոպային կազմի ազդեցությունը նեյտրոնների բազմացման գործակցի արժեքի վրա խիստ կախված է միջուկային վառելիքի այրման խորությունից, վերլուծություններն իրականացվել են այրման խորության արժեքների երեք տիրույթների համար (0-15, 15-40, 40-60 ՄվտՕր/կգՈւ ,տես՝ աղյուսակ 1.7.1): Հաշվարկներն իրականացվել են ամերիկյան նախագծի ՕՄՎ տրանսպորտային կոնտեյնների համար [64]:

Աղյուսակ 1.7.1.

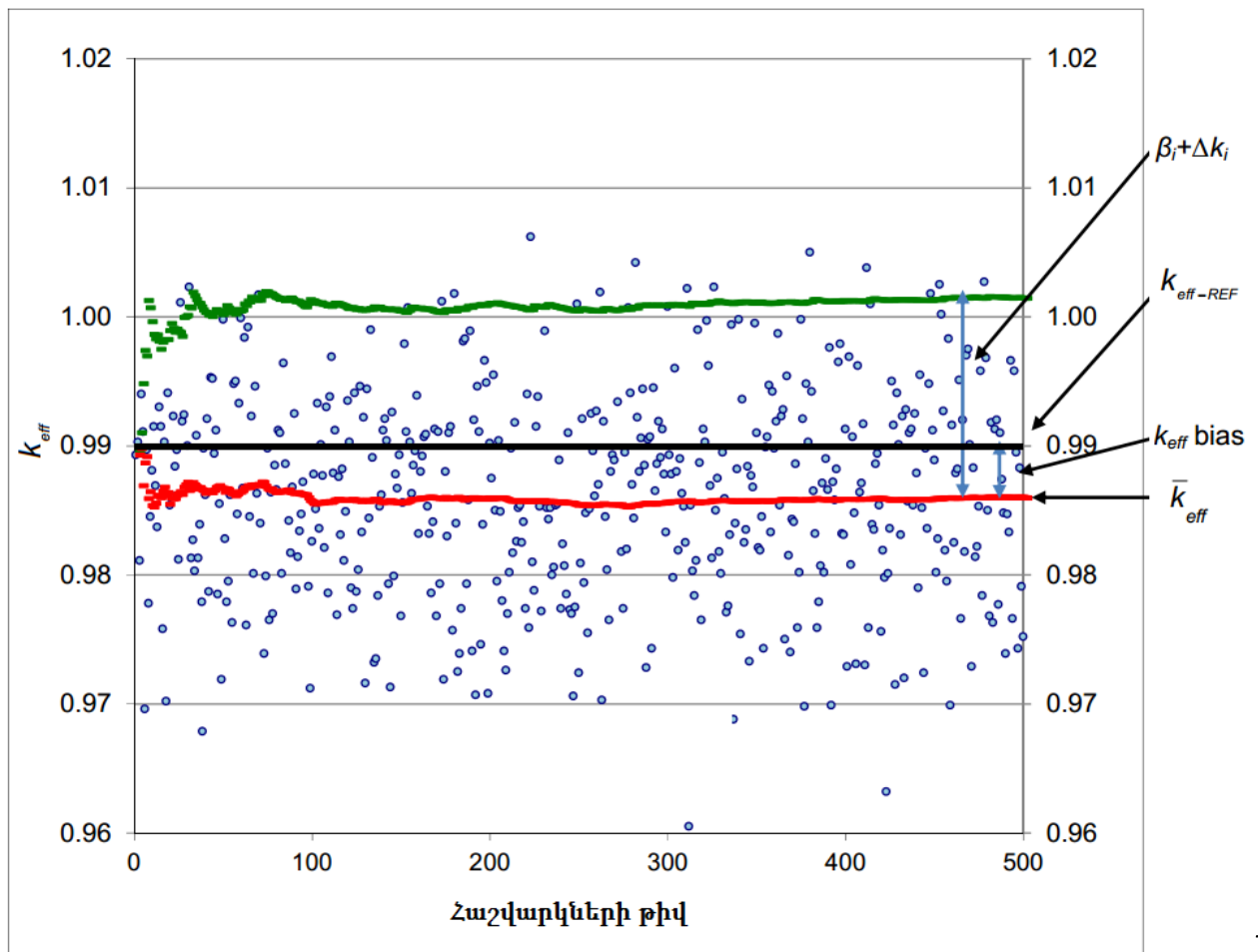
Նեյտրոնների բազմացման գործակցի արժեքի վրա խիստ կախված է միջուկային վառելիքի այրման խորությունից [63]

Այրման խորության տիրույթ	5 -15 ՄվտՕր/կգՈւ		
Իզոտոպ	Չափումների թիվ	Շեղում	Շեղման անորոշություն
U-235	11	0.9814	0.0284
U-238	11	0.9990	0.0063
Pu-239	11	0.9906	0.0453
Pu-240	11	1.0155	0.0700
Pu-241	11	1.0648	0.1103
Pu-242	10	1.1029	0.1905
	15-40 ՄվտՕր/կգՈւ		
U-235	69	0.9907	0.0416
U-238	69	1.0017	0.0042
Pu-239	69	0.9587	0.0375
Pu-240	69	0.9801	0.0317
Pu-241	69	1.0108	0.0514
Pu-242	69	1.0647	0.0783
	40-60 ՄվտՕր/կգՈւ		
U-235	20	0.9459	0.1096
U-238	20	1.0020	0.0021

Pu-239	20	0.8984	0.0727
Pu-240	20	0.8981	0.0810
Pu-241	20	0.9833	0.0839
Pu-242	20	1.0636	0.0852

Նեյտրոնների բազմացման գործակցի զուգամիտությունը ստուգելու նպատակով հաշվարկներն իրականացվել են շուրջ 2500 դեպքերի համար [63], ինչի արդյունքում ստացվել է, որ ստանդարդ շեղման արժեքը չնչին փոփոխություն է կրում հաշվարկային 500 դեպքերից հետո (0,0078-0,0086), այդ իսկ պատճառով սույն աշխատանքում որպես հաշվարկային դեպքերի թիվ ընտրվել է 500-ը, ինչը լիովին բավարար է զուգամետ լուծումների ստացման համար:

Նկ.1.7.1-ում բերված են նեյտրոնների բազմացման գործակցի արժեքները 500 հաշվարկային դեպքերի համար, միջին արժեքը, շեղման և շեղման անորոշության արժեքները, ու նրանց 95% հավանականությամբ և 95% վստահության մակարդակով սահմանային արժեքները, որոնք համապատասխանում են վառելիքային կասետի այրման խորության միջին 40ՄվտՕր/ԿգՈւ արժեքին:



Ն

Կ.1.7.1. Նեյտրոնների բազմացման գործակցի չխոտորված արժեքը (k_{eff}^{Ref}), միջին արժեքը (\bar{k}_{eff}) և շեղման հաշվառմամբ (k_{eff}^{bias}) արժեքը 500 հաշվարկային դեպքերի համար [64]

Համաձայն [64] փաստաթղթի, k_{eff}^{bias} and σ_{keff} համարվում են զուգամիտված, եթե լրացուցիչ հաշվարկային կետ ավելացնելով նրանց միջին արժեքի փոփոխությունը ընկած է $\pm 5 \cdot 10^{-4}$ տիրույթում: Ինչպես կարելի է նկատել նկարից, 500 հաշվարկային դեպքերի ստացված նեյտրոնների բազմացման գործակցի միջինի և շեղման անորոշության արժեքները լիովին զուգամիտել են, ինչը խոսում է ստացված արդյունքների վստահելի լինելու մասին:

Նեյտրոնների բազմացման գործակցի շեղումը և շեղման անորոշությունը էապես կախված են ռեակտորի տիպից, քանի որ նրանում որպես մուտքային տվյալներ օգտագործվում են իզոտոպային կազմի շեղումը և շեղման անորոշությունը: ՋՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորի միջուկային վառելիքի համար նեյտրոնների բազմացման գործակցի շեղումը և շեղման անորոշությունը՝ պայմանավորված իզոտոպային կազմի շեղմամբ և

շեղման անորոշությամբ, առաջին անգամ գնահատվել են սույն ատենախոսության շրջանակներում:

1.8 Եզրակացություն

Այսպիսով, «Այրման խորության հաշվառում» հայեցակարգում կիրառվող կարևոր բնութագրիչների մանրագնին ուսումնասիրությունները ցույց տվեց, որ ի տարբերություն ամերիկյան նախագծի PWR տիպի ռեակտորների, ՋՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորների վառելիքի համար դեռևս որոշ հարցեր բաց են և ունեն համապարփակ վերլուծությունների կարիք: Մասնավորապես ՋՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորների համար տակավին բացակայում էին կրիտիկության անվտանգության վերլուծություններում այրման խորության աքսիալ բաշխվածություն սահմանային պրոֆիլների, այրված միջուկային վառելիքի իզոտոպային կազմի շեղման և շեղման անորոշությունների, և իզոտոպային կազմի շեղմամբ և շեղման անորոշություններով պայմանավորված նեյտրոնների բազմացման գործակցի շեղման և շեղման անորոշության վերաբերյալ վերլուծությունները:

Հաջորդիվ գլուխներում ներկայացված են վերոհիշյալ բաց հարցերի սիստեմատիկ և համապարփակ ուսումնասիրության արդյունքները:

ԳԼՈՒԽ 2. ԶԶԷՌ-440 ՏԻՊԻ ՌԵԱԿՏՈՐՆԵՐԻ ՀԱՄԱՐ ԱՅՐՄԱՆ ԽՈՐՈՒԹՅԱՆ ԱՔՍԻԱԼ ԲԱՇԽՎԱԾՈՒԹՅԱՆ ՍԱՀՄԱՆԱՅԻՆ ՊՐՈՖԻԼՆԵՐԻ ՀԱՇՎԱՐԿ

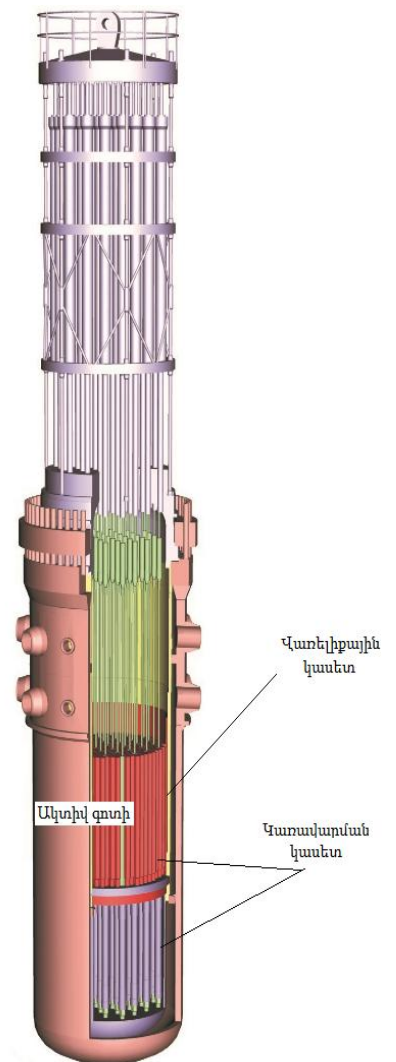
2.1 Խնդրի նկարագրությունը

Ի սկզբանե ԶԶԷՌ-440 տիպի ռեակտորի օգտագործված միջուկային վառելիքի կրիտիկության անվտանգության վելուծություններն իրականացվում էին կիրառելով «Թարմ միջուկային վառելիք» մոտեցումը և հաշվի չէր առնվում դանդաղեցուցիչում/ջերմատարում բորաթթվի առկայությունը: Հետագայում, միջուկային ռեակտորի հզորության բարձրացման, ինչպես նաև միջուկային վառելիքի տնտեսապես ավելի շահավետ օգտագործման նպատակով, տեղի ունեցան վառելիքային կասետների նախագծային էական փոփոխություններ: Մասնավորապես, ուրանի սկզբնական 3.6% հարստացումը ներկայումս հասցվել է մինչև 4.97%-ի: Իր հերթին, վառելիքի ավելի մեծ հարստացումը բերում է վառելիքի այրման խորության ավելի մեծ արժեքների, հետևաբար նաև վառելիքի պահպանման ավազանում ավելի մեծ հովացման ժամանակի (որպեսզի աշխատած միջուկային վառելիքի տեղափոխման և հետագա երկարաժամկետ պահեստավորման ժամանակ բավարարվեն մնացորդային ջերմանջատման հզորության և նեյտրոնային, գամմա ճառագայթման դոզաների պահանջները): Հետևաբար, անհրաժեշտություն է առաջանում մեծացնել վառելիքի պահպանման ավազանների, պահեստարանների տարողունակությունը՝ անհրաժեշտ քանակությամբ ազատ բջիջներ ունենալու համար:

Միջուկային վառելիքի պահպանման ավազանի տարողունակության մեծացման տարբերակներից մեկը «Այրման խորության հաշվառում» հայեցակարգի կիրառումն է: Մեկ այլ տարբերակ է հանդիսանում որպես կառուցվածքային նյութ բորացված պողպատի օգտագործումը, քանի որ համակարգում բորի առկայությունը կբերի ռեակտիվության արժեքի նվազման: Սակայն բորացված պողպատի կիրառումը խնդրահարույց է՝ պայմանավորված ժամանակի ընթացքում բորացված պողպատի կողմից նեյտրոնների կլանման էֆեկտիվության նվազման, ինչպես նաև որպես

պահպանման ավագանի կառուցվածքային նյութ ավելի վատ մեխանիկական հատկությունների հետ[65]:

Ինչպես արդեն նշվեց նախորդ գլխում, ՕՄՎ ռեակտիվության վրա մեծ ազդեցություն ունի այրման խորության արքիալ բաշխվածությունը: Ի տարբերություն արևմտյան PWR և BWR տիպի ռեակտորների, ՋՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորների վառելիքային կասետների այրման խորության արքիալ բաշխվածությունները ներառող բաց տվյալների բազաներ չկան և դրանց համապարփակ վերլուծություններ դեռևս իրականացված չեն: «Այրման խորության հաշվառում» հայեցակարգի կիրառումը պահանջում է արքիալ բաշխվածությունների սահմանային/կոսերվատիվ բաշխվածության կիրառում, որոնք հանգեցնում են նեյտրոնների բազմացման գործակցի առավելագույն արժեքի: Սույն գլխում ներկայացված է ՀԱԷԿ ՋՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորի վառելիքային կասետների տվյալների բազայի հիման վրա այրման խորության սահմանային պրոֆիլների հետազոտության արդյունքները [46]: Ի տարբերություն արևմտյան PWR և BWR, ինչպես նաև ՋՋԷՌ-1000 ռեակտորների, այրման արքիալ բաշխվածության տեսանկյունից ՋՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորներն ունեն մեկ կարևոր առանձնահատկություն: ՋՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորների ակտիվ գոտու ռեակտիվության կառավարումը կլանիչ ձողերի հավաքվածքի (кластер) փոխարեն իրականացվում է կառավարման կասետների միջոցով: Կառավարման կասետները կազմված են նեյտրոնային «թակարդ» տիպի կլանիչ մասից և դրա ստորին մասին ամրացված վառելիքային կասետից (տես՝ նկ.2.1.1): Ռեակտորի շահագործման ընթացքում կառավարման 37 կասետներից 6-ը տեղաշարժվում են ակտիվ գոտու բարձրությամբ, հիմնականում գտնվելով ակտիվ գոտու բարձրության նկատմամբ կիսաընկղմված

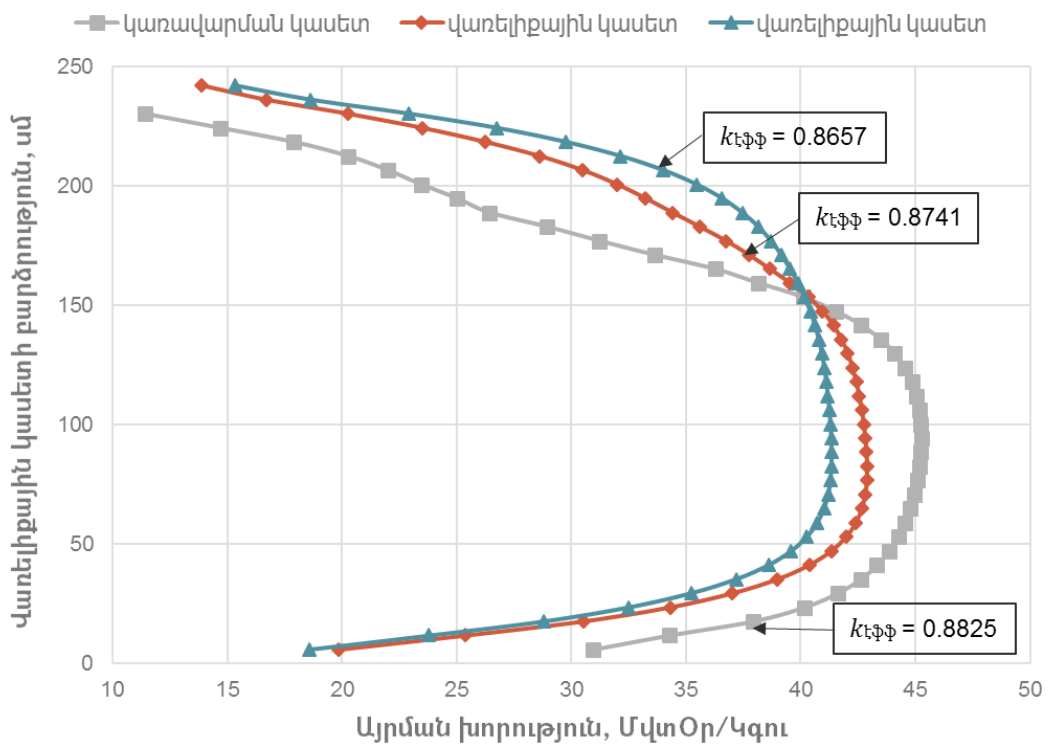


Նկ. 2.1.1. ՋՋԷՌ-440 ռեակտորի պատկերը

դիրքում, ինչի հետևանքով կառավարման կասետների վառելիքային մասը ռեակտորի աշխատաշրջանի մեծ մասում գրեթե կիսով չափ դուրս է մնում ակտիվ գոտուց՝ հանգեցնելով այրման խորության խիստ անհամաչափ աքսիալ բաշխման[46]: Սույն հետազոտության շրջանակներում ստեղծվել է ՀԱԷԿ ՋՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորի վառելիքային կասետների այրման խորության աքսիալ բաշխվածությունների տվյալների բազա [66], որը ներառում է 1913 աքսիալ պրոֆիլներ՝ ստացված 653 տարբեր վառելիքային և կառավարման կասետներից: Բոլոր վառելիքային կասետները արտադրվել են միևնույն կազմակերպության՝ ТВЭЛ ընկերության կողմից: Տվյալների բազան ներառում է ՀԱԷԿ շահագործման 15 վառելիքային ցիկլեր: Տվյալների բազայում բոլոր աքսիալ բաշխվածություններին համապատասխանում է վառելիքային կասետի 41 աքսիալ կտոր [66]: Այրման խորության արժեքները ստացվել են ՀԱԷԿ ռեակտորի ակտիվ գոտու մոդելավորման եռաչափ BIPR-7A [67] ծրագրի կիրառմամբ, ինչի հիմքում ընկած է նեյտրոնների տեղափոխության երկխմբանի դիֆուզիոն մոդելը: BIPR-7A -ն հանդիսանում է ՋՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորների նեյտրոնաֆիզիկական վերլուծությունների համար վերիֆիկացված և վալիդացված ծրագիր [68]:

Նկ. 2.1.2-ում, որպես օրինակ, բերված է մշակված տվյալների բազայից միևնույն միջին այրման խորությամբ (40 ՄվտՕր/ԿգՈւ) երկու վառելիքային և մեկ կառավարման կասետների այրման խորության աքսիալ բաշխվածության պրոֆիլները և դրանց

Նկ.2.1.2. Վառելիքային կասետների այրման խորության աքսիալ բաշխվածության



պրոֆիլների ազդեցությունը նեյտրոնների բազմացման գործակցի արժեքի վրա

կիրառմամբ վառելիքային անվերջ ցանցի նեյտրոնների բազմացման գործակցի արժեքները: Ինչպես կարելի է նկատել, միևնույն միջին այրման խորություն ունեցող կասետների այրման խորության տարբեր աքսիալ բաշխվածությունները հանգեցնում են նեյտրոնների բազմացման գործակիցների էական տարբերությունների: Միջուկային վառելիքի կրիտիկության անվտանգության վերլուծություններում պահանջվում է համակարգը մոդելավորել ամենառեակտիվ պրոֆիլների կիրառմամբ, ուստի խնդիր է ծագում որոշել այրման խորության աքսիալ բաշխվածության այն պրոֆիլները, որոնք վառելիքային կասետի այրման խորության տարբեր միջին արժեքների դեպքում հանգեցնում են նեյտրոնների բազմացման գործակցի առավելագույն արժեքի:

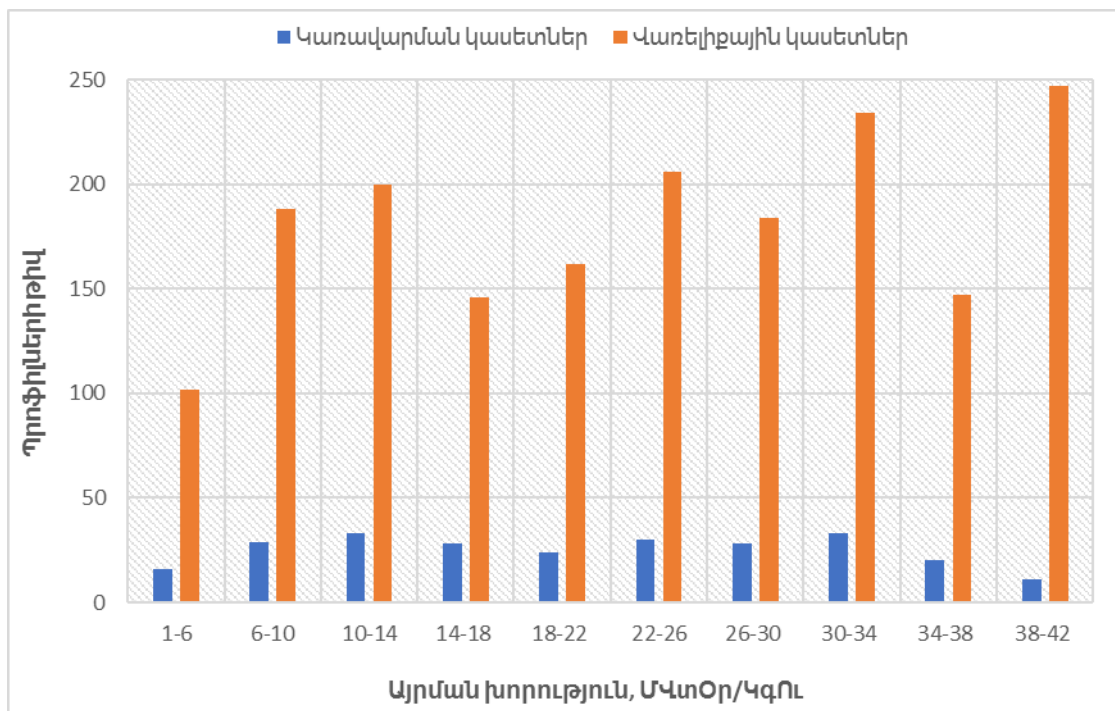
2.2 Ընտրված մեթոդաբանությունը

Ստեղծված տվյալների բազայի պրոֆիլների ռեակտիվությունը գնահատելու համար, սույն աշխատանքում մշակվել է ՋՋԷՌ-440 ռեակտորի աշխատած վառելիքի ավազանի մոդելը: Նեյտրոնների բազմացման գործակցի կոնսերվատիվ արժեք ստանալու համար մշակվել է ՋՋԷՌ-440 ռեակտորի աշխատած վառելիքի ավազանի անվերջ մոդելը, այսինքն՝ անտեսվել է նեյտրոնների արտահոսքը համակարգից: Բոլոր 1913 պրոֆիլների համար կատարվել են եռաչափ Մոնտե-Կառլո կրիտիկության հաշվարկներ՝ MCNP6.1 [69] ծրագրի կիրառմամբ: Ի տարբերություն [4]-ում կիրառված մեթոդի, որտեղ այրված միջուկային վառելիքի հովացման ժամանակը ընտրվել է 5 տարի, սույն աշխատանքում որպես հովացման ժամանակ ընտրվել է ռեակտորի ակտիվ գոտուց վառելիքային կասետների բեռնաթափումից հետո ամենառեակտիվ հովացման ժամանակը (100 օր): Առավելագույն ռեակտիվությանը համապատասխանող հովացման ժամանակը գնահատվել է Մոնտե-Կառլո հաշվարկների արդյունքում:

Հաշվի առնելով, որ վառելիքային/կառավարման կասետի այրման խորության աքսիալ բաշխվածությունը խիստ կախված է ըստ կասետի միջինացված այրման խորությունից, այրման խորության միջին արժեքների տիրույթը բաժանվել է 10 խմբերի: Խմբերի բաժանումն իրականացվել է հաշվի առնելով, որ միջին այրման խորության խմբերը պետք է ընդգրկեն բավականաչափ փոքր տիրույթ, միևնույն ժամանակ ապահովելով տվյալների բավարար առկայություն՝ վիճակագրական

տեսանկյունից իմաստալից արդյունքներ ունենալու համար: Արդյունքում, միջին այրման խորության բոլոր խմբերի միջև քայլը ընտրվել է որպես 4 ՄվտՕր/ԿգՈւ, բացի առաջին խմբից: Միջին այրման խորության փոքր արժեքների դեպքում, սակավ քանակությամբ տվյալների առկայության պատճառով, առաջին խմբի համար տիրույթը ընտրվել է որպես 6 ՄվտՕր/ԿգՈւ: Այրման խորության միևնույն խմբում առկա են ըստ կասետի բարձրության միջին այրման խորության տարբեր արժեքներով կասետներ, ուստի կոռեկտ համեմատության համար, նույն խմբի կասետների այրման խորության արքիալ բաշխվածության պրոֆիլները վերանորմավորվել են այնպես, որ դրանք ունենան ըստ կասետի բարձրության միջինացված միևնույն այրման խորությունը:

ՀԱԷԿ ՕՄՎ տվյալների բազայում վառելիքային և կառավարման կասետների այրման խորության արժեքները ընկած են 2.1 ից մինչև 45.7 ՄվտՕր/ԿգՈւ տիրույթում (տես՝ նկ.2.1), իսկ վառելիքի հարստացումը U-235 միջուկով՝ 1.6 - 3.82 % տիրույթում: Վառելիքային և կառավարման կասետների հիմնական մասը տվյալների բազայում ունեն վառելիքի 3.6% կամ 3.82% հարստացում, իսկ 2.4% և 1.6% վառելիքային հարստացում ունեցող կասետների թիվը կազմում է ընդհանուրի մոտ 1%-ը: Այրման խորության սահմանային պրոֆիլները հաշվարկվել են այրման խորության 10 տարբեր խմբերի համար, ինչպես վառելիքային, այնպես էլ կառավարման կասետների համար (տես՝ նկ.2.2.1):



*Նկ.2.2.1. ՀԱԷԿ ՕՄՎ վառելիքային և կառավարման կասետների փոխալների բազան
այրման խորության փարբեր արժեքների դեպքում*

Կրիտիկության հաշվարկներն իրականացվել են է MCNP 6.1 [69] հաշվարկային ծրագրով՝ կիրառելով նեյտրոն-միջուկ փոխազդեցությունների ENDF-B/VII.1 [70] գրադարանը: Իզոտոպային կազմի վերլուծություններն իրականացվել են SCALE 6.1 ծրագրային փաթեթի ORIGEN-S [71] ծրագրով: ORIGEN-ARP ծրագրում առկա ՋՋԷՌ-440 ռեակտորի համար մշակված նեյտրոն-միջուկ փոխազդեցության գրադարանները հաշվարկված են ՋՋԷՌ-440 ռեակտորի ակտիվ գոտու պարամետրերի (վառելիքի ջերմաստիճան, դանդաղեցուցչի ջերմաստիճան/խտություն, բորաթթվի կոնցենտրացիա և այլն) միջին արժեքների դեպքում: Այս մոտեցումը «Այրման խորության հաշվառում» հայեցակարգում կիրառելի չէ, քանի որ այն չի ներառում բավարար կոնսերվատիվ: Այդ իսկ պատճառով, ՋՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորի վառելիքային կասետների համար փոխազդեցության կտրվածքների գրադարանը մշակվել է TRITON [72] ծրագրի միջոցով, հաշվի առնելով հետևյալ կոնսերվատիվ պարամետրերը՝

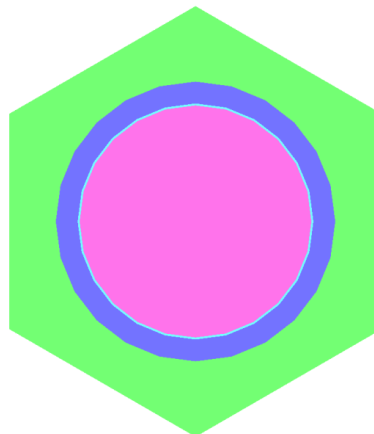
- վառելիքի ջերմաստիճանը ընտրվել է 727°C , քանի որ բարձր ջերմաստիճաններում U-238 միջուկի ռեզոնանսային կլանման կտրվածքը մեծանում է շնորհիվ Դոպլեր էֆեկտի, ինչը հանգեցնում է ավելի մեծ քանակությամբ պլուտոնիումի առաջացման, հետևաբար նաև նեյտրոնների բազմացման գործակցի աճի:
- դանդաղեցուցչի ջերմաստիճանը ընտրվել է ակտիվ գոտուց դուրս եկող դանդաղեցուցչի առավելագույն ջերմաստիճանը (327°C) [37]: Դանդաղեցուցչի բարձր ջերմաստիճանը/փոքր խտությունը բերում է նեյտրոնների ավելի կոշտ էներգետիկ սպեկտրի, ինչի հետևանքով մեծանում է պլուտոնիումի առաջացման հավանականությունը:
- որպես բորաթթվի կոնցենտրացիայի կոնսերվատիվ արժեք օգտագործվել է ՀԱԷԿ նախորդ վառելիքային ցիկլերում կիրառված բորաթթվի կոնցենտրացիայի միջին արժեքը ($4 \text{ գH}_3\text{BO}_3/\text{կգH}_2\text{O}$), ինչը ևս հանգեցնում է նեյտրոնների ավելի կոշտ էներգետիկ սպեկտրի ստացման:

- միայն ակտինոիդներ մեթոդի կիրառման պարագայում նեյտրոնների բազմացման գործակցի կոնսերվատիվ արժեքներ ստացվում են այն դեպում, երբ կասետի տեսակարար հզորությունը ընտրվում է մեծ [37]: Այդ իսկ պատճառով, սույն աշխատանքում, մոդելավորվել է 3 տարի պարբերականությամբ վառելիքային ցիկլ, որը համապատասխանում է տեսակարար հզորության ամենամեծ արժեքին:

Վերլուծություններն իրականացվել են «Այրման խորության հաշվառում» հայեցակարգի «Միայն ակտինոիդներ» մեթոդի կիրառմամբ (U-234, U-235, U-238, Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241, Pu-242, Am-241): Այս մեթոդն առավել կոնսերվատիվ է, քանի որ անտեսում է վառելիքային կասետում առկա բաժանման արգասիքների պատճառով կասետի ռեակտիվության նվազումը: Կիրառված իրզոտոպերի ընտրությունը պայմանավորված է նրանով, որ միջուկային վառելիքում նեյտրոնների կլանումների շուրջ 99%-ը պայմանավորված է հենց այդ իզոտոպերով [37]:

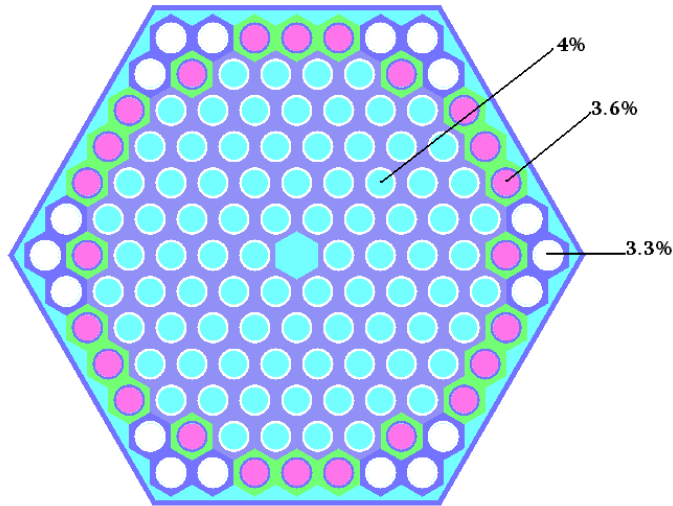
2.3 Հաշվարկային մոդելի նկարագրությունը

Հաշվարկային մոդելը մշակվել է MCNP 6.1 [69] ծրագրի միջոցով: Առաջին քայլում կառուցվել է ՋԱՏ-ի մոդելը: Նկար 2.3.1-ում ներկայացված է ՋԱՏ-ի մոդելի լայնական հատույթը: Ինչպես երևում է նկարից, վառելիքային հաբի կենտրոնական անցքը երկրաչափության մեջ ներառված չէ: Կենտրոնական անցքի ներդրումը հաշվարկներում հաշվի է առնվել վառելիքի խտության մեջ իրականացնելով համապատասխան փոփոխություն:



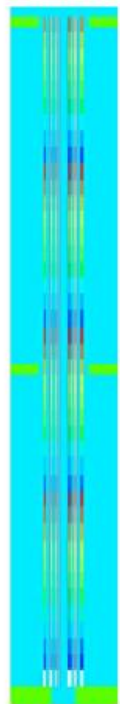
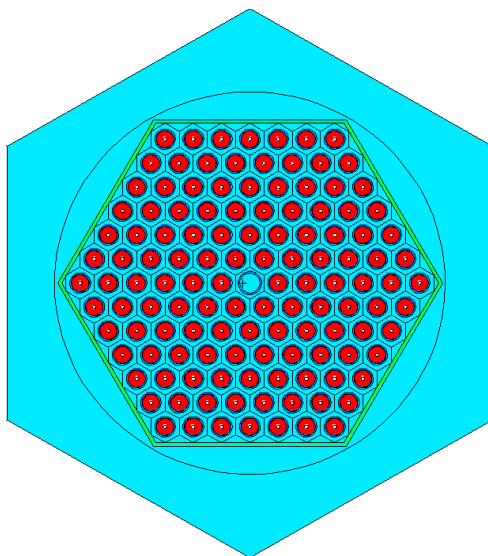
Նկ. 2.3.1. ՋԱՏ-ի մոդելի լայնական հատույթը

Երկրորդ քայլում կառուցվել է ջերմանջատիչ հավաքածուի (այսուհետ ՋԱՀ-ի) մոդելը, որն իր մեջ ներառում է 126 ՋԱՏ: Նկար 2.3.2 –ում բերված է ՋԱՀ-ի եռաչափ մոդելի լայնական հատույթը: ՋԱՏ-երի տարբեր գույները մոդելում պայմանավորված են տարբեր հարստացմամբ միջուկային վառելիք օգտագործելու հետ:



Նկ. 2.3.2. ՋԱՀ-ի եռաչափ մոդելի լայնական հատույթը

Երկրորդ քայլում կառուցվել է ՋՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորների վառելիքի պահպանման ավազանի անվերջ մոդելը (տես՝ նկ.2.3.3) և կրիտիկության հաշվարկներն իրականացվել են հենց անվերջ հովացման ավազանի համար՝ կոնսերվատիվ



արդյունքներ ստանալու նպատակով:

ա)լայնական հատույթ

բ)երկայնական հատույթ

Նկ.2.3.3. Միջուկային վառելիքի պահպանման ավազանի անվերջ մոդելի ցանցային բջջի լայնական և երկայնական հատույթները

2.4 Հաշվարկային ծրագրերի համառոտ նկարագրությունը

2.4.1. MCNP 6.1 հաշվարկային ծրագրի նկարագրությունը

MCNP 6.1 հաշվարկային ծրագիրն անընդհատ էներգետիկ սպեկտրով, ընդհանրացված երկրաչափությամբ և Մոնտե-Կառլո մեթոդի վրա խարսխված ծրագիր է, որն օգտագործվում է միջավայրում տարբեր մասնիկների տեղափոխության հավասարումները լուծելու համար: Այն թույլ է տալիս մոդելավորել 10^{-11} - 20 ՄէՎ էներգիաներով նեյտրոններ, 1ԿէՎ- 100ԳէՎ ֆոտոններ և 1կէՎ-1ԳէՎ էլեկտրոններ: Այն լայն կիրառում ունի միջուկային վառելիքային կասետներ պարունակող համակարգերում նեյտրոնների բազմացման գործակցի հաշվարկներում:

MCNP 6.1 հաշվարկային ծրագրի հիմքում ընկած է Մոնտե-Կառլո մեթոդը [73,74]: Ի տարբերություն դետերմինիստիկ մեթոդի, որը լուծում է նեյտրոնների տեղափոխության հավասարումը օտագործելով դիսկրետ օրդինատների մեթոդը, Մոնտե-Կառլո մեթոդի շրջանակներում տեղափոխության հավասարումը լուծվում է պատահական թվերի գեներացման միջոցով: Այլ կերպ ասած, դետերմինիստիկ մեթոդը տեղափոխության հավասարումը լուծում է ըստ միջինացված մասնիկի,

մինչդեռ Մոնտե-Կառլո մեթոդը մոդելավորում է յուրաքանչյուր մասնիկի կյանքի պատմությունը և այնուհետև իրականացնում միջինացում [73]:

MCNP 6.1 հաշվարկային ծրագրում օգտագործվում է մասնիկ-միջուկ փոխազդեցության կտրվածքների անընդհատ գրադարաններ, մասնավորապես ENDF [70] (Evaluated Nuclear Data File, ACTI[75] (Advanced Computational Technology Initiative/ ENDL[76]), Evaluated Nuclear Data Library, (EPDL[77]), Evaluated Photon Data Library, Activation Library (ACTL[78]), և NJOY.9,10 [79-81] գրադարանները:

MCNP 6.1 հաշվարկային ծրագրում կրիտիկության հաշվարկների հիմքում ընկած է նեյտրոնների տեղափոխության Բոլցմանի հավասարումը: Ստորև բերված է Բոլցմանի հավասարման ընդհանուր նկարագրությունը՝

(2.4.1)

որտեղ՝ $\Psi(X,E,\Omega)$ -ը E , $E+dE$ էներգիա ունեցող, $\Omega, \Omega + d\Omega$ մարմնային անկյամբ շարժվող նեյտրոնների ակնկալվող թիվն է r , $r+dr$ տիրույթում: $\Sigma_T(X,E,\Omega)$ -ն E էներգիա և r կոորդինատ ունեցող, Ω մարմնային անկյամբ շարժվող նեյտրոնի գումարային մակրոսկոպիկ փոխազդեցության կտրվածքն է: $\Sigma_s(X,E' \rightarrow E,\Omega' \rightarrow \Omega)$ -ը հավանականությունն է այն բանի, որ տարածության r կետում գտնվող E' էներգիա և Ω' մարմնային անկյան տակ գտնվող մասնիկը ցրումից հետո կունենա E էներգիա և Ω մարմնային անկյուն: $S(r, E, \Omega)$ -ը տարածության r կետում միավոր ժամանակում միավոր էներգետիկ ինտերվալում ծնված նեյտրոնների թիվն է:

Բոլցմանի հավասարումը նկարագրում է միջավայրում նեյտրոնային հոսքի փոփոխությունը, մասնավորապես (2.4.1) բանաձևում հավասարման նշանից ձախ գտնվող անդամները ցույց են տալիս համակարգից արտահոսքի և կլանման հետևանքով նեյտրոնների քանակի նվազումը, իսկ աջակողմյան անդամները

նեյտրոնայ

$$[\Omega \cdot \nabla + \Sigma_T(\vec{r}, E)] \Psi(\vec{r}, E, \Omega) = \iiint \Psi(\vec{r}, E', \Omega') \Sigma_s(\vec{r}, E' \rightarrow E, \Omega \cdot \Omega') d\Omega' dE'$$

$$+ \frac{1}{k_{eff}} \frac{\chi(E)}{4\pi} \iiint v \Sigma_f(\vec{r}, E') \Psi(\vec{r}, E', \Omega') d\Omega' dE'$$

ին հոսքի

աճը՝

պայմանա

վորված բարձր էներգետիկ տիրույթից նեյտրոնների ցրման հետևանքով դեպի ցածր էներգետիկ տիրույթ տեղափոխությունների և նեյտրոնային աղբյուրի հաշվին:

Հաշվի առնելով, որ Մոնտե-Կառլո մեթոդի կիրառումը պահանջում է ժամանակային և հաշվարկային մեծ ռեսուրսներ, շատ կարևոր է իրականացնելով նվազագույն թվով հաշվարկներ՝ ստանալ զուգամիտած ֆիզիկական աղբյուրի պարագայում ստացված նեյտրոնային բազմացման գործակից: Մասնավորապես, մոդելավորողը պետք է ընտրի հաշվարկային այնպիսի պարամետրեր, որոնց դեպքում համակարգի նեյտրոնների բազմացման գործակցի արժեքը կստացվի բաժանման աղբյուրի զուգամիտության պայմաններում: Բաժանման աղբյուրի զուգամիտությունը MCNP 6.1 հաշվարկային ծրագրում ստուգվում է «Շանոնի էնտրոպիա» կոչվող պարամետրի կիրառմամբ [82], որը որոշվում է հետևյալ հավասարմամբ՝

(2.4.2)

որտեղ H_{src} -ը աղբյուրի «Շանոնի էնտրոպիան» է, իսկ P_j -ն ցույց է տալիս j -րդ նոդում մասնիկների թվի և բոլոր նոդերում մասնիկների թվի հարաբերությունը: «Շանոնի էնտրոպիան» ցույց է տալիս համակարգում նեյտրոնների հետ փոխազդող բաժանվող միջուկների մասնաբաժինը, այլ կերպ ասած՝ նրա կիրառմամբ ստուգվում է արդյոք համակարգում առկա բոլոր միջուկների ազդեցությունը հաշվառվել է, թե ոչ:

Ստորև ներկայացված է MCNP 6.1 հաշվարկային ծրագրում նեյտրոնների տեղափոխության մոդելավորման ընդհանրական նկարագիրը: Մասնիկի տեղափոխությունը միջավայրում MCNP 6.1 հաշվարկային ծրագիրը մոդելավորվում է հետևյալ պատահականության սկզբունքով: Հավանականությունն այն բանի, որ նեյտրոնը $\Delta\ell$ հեռավորության վրա կփոխազդի միջուկի հետ, որոշվում է հետևյալ բանաձևով՝

$$l = -\frac{1}{\Sigma_t} \ln(\xi) \quad . \quad H_{src} = -\sum_j P_j \cdot \ln_2(P_j)$$

Որտեղ Σ_t – ն արդյունարար փոխազդեցության կտրվածքն է, ℓ -ը նեյտրոնի անցած հեռավորությունը մինչև բախումը, ξ -ն պատահական թիվ է 0-1 տիրույթում: Այսպիսով, 0-1 տիրույթում ξ -ի պատահական արժեքների խաղարկմամբ կարող ենք որոշել

նեյտրոնի՝ մինչև բախումը անցած հեռավորությունը, կամ որ նույնն է, փոխազդեցության սկզբնակետը: Երբ նեյտրոնը փոխազդում է միջավայրի հետ, MCNP 6.1 հաշվարկային ծրագրում փոխազդեցությունը մոդելավորվում է հետևյալ հերթականությամբ՝

- Բախվող միջուկի ընտրություն,
- Փոխազդեցության տիպի ընտրություն (զավթում, բաժանում, ցրում և այլն),
- Յուրաքանչյուր ընտրված պրոցեսի համար համապատասխան ֆիզիկական մոդելի կիրառում (առաձգական/ոչ առաձգական ցրման մեխանիկա, նեյտրոնների ջերմավորման մոդել և այլն):

Ռեակցիայի տեսակի ընտրությունը

Նեյտրոն-միջուկ փոխազդեցության ընթացքում հիմնական ռեակցիաների են նեյտրոնի առաձգական կամ ոչ առաձգական ցրում, նեյտրոնի զավթում միջուկի կողմից, միջուկի բաժանում:

MCNP 6.1 հաշվարկային ծրագրում հնարավոր ռեակցիաները ևս ընտրվում են պատահական թվերի գեներատորի կիրառման միջոցով: Քանի որ յուրաքանչյուր ռեակցիային համապատասխանող փոխազդեցության կտրվածքի և արդյունարար փոխազդեցության կտրվածքի հարաբերությունն ընկած է [0-1] տիրույթում, ապա [0-1] տիրույթում պատահական թվերի արժեքների խաղարկմամբ որոշվում են ռեակցիաների ելքերը:

Առաձգական և ոչ առաձգական ցրումներ

Առաձգական ցրման ընտրությունը MCNP 6.1 հաշվարկային ծրագրում ևս կատարվում է պատահական թվերի գեներատորի կիրառման միջոցով: Մասնավորապես, առաձգական ցրման ընտրությունը կատարվում է հետևյալ կերպ: Նախ որոշվում է առաձգական ցրման հավանականությունը, հաշվի առնելով միջավայրում նեյտրոնների փոխազդեցության միկրոսկոպիկ կտրվածքները՝

$$\frac{\sigma_{el}}{\sigma_{in} + \sigma_{el}} = \frac{\sigma_{el}}{\sigma_T - \sigma_a}$$

որտեղ σ_{σ_i} -ը առաձգական ցրման միկրոսկոպիկ կտրվածքն է, $\sigma_{\sigma_{in}}$ -ը ոչ առաձգական ցրման միկրոսկոպիկ կտրվածքն է, σ_{σ_a} -ն կլանման միկրոսկոպիկ կտրվածքն է, σ_{σ_T} -ն գումարային փոխազդեցության միկրոսկոպիկ կտրվածքը: Քանի որ նշված հարաբերության արժեքը ընկած են 0-1 տիրույթում, պատահական թվերի գեներատորի միջոցով 0-1 արժեքների տիրույթում գեներացվում է պատահական թիվ, և եթե ստացված թվի արժեքը մեծ է հարաբերության արժեքից, ապա ցրումը դիտարկվում է որպես

առաձգական:

$$u = u_o \mu_{lab} + \frac{\sqrt{1 - \mu_{lab}^2} (\xi_1 u_o v_o + \xi_2 w_o)}{\sqrt{(\xi_1^2 + \xi_2^2)(1 - v_o^2)}}$$

Հաջորդ քայլում,

ընտրությունն արդեն

որոշվում է

համաձայն հետևյալ

$$v = v_o \mu_{lab} - \frac{\xi_1 \sqrt{(1 - \mu_{lab}^2)(1 - v_o^2)}}{\sqrt{(\xi_1^2 + \xi_2^2)}}$$

$$\sum_{i=1}^{n-1} \sigma_i < \xi \sum_{i=1}^N \sigma_i \leq \sum_{i=1}^n \sigma_i \quad w = w_o \mu_{lab} + \frac{\sqrt{1 - \mu_{lab}^2} (\xi_1 w_o v_o - \xi_2 u_o)}{\sqrt{(\xi_1^2 + \xi_2^2)(1 - v_o^2)}}$$

քանի որ ցրման

կատարվել է,

ռեակցիայի տեսակը,

առնչության՝

Որտեղ ξ -ն պատահական թիվ է 0-1 տիրույթում, N-ը ռեակցիաների տեսակների թիվն է, σ_i -ն i-րդ ռեակցիայի միկրոսկոպիկ կտրվածքն է նեյտրոնի տվյալ էներգիային դեպքում:

Բախումից հետո մասնիկների էներգետիկ և անկյունային բաշխվածությունը որոշվում է փոխազդեցության կտրվածքների համապատասխան գրադարանի տվյալների հիման վրա:

Նեյտրոնների ցրման անկյունային բաշխվածությունը կախված է նրանց սկզբնական կինետիկ էներգիայից: Առաձգական բախումից հետո նեյտրոնների ցրման անկյունային բաշխվածությունը որոշվում է հետևյալ կերպ՝

(2.4.3)

Որտեղ u_0, w_0, v_0 -ն մինչ ցրումը, իսկ u, w, v -ն ցրումից հետո ցրման անկյան կոսինուսային արժեքներն են, ξ -ն պատահական թիվ է $[-1,1]$ միջակայքում, μ_{iab} -ը կոորդինատների լաբորատոր համակարգում ցրման անկյան կոսինուսը:

Անկյունային բաշխվածության ընտրությունից հետո հաջորդ քայլում տրվում է ցրված մասնիկների էներգիան: Բախումից հետո մասնիկների էներգետիկ բաշխվածությունը տրվում է համաձայն հետևյալ հավասարման՝

(2.4.4)

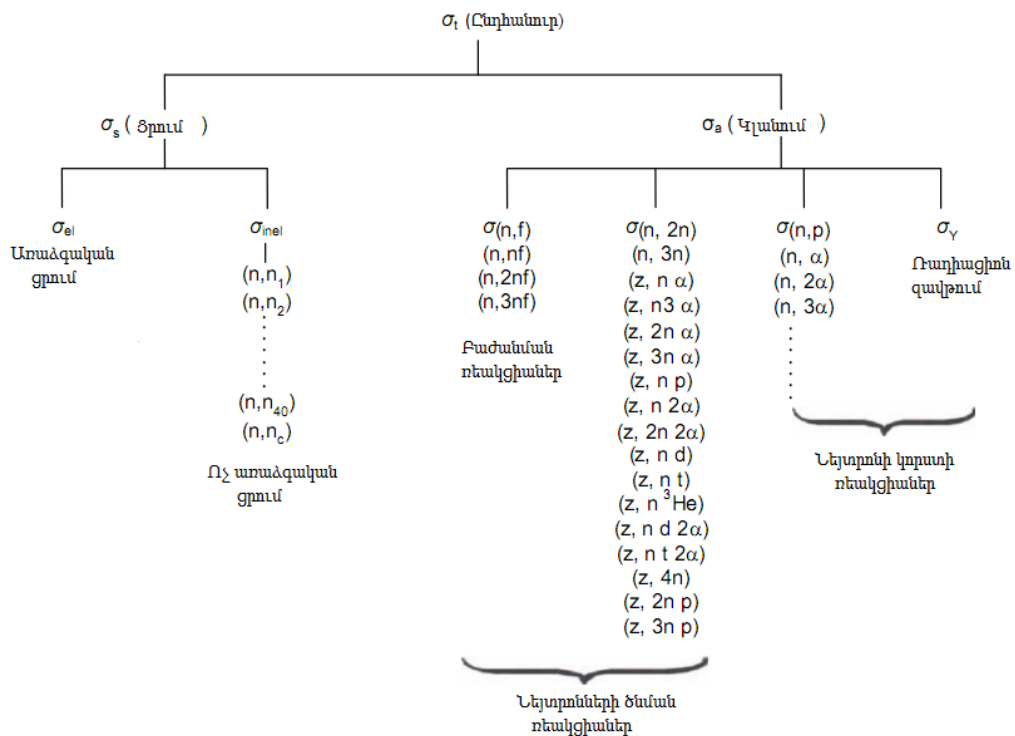
Որտեղ E_{out} -ը բախումից հետո մասնիկի էներգիան է, A -ն բախվող միջուկի զանգվածային թիվը, E_{in} -ն մասնիկի էներգիան է մինչև բախումը, μ_{cm} -ն զանգվածների կենտրոնի համակարգում մասնիկի ցրման անկյան կոսինուսը, α -ն ցրման պարամետրը:

$$E_{out} = \frac{1}{2}E_{in}[(1 - \alpha)\mu_{cm} + 1 + \alpha] = E_{in} \left[\frac{1 + A^2 + 2A\mu_{cm}}{(1 + A)^2} \right]$$

Փոխազդեցության կտրվածքների դասակարգումը

Ստորև բերված նկարում ներկայացված է փոխազդեցության կտրվածքների դասակարգումը մասնիկների միջև տարբեր ռեակցիաների դեպքում (նկ.2.4.1): Ընդհանուր փոխազդեցությունը ունի երկու ելք՝ ցրում և կլանում: Ցրումն իր հերթին կարող է լինել առաձգական, երբ ցրումից հետո էներգիայի և իմպուլսի վերաբաշխում տեղի չի ունենում, և ոչ առաձգական, երբ իրականացվում է էներգիայի և իմպուլսի վերաբաշխում ցրման արդյունքում: Կլանման հետևանքով հնարավոր են հետևյալ ելքերը՝

- Բաժանման ռեակցիաներ, երբ ծանր միջուկը կլանելով նեյտրոն բաժանվում է, առաջացնելով բաժանման նեյտրոններ
- Նեյտրոնի ծնման ռեակցիաներ, երբ ռեակցիաների ելքում առաջանում են նոր նեյտրոններ(բացի բաժանման ռեակցիաներից մնացած ռեակցիաները)
- Ռադիացիոն զավթում, երբ միջուկը կլանելով նեյտրոն գրգռվում է, և հետո արձակում գամմա քվանտ, հետ գալով կայուն վիճակ
- Նեյտրոնի կորստի ռեակցիաներ, երբ կլանված նեյտրոնի արդյունքում ծնվում են տարբեր տեսակի մասնիկներ:



Նկ. 2.4.1 Միջմասնիկային ռեակցիաների փոխազդեցության կտրվածքների դասակարգումը

3.4.2 ORIGEN-S հաշվարկային ծրագրի նկարագրությունը

Միջուկային վառելիքի իզոտոպային կազմի վերլուծությունները սովորաբար իրականացվում են օգտագործելով բարդ ծրագրային միջոցներ, որոնց համակցում են ռեակտորային ֆիզիկայի տեղափոխության հավասարման և այրման խորության հաշվարկման կոդերը: Այրման խորության հաշվարկման կոդերում լուծվում են վառելիքի իզոտոպային կազմի տրանսմուտացիայի և տրոհման հավասարումները, և արդյունքում ստացվում են միջուկների կոնցենտրացիաների սկզբնական արժեքները: Այնուհետև ստացված կոնցենտրացիաների կիրառմամբ լուծվում է նեյտրոնների տեղափոխության հավասարումը, և ստացվում նեյտրոնային հոսքի արժեքները, որոնք էլ հիմք են հանդիսանում նոր էֆեկտիվ փոխազդեցության կտրվածքների հաշվարկների համար: Այս փոխազդեցության կտրվածքներն էլ, հաջորդ քայլում, կիրառվում են այրման խորության հաշվարկման ծրագրում՝ հաշվելու համար համակարգում ժամանակի ընթացքում միջուկային կազմի փոփոխությունը:

ORIGEN-S հաշվարկային ծրագիրը հանդիսանում է SCALE ծրագրային փաթեթի բաղկացուցիչ ծրագրերից և նախատեսված է միջուկային վառելիքի իզոտոպային կազմի փոփոխություններն հաշվառելու համար [71]: Միջուկային վառելքում առկա իզոտոպերի կոնցենտրացիաների փոփոխությունը ժամանակի ընթացքում կարելի է հաշվել հետևյալ առնչությամբ՝

$$\frac{dN_i}{dt} = \text{Առաջացման արագություն} - \text{նվազման արագություն} - \text{տրոհման արագություն},$$

Որտեղ հավասարման աջ մասի երկրորդ անդամը հաշվի է առնում նեյտրոնների կլանման հետևանքով միջուկների բաժանման և այլ միջուկների վերափոխման պրոցեսը: Մաթեմատիկորեն տվյալ իզոտոպի կոնցենտրացիայի փոփոխությունը ժամանակի ընթացքում բնութագրվում է հետևյալ հավասարմամբ՝

$$\frac{dN_i}{dt} = \sum_j \gamma_{ji} \sigma_{f,j} N_j \Phi + \sigma_{c,i-1} N_{i-1} \Phi + \lambda'_i N'_i - \sigma_{f,i} N_i \Phi - \sigma_{c,i} N_i \Phi - \lambda_i N_i, \text{ որտեղ՝} \quad (3.4.2.1)$$

$\sum_j \gamma_{ji} \sigma_{f,j} N_j \Phi$ -ն N_j միջուկների բաժանման հետևանքով N_i միջուկների առաջացման հավանականությունն է, $\sigma_{c,i-1} N_{i-1} \Phi$ -ն N_{i-1} միջուկների կողմից նեյտրոնների

նադիացիոն կլանման հետևանքով N_i միջուկների առաջացման հավանականությունն է, $\lambda'_i N'_i - \mu N'_i$ միջուկի ռադիոակտիվ տրոհման հետևանքով N_i միջուկների առաջացման հավանականությունն է, $\sigma_{f,i} N_i \Phi$ - ը բաժանման հետևանքով N_i միջուկների նվազման հավանականությունն է, $\sigma_{c,i} N_i \Phi$ -ը նեյտրոնների ռադիացիոն կլանման հետևանքով N_i միջուկների նվազման հավանականությունն է, $\lambda_i N_i$ -ը ռադիոակտիվ տրոհման հետևանքով N_i միջուկների նվազման հավանականությունն է:

Վերոնշյալ հավասարումը բերված է հոմոգեն միջավայրի համար, որի դեպքում նեյտրոնային հոսքը միջինացված է ըստ էներգիայի և տարածության: Այս հավասարման մաթեմատիկական լուծումը ORIGEN-S ծրագրի միջոցով ենթադրում է, որ տարածա-էներգետիկ միջինացված նեյտրոնային հոսքը մնում է հաստատուն ժամանակի փոքր ինտերվալում:

Բոլոր իզոտոպների համար գրելով կոնցենտրացիաների ժամանակային կախվածության հավասարումները, կստացվեն առաջին կարգի գծային հավասարումների համակարգ, որը ORIGEN-S ծրագրի շրջանակներում լուծվում է մատրիցական էքսպոնենցիալ մեթոդով [30]: Գծային հավասարումների համակարգը կարելի է ներկայացնել հետևյալ տեսքով՝ $\dot{\vec{N}} = \vec{A} * \vec{N}$, որտեղ \vec{N} -ը նուկլիդների կոնցենտրացիաներին համապատասխանող վեկտորն է, իսկ \vec{A} -ն փոխազդեցության կտրվածքների հաստատունները ներառող մատրիցան: Ինչպես հայտնի է, այս հավասարման լուծումն ունի հետևյալ տեսքը՝ $\vec{N} = \exp(\vec{A}t) * \vec{N}(0)$, որտեղ $\vec{N}(0)$ -ն ժամանակի սկզբնական պահին իզոտոպների կոնցենտրացիաների մատրիցան է: Վերջին հավասարման մեջ էքսպոնենտը ներկայացնելով շարքի գումարի տեսքով, կստանանք՝

$$\exp(\vec{A}t) \equiv \vec{I} + \vec{A}t + \frac{(\vec{A}t)^2}{2} + \dots = \sum_{m=0}^{\infty} \frac{(\vec{A}t)^m}{m!}, \text{ որտեղ } \vec{I}\text{-ն միավոր մատրիցա է:} \quad (3.4.2.2)$$

Վերջին երկու հավասարումների լուծման միջոցով ORIGEN-S ծրագիրը հաշվում է իզոտոպային կազմի կոնցենտրացիաների փոփոխությունը ժամանակի ընթացքում:

ORIGEN-ARP-ն SCALE ծրագրային փաթեթի բաղկացուցիչ կոդերից մեկն է, որն իրականացնում է նեյտրոն-միջուկ փոխազդեցության կտրվածքների հաշվարկներ՝ ARP մեթոդաբանությամբ [83]: ARP մեթոդոլոգիայի հիմնական առանձնահատկությունն այն

է, որ ORIGEN-S կողմից կիրառվող փոխազդեցության կտրվածքները հնարավոր է ստանալ ինտերպոլացիոն մեթոդով: Ինտերպոլացիայի ճշտությունը կախված է խնդրում առկա տարբեր անկախ փոփոխականների դրվող պայմանների ճիշտ ընտրությունից: ARP մեթոդոլոգիան իրականացնելու համար անհրաժեշտ է ունենալ տվյալ պարամետրի համար փոխազդեցության կտրվածքների դիսկրետ արժեքները: Ուրանային վառելիքների դեպքում օրինակ, հետազոտությունները ցույց են տվել, որ փոխազդեցության կտրվածքների ինտերպոլացիոն պրոցեսում կիրառվող հիմնական անկախ փոփոխականները դրանք վառելիքի հարստացումը, այրման խորությունը և ջերմատարրի խտությունն են: Այս մեծությունների հիման վրա ստեղծվում են բազիսային դիսկրետ փոխազդեցության կտրվածքները, որոնց միջոցով արդեն ստացվում են փոխազդեցության կտրվածքների արժեքները ամբողջ սպեկտրի երկայնքով:

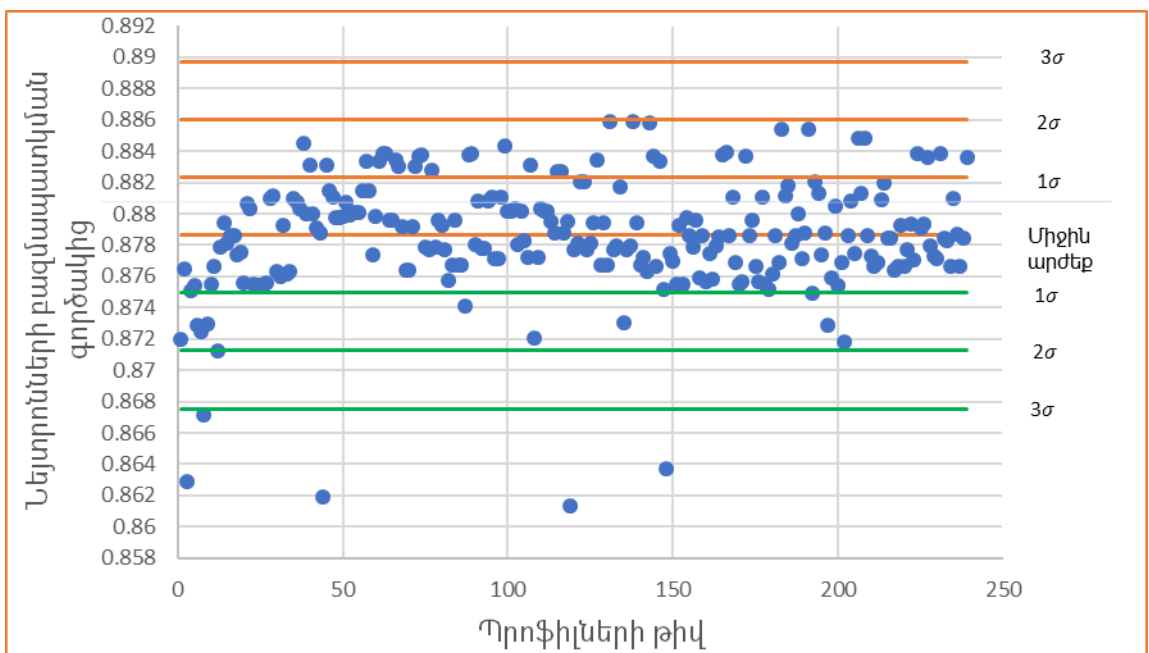
2.5 Հաշվարկային արդյունքների մեկնաբանումը

Նկ.2.5.1 - նկ.2.5.4 -ում, որպես օրինակ, բերված են այրման խորության 9-րդ և 10-րդ խմբերի վառելիքային և կառավարման կասետների կիրառմամբ վառելիքի պահպանման ավազանի անվերջ մոդելի նեյտրոնների բազմացման գործակցի արժեքները:

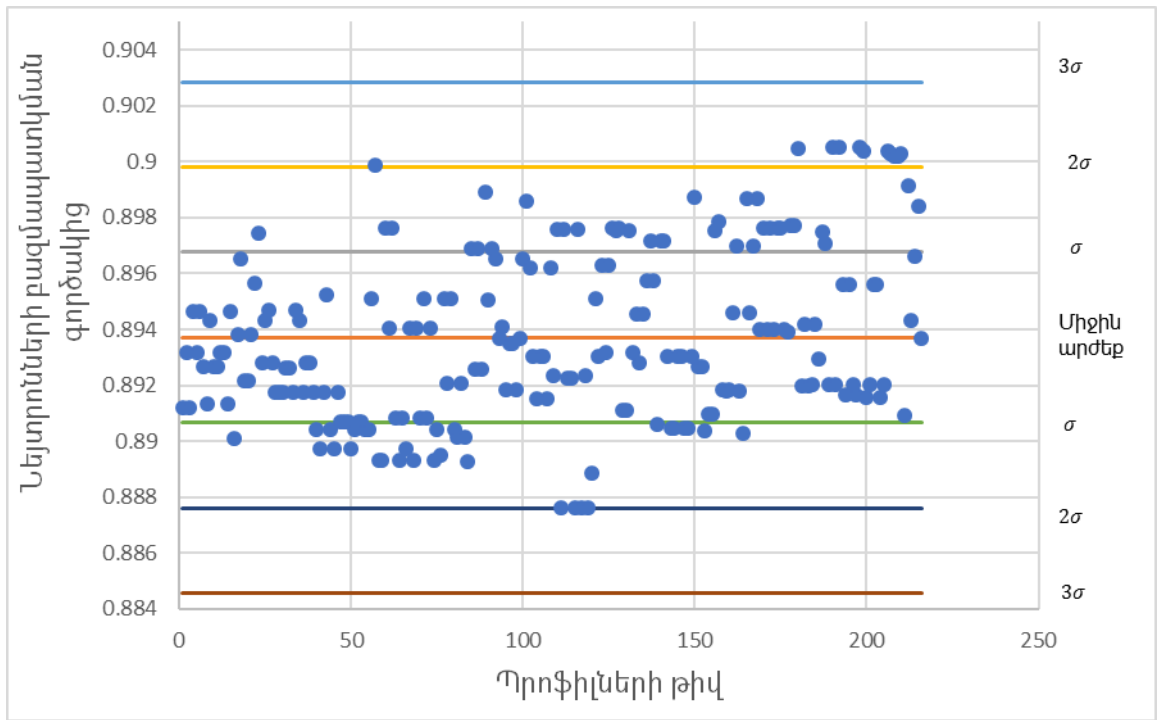
Հաշվարկների արդյունքները ցույց են տալիս, որ վառելիքային կասետների համար ամենառեակտիվ պրոֆիլների k_{eff} -ները միջին k_{eff} -ից 2.5σ -ով մեծ են, կառավարման կասետների համար՝ 2σ -ով: Այսինքն, ստացած ամենառեակտիվ պրոֆիլի k_{eff} -ը ավելի է մեծ է լինելու ապագա բոլոր հնարավոր պրոֆիլների 95% -ի k_{eff} -ներից:

Իրականացված հաշվարկների հիման վրա այրման խորության յուրաքանչյուր խմբի համար ստացվել են սահմանային պրոֆիլների տեսքը, թե վառելիքային, և թե կառավարման կասետների համար: Նկ. 2.5.5 և նկ.2.5.6- ում բերված են յուրաքանչյուր խմբի համար վառելիքային և կառավարման կասետների այրման խորության սահմանային պրոֆիլների տեսքը:

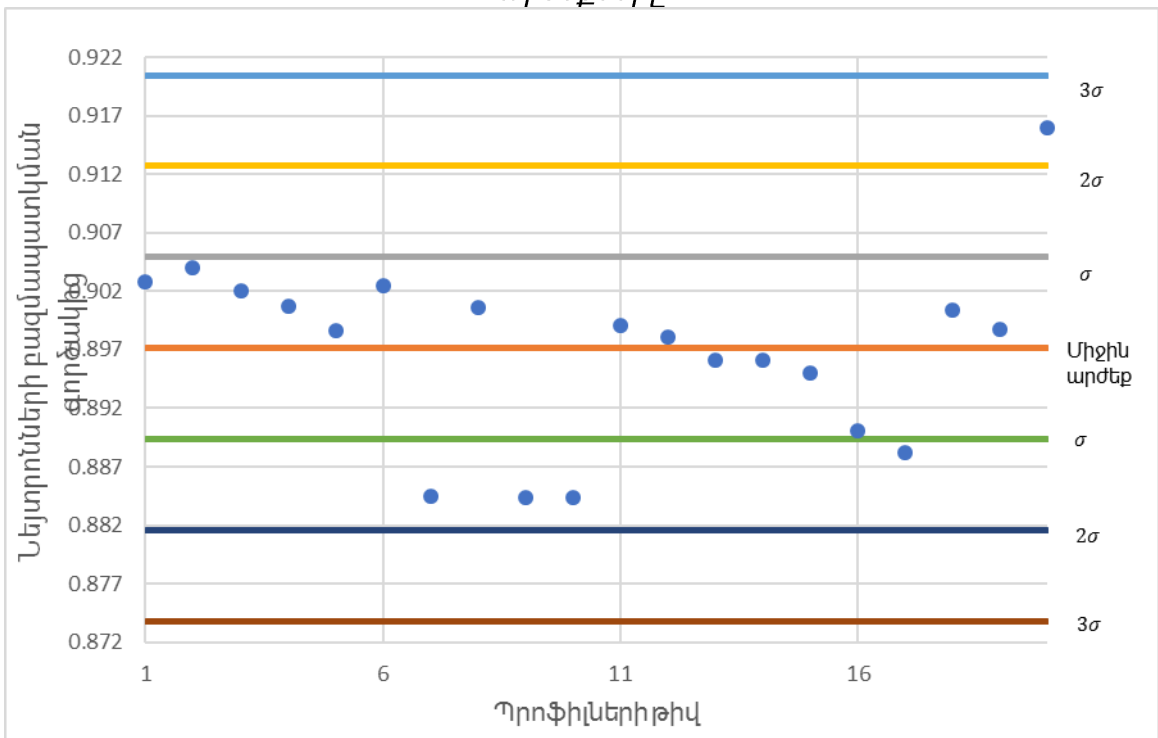
Ինչպես երևում է նկ. 2.5.5-ից և նկ.2.5.6-ից, վառելիքային և կառավարման կասետներում այրման խորության սահմանային աքսիալ բաշխվածությունները էականորեն տարբերվում են միմյանցից: Դա պայմանավորված է այն հանգամանքով, որ կառավարվող կասետների ստորին մասը ռեակտորի հզորության կառավարման ընթացքում գտնվում են ակտիվ գոտուց ներքև, և այդ մասում այրման խորության փոփոխություն չնչին է, ի տարբերություն ագտիվ գոտում գտնվող մասի: Այս հանգամանքով պայմանավորված, միևնույն միջին այրման խորությամբ կառավարման կասետները ավելի ռեակտիվ են համեմատած վառելիքային կասետների հետ:



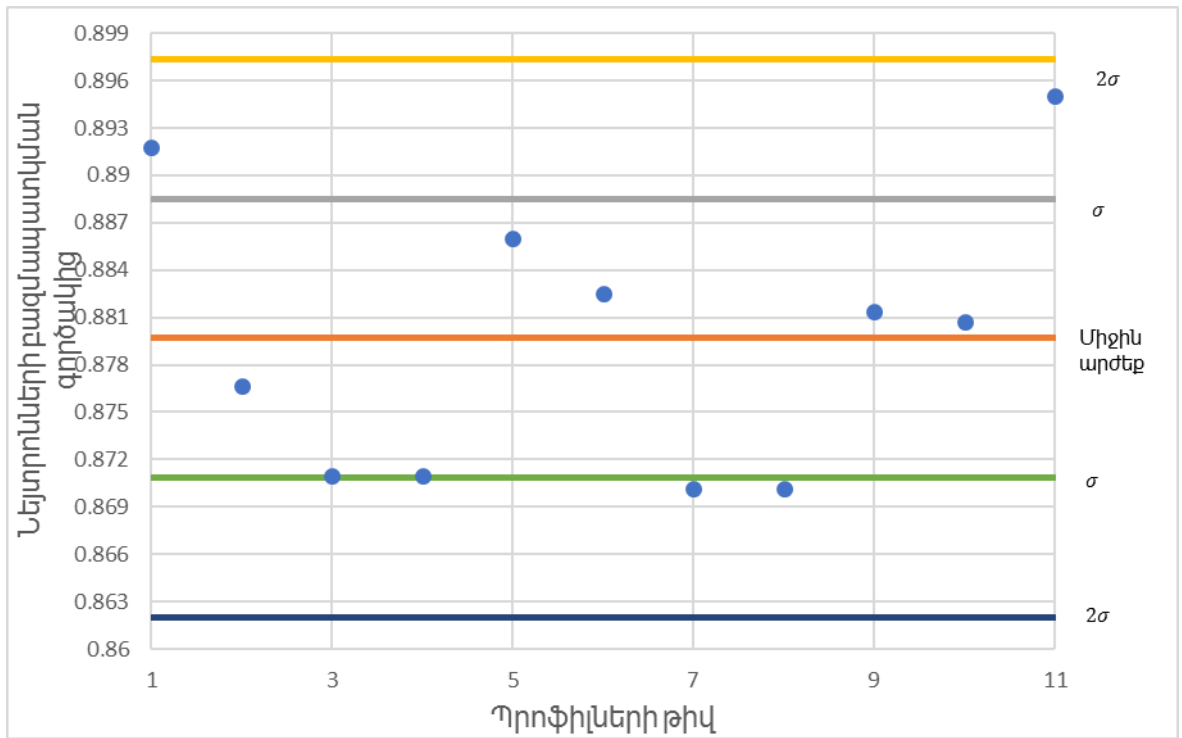
Նկ.2.5.1. Այրման խորության 9-րդ խմբի վառելիքային կասետների կիրառմամբ վառելիքի պահպանման ավազանում նեյտրոնների բազմապատկման գործակցի արժեքները



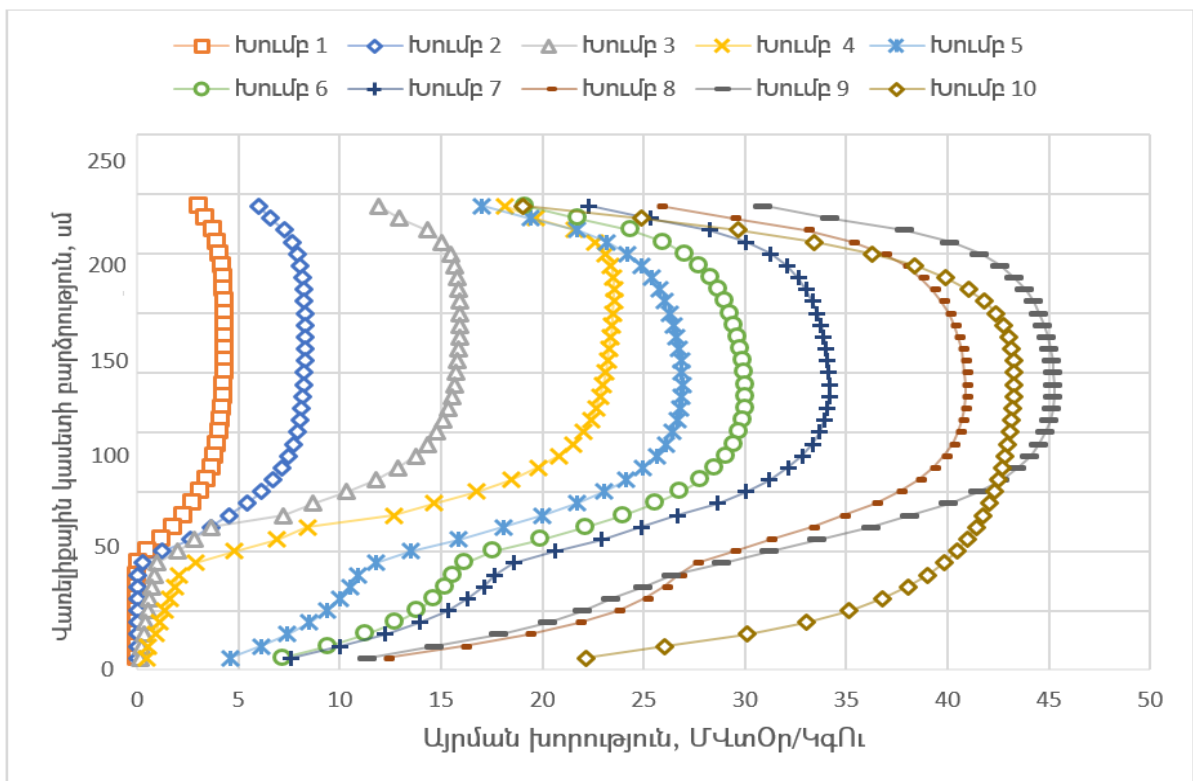
Նկ.2.5.2. Այրման խորության 9-րդ խմբի վառելիքային կասեւորների կիրառմամբ վառելիքի պահպանման ավազանում նեյտրոնների բազմապատկման գործակիցի արժեքները



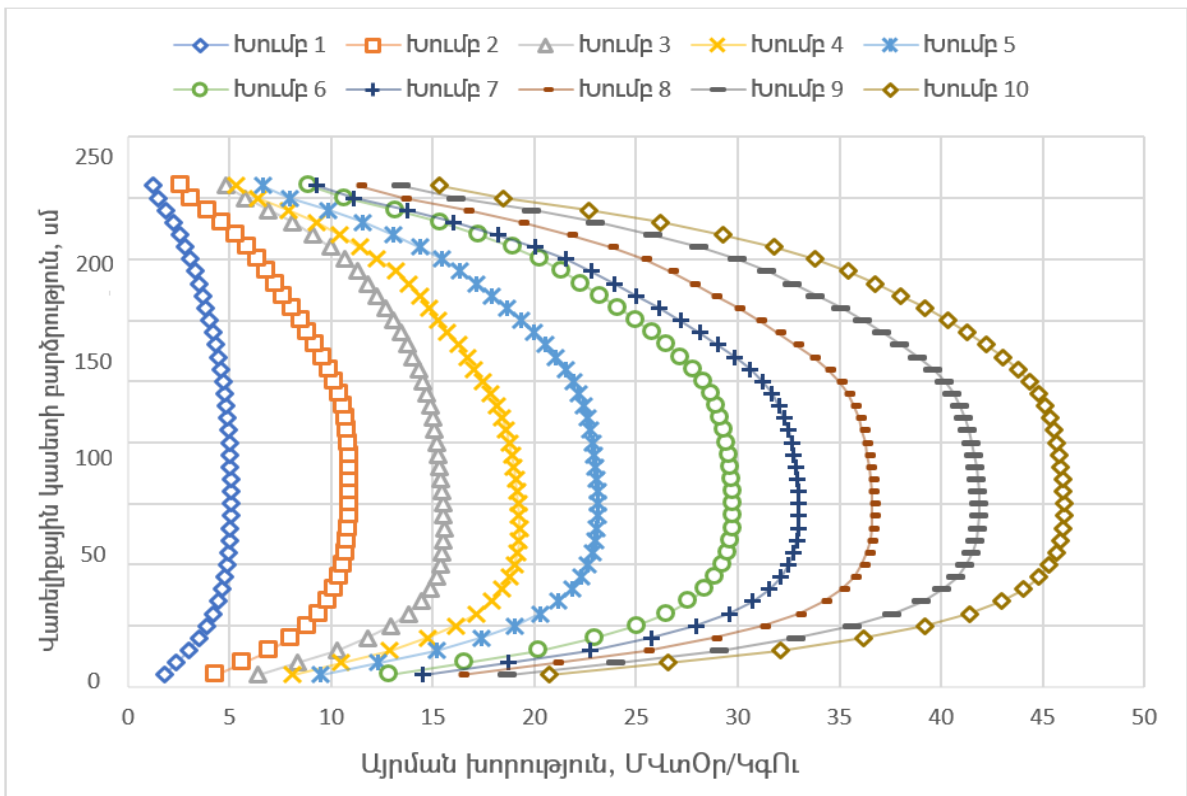
Նկ.2.5.3. Այրման խորության 10-րդ խմբի կառավարման կասեւորների կիրառմամբ վառելիքի պահպանման ավազանում նեյտրոնների բազմապատկման գործակիցի արժեքները



Նկ.2.5.4. Այրման խորության 10-րդ խմբի կառավարման կասետների կիրառմամբ վառելիքի պահպանման ավազանում նեյտրոնների բազմապատկման գործակիցի արժեքները



Նկ. 2.5.5 Այրման խորության արքիալ բաշխվածությունը սահմանային պրոֆիլները կառավարման կասետների համար



Նկ. 2.5.6 Այրման խորության արքիալ բաշխվածությունը սահմանային պրոֆիլները վառելիքային կասետների համար

Չնայած այն հանգամանքին, որ սույն աշխատանքում վերլուծություններն իրականացվել են ՀԱԷԿ տվյալների բազայի հիման վրա՝ ընդգրկելով մինչև վառելիքային կասետի միջին այրման խորության 40 ՄվտՕր/ԿգՈւ արժեքը, ստացված պրոֆիլները կիրառելի են նաև ավելի մեծ այրման խորությունների համար [46]: Այրման խորության բոլոր 1-10 խմբերի համար ստացված սահմանային պրոֆիլների կիրառմամբ վառելիքի հովացման ավազանի անվերջ մոդելի հաշվարկները ցույց են տալիս, որ այրման խորության մեծ արժեքով խմբի պրոֆիլների կիրառում բերում է նեյտրոնների բազմացման գործակցի արժեքի նվազման: Այսինքն, ավելի ցածր միջին այրման խորությամբ խմբի սահմանային պրոֆիլը կիրառելի է ավելի բարձր այրման խորությամբ խմբերի համար՝ որպես կոնսերվատիվ սահմանային պրոֆիլ:

2.6 Եզրակացություն

Աշխատանքի արդյունքում ստացվել են ՋՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորի վառելիքային և կառավարման կասետների համար այրման խորության աքսիալ բաշխվածության այն պրոֆիլները, որոնք հանգեցնում են օգտագործած միջուկային վառելիքի պահպանման ավազանում նեյտրոնների բազմապատկման գործակցի առավելագույն արժեքի: Ստացված պրոֆիլները կարող են օգտագործվել ՋՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորի վառելիքի այրման խորության հաշվառմամբ կրիտիկության անվտանգության վերլուծություններում:

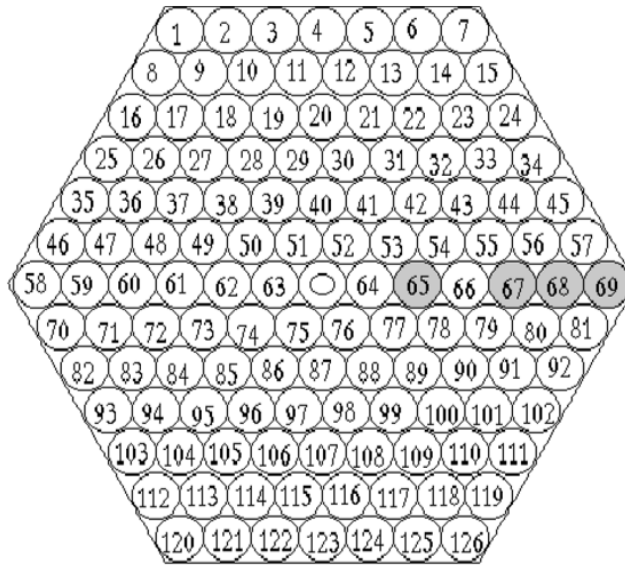
ԳԼՈՒԽ 3. ԿՐԻՏԻԿՈՒԹՅԱՆ ԱՆՎՏԱՆԳՈՒԹՅԱՆ ՎԵՐԼՈՒԾՈՒԹՅՈՒՆՆԵՐՈՒՄ ԱՆՈՐՈՇՈՒԹՅՈՒՆՆԵՐԻ ԳՆԱՀԱՏՈՒՄ

3.1 Խնդրի նկարագրությունը

«Այրման խորության հաշվառում» հայեցակարգի ակյունաքարային տարրերից մեկն է հանդիսանում աշխատած միջուկային վառելիքի իզոտոպային կազմի հաշվարկը, քանի որ իզոտոպային կազմով է մեծապես պայմանավորված համակարգում նեյտրոնների բազմացման գործակցի արժեքը: Ցանկացած մոդելավորման ծրագիր ունի իզոտոպային կազմի հաշվարկի որոշակի ճշտություն, ուստի հաշվի առնելով, որ հատկապես հիմնական բաժանվող միջուկների (U-235, Pu-239, Pu-241 և այլն) կոնցենտրացիայի նույնիսկ փոքր փոփոխությունները կարող են մեծ ազդեցություն ունենալ նեյտրոնների բազմացման գործակցի վրա, սույն գլխում «Այրման խորության հաշվառում» հայեցակարգում կիրառվող յուրաքանչյուր հիմնական միջուկի համար [37] հաշվարկվել է փորձնական տվյալներից շեղումը և շեղման անորոշությունը: Այնուհետև, կիրառելով փորձնական տվյալներից իզոտոպների կոնցենտրացիաների շեղումների և շեղումների անորոշությունների արժեքները, Մոնտե-Կառլո խաղարկման մեթոդով գնահատվել է նեյտրոնների բազմացման գործակցի շեղումը և շեղման անորոշությունը:

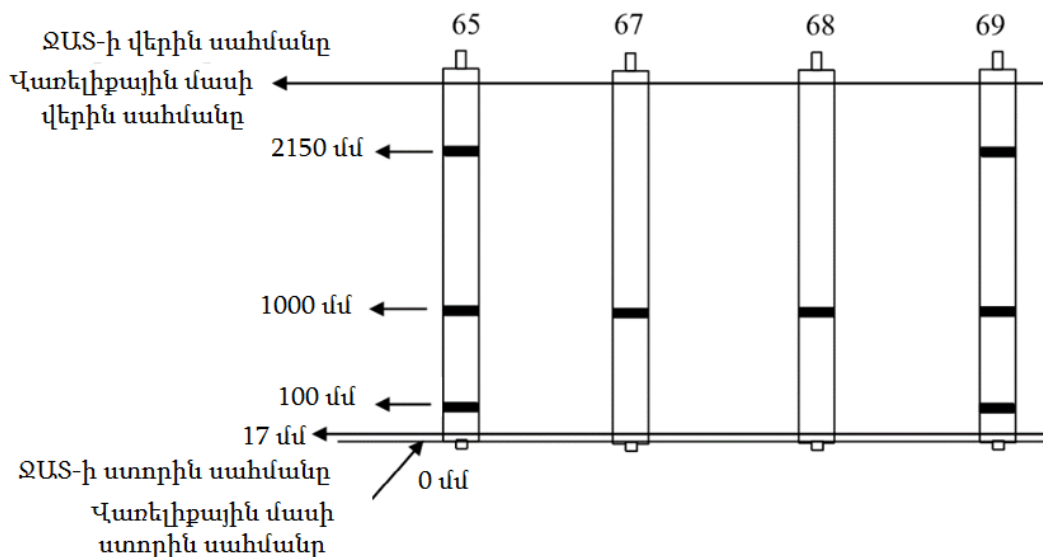
Սույն աշխատանքում, փորձնական տվյալներից հաշվարկային իզոտոպային կազմի շեղման և շեղման անորոշության գնահատման համար օգտագործվել են Նովովորոնեժի ԶԶԷՌ-440 ռեակտորի 38.5 ՄՎտՕր/ԿգՈւ միջին այրման խորությամբ և 3.6 % սկզբնական հարստացմամբ աշխատած միջուկային վառելիքի իզոտոպային կազմի չափումների տվյալները [84]: Չափումներն իրականացվել են վառելիքային կասետի 4 տարբեր ԶԱՏ-երի համար, վառելիքային 8 հաբերում՝ կիրառելով ռադիոքիմիական տարալուծման եղանակը: Նկ. 3.1.1-ում բերված է չափված վառելիքային կասետի լայնական հատույթի կտրվածքը, որտեղ 65, 67, 68 և 69 թվերը համապատասխանում են վառելիքային կասետում հետազոտվող ԶԱՏ-երի դիրքին:

Յուրաքանչյուր կտորի համար չափվել է միջուկային վառելիքի իզոտոպային կազմը, իզոտոպերի միջուկային խտությունները և այրման խորությունները:



Նկ.3.1.1. Հեղազուտվող ՋԱՏ-երի տարածական դիրքը վառելիքային կասետում [84]

Նկ.3.1.2-ում բերված է չափված վառելիքային հաբերի երկայնական դիրքը հետազոտված ՋԱՏ-երում: Այսպիսով, չափումների համար 65 և 69 համարի ՋԱՏ-երից ուսումնասիրվել են երեք կտորներ, իսկ 67 և 68 համարի ՋԱՏ-երից մեկական կտոր: ՋԱՏ-երի և ուսումնասիրված կտորների դիրքերն ընտրվել են այնպես, որպեսզի տեղեկատվություն ներառեն վառելիքային կասետում նեյտրոնային հոսքի շառավղային և աքսիալ բաշխվածությունների, ինչպես նաև հնարավոր բոլոր սպեկտրալ փոփոխությունների վերաբերյալ:



Նկ.3.1.2. ՋԱՏ-երում հեղազուտվող կտորների դիրքը ըստ բարձրության [84]

Մասնավորապես, եզրային 69 ՋԱՏ-ում իրականացված չափումները տեղեկություն են պարունակում հիմնականում ջերմային նեյտրոնների վերաբերյալ՝ ի հաշիվ արագ նեյտրոնների արտահոսքի և միջկասետային տարածքում առկա ջրային դանդաղեցուցչի:

3.2 Ընտրված մեթոդաբանությունը

Միջուկային վառելիքի իզոտոպային կազմի և կրիտիկության հաշվարկներն իրականացվել են MCNP 6.1 [69] ծրագրով: Նեյտրոնների էներգետիկ սպեկտրը մոդելավորվել է փոխազդեցության կտրվածքների անընդհատ ENDF/B-VII [70] գրադարանի կիրառմամբ: Ջրի մոլեկուլների հետ ջերմային ցրման էֆեկտները ճշգրիտ մոդելավորելու համար կիրառվել է $S(\alpha, \beta)$ ցրման ֆունկցիաները [78]: Իզոտոպային կազմը հաշվարկելիս համակարգը մոդելավորվել է համաձայն ռադիոքիմիական վերլուծության [84] հաշվետվությունում բերված երկրաչափական, նյութական կազմի և շահագործման պատմության բնութագրերի:

Այրման խորության աքսիալ բաշխվածության ազդեցությունը իզոտոպային կազմի կոնցենտրացիաների հաշվարկներում հաշվի առնելու նպատակով վառելիքային կասետի մոդելը ըստ բարձրության բաժանվել է տարբեր կտորների: Համաձայն PWR տիպի ռեակտորների վառելիքային կասետների համար իրականացված վերլուծությունների [39-43], 18 աքսիալ կտորների կիրառումը բավարար է այրման խորության աքսիալ բաշխվածության ասիմետրայի ճշգրիտ հաշվառման համար: Հաշվի առնելով վերոնշյալը, և այն հանգամանքը, որ ՀԱԷԿ ակտիվ գոտու նեյտրոնաֆիզիկական վերլուծություններում վառելիքային կասետը բաժանվում է 41 հավասարաչափ կտորների, սույն աշխատանքում ևս վառելիքային կասետի մոդելը մշակվել է որպես 41 աքսիալ կտորներից բաղկացած համակարգ (յուրաքանչյուր կտորի բարձրությունը համապատասխանում է վառելիքային կասետի բարձրության 1/41 մասին):

Իզոտոպային կազմի Մոնտե-Կառլո հաշվարկներում, վիճակագրական հուսալի տվյալներ ստանալու համար, ընտրվել են հետևյալ պարամետրերը՝ [85]:

- նեյտրոնների թիվը մեկ սերնդում -100000,

- նեյտրոնների սերունդների թիվը -500,
- նեյտրոնների բաց թողնվող սերունդների թիվը -300:

Կրիտիկության հաշվարկներում աղբյուրի զուգամիտությունը ստուգվել է «Շանոնի էնտրոպիա» պարամետրի միջոցով [86]:

Չափված և հաշվարկային միջուկային կոնցենտրացիաների հարաբերությունը հաշվարկվել է հետևյալ հավասարումով [86]՝

$$R_n^j = \frac{M_n^j}{C_n^j}, \quad j=1, N_n, \quad (3.2.1)$$

որտեղ M_n^j -ը վառելիքային j -րդ կտրվածքում n -րդ նուկլիդի չափված արժեքն է, C_n^j -ն վառելիքային j -րդ կտորում n -րդ նուկլիդի հաշվարկային արժեքն, N_n -ը ուսումնասիրվող վառելիքային կտորների քանակն է, որում դիտարկվել են n թվով իզոտոպներ:

Յուրաքանչյուր j իզոտոպի համար չափված և հաշվարկային միջուկային կոնցենտրացիաների հարաբերության միջին արժեքը և նրա ստանդարտ շեղումը հաշվարկվել են հետևյալ կերպ.

$$\bar{R}_n = \frac{\sum_{j=1}^{N_n} R_n^j}{N_n}, \quad \sigma_n = \sqrt{\frac{\sum_{j=1}^{N_n} (R_n^j - \bar{R}_n)^2}{(N_n - 1)}} \quad (3.2.2)$$

Նկատենք, որ այս բանաձևերով հաշվարկված իզոտոպային կազմի փորձից շեղման միջին արժեքը և ստանդարտ շեղումը հանդիսանում են իրական միջին արժեքի և դրա ստանդարտ շեղման մոտարկումը՝ քանի որ հաշվարկներում օգտագործվել են սահմանափակ թվով վառելիքային կտորների չափումների արդյունքներ: Հետևաբար, \bar{R}_n -ի և σ_n -ի ուղակի կիրառումը նեյտրոնների բազմացման գործակցի հաշվարկում կարող է հանգեցնել իզոտոպային կազմի անորոշություններով պայմանավորված k_{eff} -ի անորոշությունների էական թերազնահատման: Ուստի, օգտվելով մաթեմատիկական վիճակագրության մեթոդներից, գնահատվել է \bar{R}_n -ի վերին սահմային արժեքը (upper tolerance limit), որն γ հավանականությամբ իր մեջ կընդգրկի \bar{R}_n -ի ապագա բոլոր հանրավոր արժեքների p տոկոսը՝ $\bar{R}_n^U = \bar{R}_n + \alpha_\gamma^p \cdot \sigma_n$, որտեղ α_γ^p -ն ընդունելիության սահմանային գործակիցն (tolerance limit factor) է: Այն հաշվարկվում է հետևյալ բանաձևով.

$$\alpha_{\gamma}^p = \frac{z_p + \sqrt{z_p^2 - ab}}{a}, a = 1 - \frac{z_{\gamma}^2}{2(N-1)}, b = z_p^2 - \frac{z_{\gamma}^2}{N}, \quad (3.2.3)$$

որտեղ N -ը չափումների թիվն է, z_p և z_{γ} դրանք համապատասխանաբար p և γ կոմույատիվ հավանականություններին համապատասխան նորմալ բաշխվածության կրիտիկական արժեքներն են [88]: Ինչպես տեսնում ենք (3.2.3) բանաձևից, α_{γ}^p -ն էապես մեծանում է փոքր չափումների թվի դեպքում: Մասնավորապես, չափումների թվի 8 արժեքի դեպքում հաշվարկային իզոտոպային կազմի փորձից շեղման վերին սահմանը, որն 95% հավանականությամբ կներառի \overline{R}_n -ի ապագա բոլոր հնարավոր արժեքների 95%-ը, որոշվում է ստանդարտ շեղման արժեքը բազմապատկելով 3.034 գործակցով [88].

$$\overline{R}_n^U = \overline{R}_n + 3.034 \cdot \sigma_n \quad (3.2.4)$$

Այսպիսով, սույն աշխատանքում փոխհատուցելու համար փոքր թվով չափումների թիվը, նեյտրոնների բազմացման գործակցի հաշվարկներում հաշվարկային իզոտոպային կազմի փորձից շեղման միջին արժեքի (\overline{R}_n) փոխարեն կիրառվել է հաշվարկային իզոտոպային կազմի փորձից շեղման վերին սահմանային արժեքը (\overline{R}_n^U), որն 95% հավանականությամբ ներառում է \overline{R}_n -ի բոլոր հնարավոր արժեքների 95%-ը [89]: Քանի որ չափված վառելիքային կտորներում այրման խորության արժեքը ընկած է 30-47 ՄվտՕր/ԿգՈւ տիրույթում, այդ իսկ պատճառով իզոտոպային կազմի շեղումները և շեղման անորոշությունները կիրառելի են միայն այդ տիրույթի այրման խորություն ունեցող ՋՋԷՌ-440 տիպի միջուկային վառելիքի համար:

Աղյուսակ 3.2.1-ում բերված են հաշվարկային իզոտոպային կազմի փորձից շեղման միջին արժեքը, ստանդարտ շեղումը և վերին սահմանային արժեքը:

Աղյուսակ 3.2.1.

Իզոտոպային կազմի հաշվարկային իզոտոպային կազմի փորձից շեղման միջին արժեքը, ստանդարտ շեղումը և վերին սահմանային արժեքը

Իզոտոպ	Միջին արժեքը	Ստանդարտ շեղում	Վերին սահմանային արժեք
U-234	0.7246	0.1187	1.0847
U-235	0.9901	0.0339	1.0930

U-238	1.0017	0.0057	1.0190
Pu-238	0.7576	0.0898	1.0301
Pu-239	0.9804	0.0142	1.0235
Pu-240	1.0109	0.0123	1.0482
Pu-241	1.0307	0.0132	1.0707
Pu-242	1.0204	0.0284	1.1066
Np-237	1.9608	0.0178	2.0148
Am-241	0.9947	0.0189	1.0520

Նեյտրոնների բազմացման գործակցում անորոշությունների գնահատման համար օգտագործվել է ՀԱԷԿ այրված միջուկային վառելիքի տրանսպորտային կոնտեյնների մոդելը, որում իզոտոպային կազմը ներմուծվել է օգտագործելով հետևյալ բանաձևը [90]՝

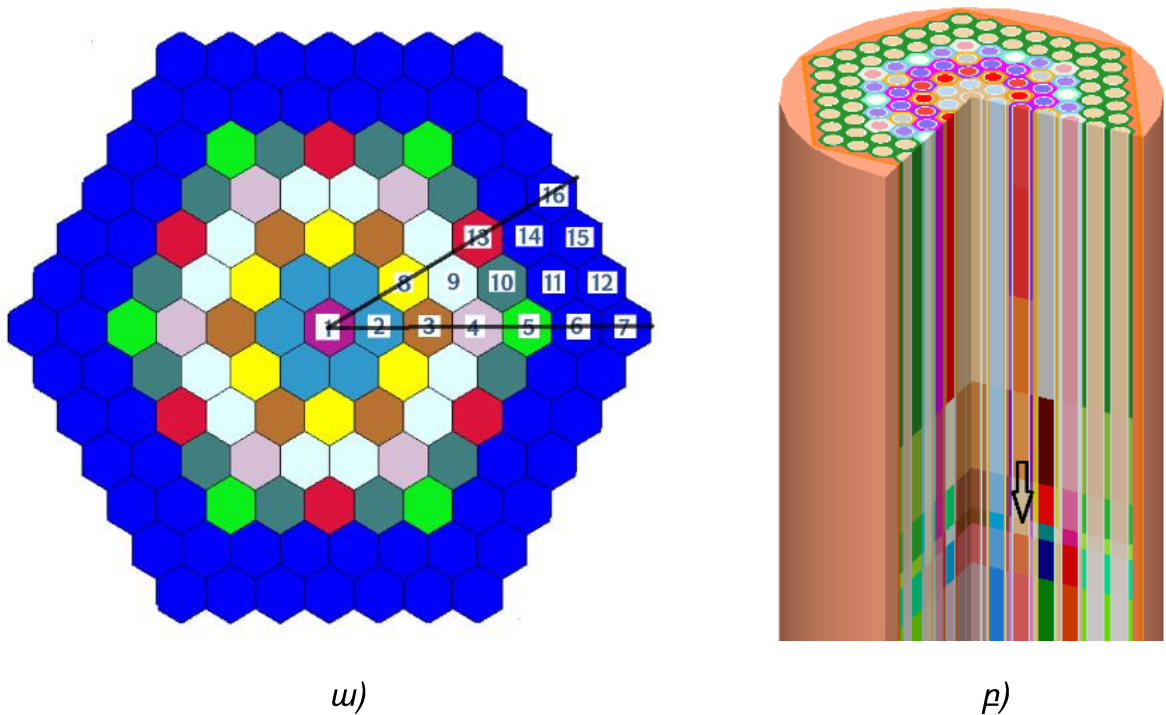
$$C_n^k = C_n * (\bar{R}_n + 3.034 * \sigma_n * \xi), \quad (3.2.5)$$

որտեղ n -ը տվյալ իզոտոպի համարն է, C_n^k ն n -րդ նուկլիդի ուղղված կոնցենտրացիան է, C_n -ը n -րդ նուկլիդի հաշվարկային կոնցենտրացիան է, \bar{R}_n -ը n -րդ նուկլիդի փորձից միջին շեղումն է, σ_n -ը n -րդ նուկլիդի շեղման անորոշությունն է, ξ -ն -1 ից 1 տիրույթում ընտրված պատահական թիվ է: Այլ կերպ ասած իզոտոպային կազմը Մոնտե-Կառլո մեթոդով խաղարկվել է իզոտոպային կազմի փորձից շեղման վերին և ստորին սահմաններում:

Քանի որ փորձարարական տվյալները ստացվել են 10 -ից փոքր թվով կտորների չափման արդյունքում (8 կտորներ), այդ իսկ պատճառով Մոնտե-Կառլո մեթոդով անորոշությունների հաշվարկներում կոնսերվատիվ կերպով ենթադրվել է, որ իզոտոպային կազմի փորձից շեղման արժեքները բաշխված են ոչ թե նորմալ, այլ հավասարաչափ բաշխմամբ: Ի տարբերություն նորմալ բաշխման, հավասարաչափ բաշխման կիրառումը ապահովում է անորոշությունների կոնսերվատիվորեն ավելի մեծ արժեքների խաղարկում:

Իզոտոպային կազմի հաշվարկներն իրականացվել են համաձայն ռադիոքիմիական վերլուծության երկրաչափական, նյութական կազմի և շահագործման պատմության բնութագրերի: Նկ.3.2.1-ում բերված է MCNP 6.1 ծրագրով մշակված վառելիքային կասետի իզոտոպային կազմի հաշվարկման մոդելի լայնական կտրվածքը (ա) և եռաչափ (բ) պատկերները: Ուսումնասիրվող ՋԱՏ-երի վրա հարևան ՋԱՏ-երի

ազդեցությունը հաշվի առնելու նպատակով, հարևան ՋԱՏ-երը մոդելավորվել են առանձին: Մասնավորապես, նկ. 3.2.1ա) -ում բերված տարբեր գույները և թվերը համապատասխանում են տարբեր վառելիքային ՋԱՏ-երի: Մոդելի եռաչափ պատկերում, որպես օրինակ, սլաքով նշված է ուսումնասիրվող հաբերից մեկի տարածական դիրքը վառելիքային կասետում:

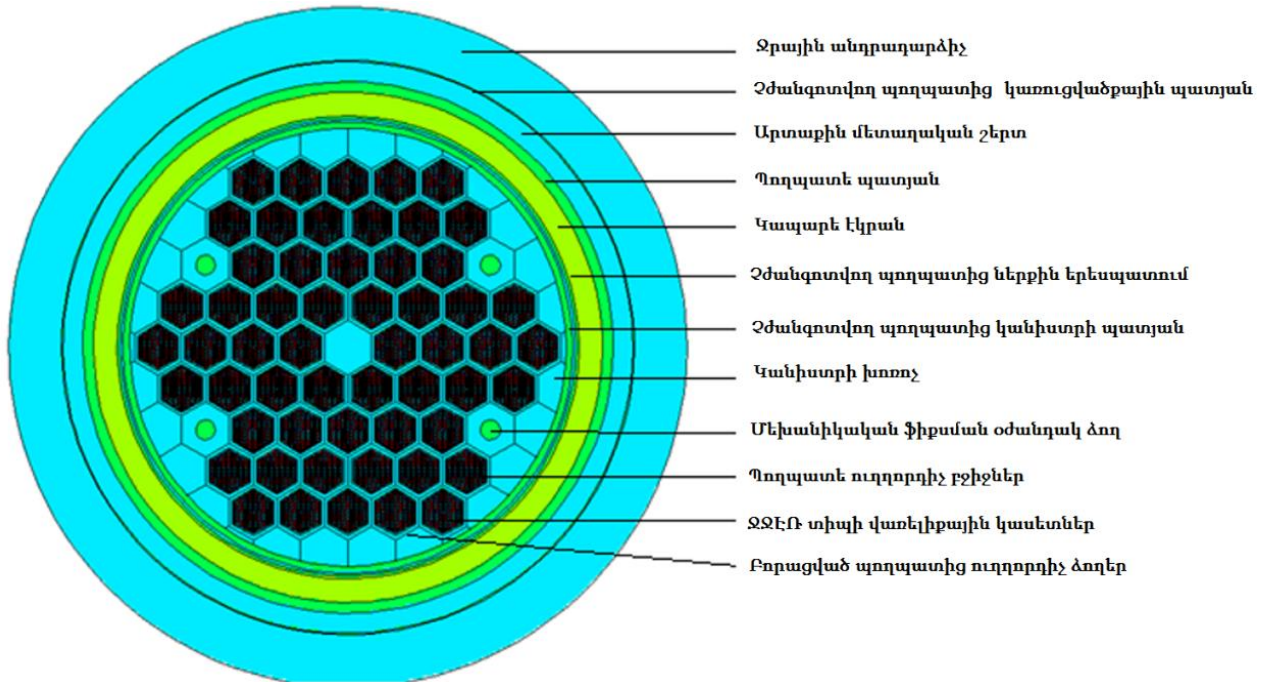


Նկ. 3.2.1. Վառելիքային կասետի իզոպոպային կազմի հաշվարկման մոդելի ա) լայնական հատույթի և բ) եռաչափ պատկերները

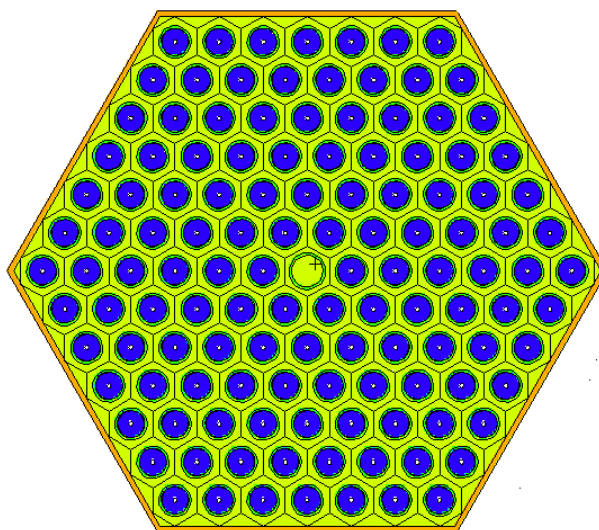
Ինչպես արդեն նշվեց, վերլուծություններն իրականացվել են ՀԱԷԿ այրված միջուկային վառելիքի տրանսպորտային կոնտեյնների մոդելի համար: Նկ.3.2.2-ում բերված է ՀԱԷԿ այրված միջուկային վառելիքի տրանսպորտային կոնտեյնների մոդելի լայնական հատույթը: ՀԱԷԿ այրված միջուկային վառելիքի տրանսպորտային կոնտեյները ներառում է 56 վառելիքային կասետներ, 4 պողպատե ֆիքսող ձողեր, նեյտրոնային և գամմա ճառագայթման կլանման համար նախատեսված կապարե և

պողպատե կաղապարներ: Տրանսպորտային կոնտեյները ամբողջությամբ լցված է ջրով:

Նկ.3.2.3-ում բերված է ՀԱԷԿ այրված միջուկային վառելիքային կասետի մոդելի լայնական հատույթը: ՀԱԷԿ այրված միջուկային վառելիքային կասետը բաղկացած է 126 ՋԱՏ-երից:



Նկ.3.2.2. ՀԱԷԿ այրված միջուկային վառելիքի տրանսպորտային կոնտեյների մոդելի լայնական հատույթը



3.3 Հաշվարկային արդյունքների մեկնաբանումը

Նեյտրոնների բազմացման գործակցի միջին արժեքը և ստանդարտ շեղումը հաշվարկվել են 500 տարբեր Մոնտե Կառլո մեթոդով հավասարաչափ բաշխմամբ խաղարկված իզոտոպային կազմերի դեպքում, հետևյալ բանաձևով [90]՝

$$\bar{k}_{eff} = \sum_{i=1}^{N_c} \frac{k_{eff}^i}{N_c}, \quad \sigma_{k_{eff}} = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^{N_c} (k_{eff}^i - \bar{k}_{eff})^2}{(N_c - 1)}}, \quad (3.2.6)$$

որտեղ k_{eff}^i -ն i -րդ դեպքի բազմացման գործակցի արժեքն է, N_c -ն հաշվարկային դեպքերի թիվը:

Նեյտրոնների բազմացման գործակցի շեղումը հաշվարկվել է հետևյալ բանաձևով՝

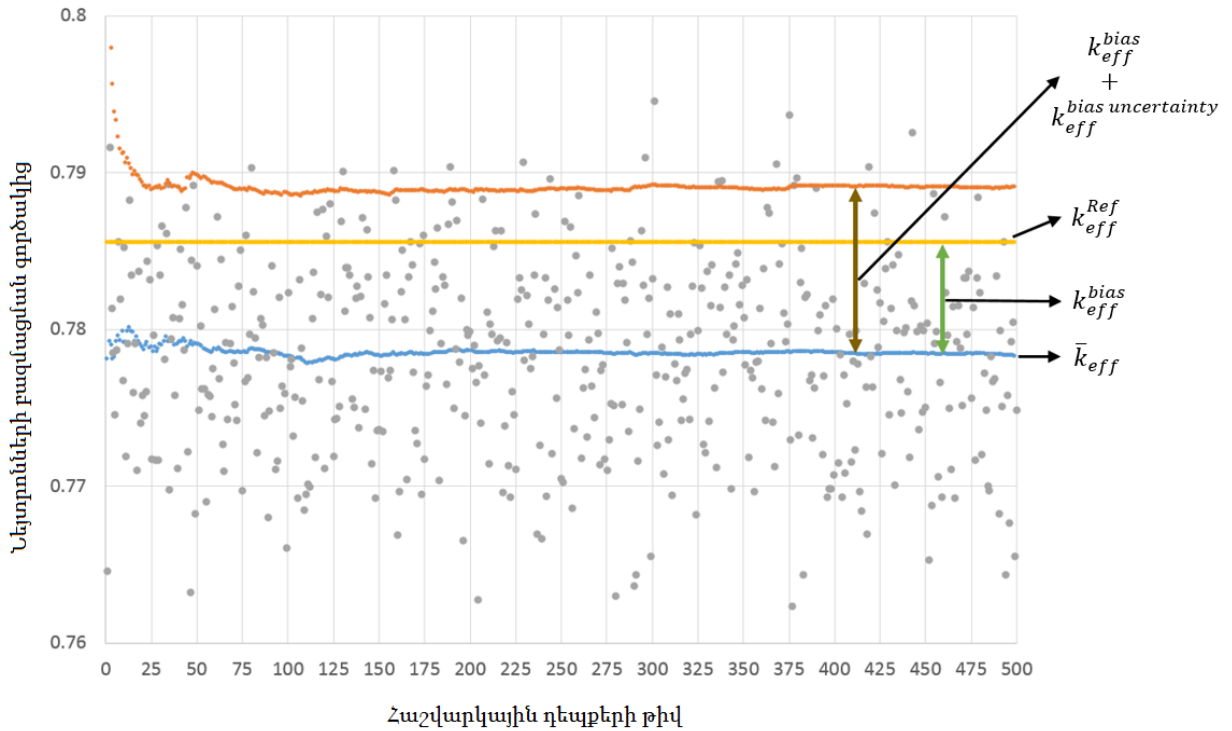
$$k_{eff}^{bias} = k_{eff}^{Ref} - \bar{k}_{eff}, \quad (3.2.6)$$

որտեղ k_{eff}^{Ref} առաջին անգամը համակարգի նեյտրոնների բազմացման գործակցի արժեքն է առանց ուղղիչ գործակիցների կիրառման: k_{eff} -ի շեղման անորոշության գնահատման համար օգտագործվել է հետևյալ բանաձևը [90]՝

$$k_{eff}^{bias\ uncertainty} = \sigma_{k_{eff}} * \alpha_p^p, \quad (3.2.7)$$

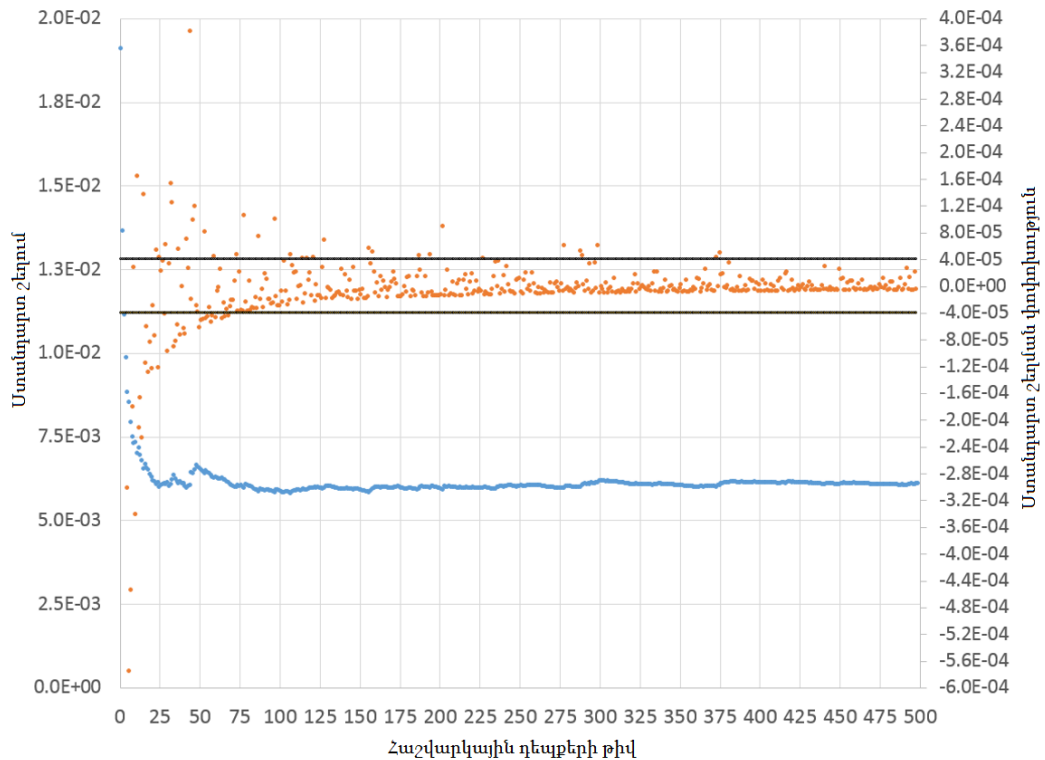
որտեղ α_p^p -ն ընդունելիության սահմանային գործակիցն է $N_c = 500$ հաշվարկային դեպքերի համար: Նեյտրոնների բազմացման գործակցի շեղման և շեղման անորոշության ազդեցությունը վերջնական նրա արժեքի վրա հաշվառվել է հետևյալ կերպ [90-91]՝

$$k_{eff}^{bias} + k_{eff}^{bias\ uncertainty} = \begin{cases} (\bar{k}_{eff} - k_{eff}^{Ref}) + \sigma_{k_{eff}} * t_{f_1}^{N_c}, & \bar{k}_{eff} > k_{eff}^{Ref} \\ \sigma_{k_{eff}} * t_{f_2}^{N_c}, & \bar{k}_{eff} \leq k_{eff}^{Ref} \end{cases} : \quad (3.2.8)$$

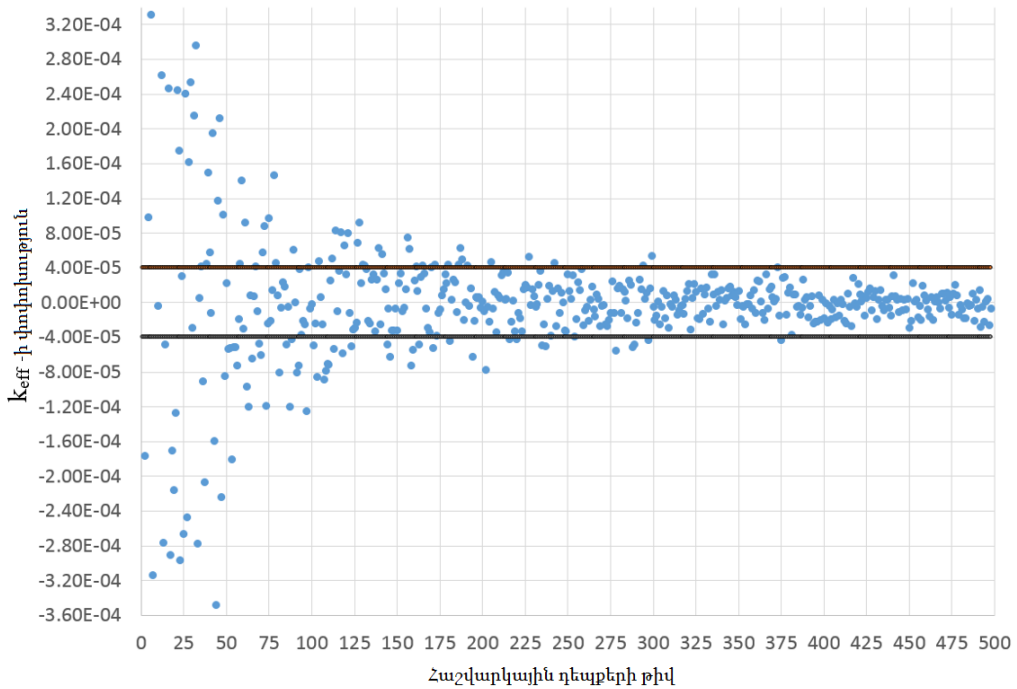


Նկ.3.4.1. Նեյտրոնների բազմացման գործակցի արժեքները 500 հաշվարկային դեպքերի համար [90]

Նկ.3.4.1-ում բերված են իզոտոպային կազմի անորոշություններով պայմանավորված ՀԱԷԿ միջուկային վառելիքի տրանսպորտային կոնտեյնների նեյտրոնների բազմացման գործակցի շեղման և շեղման անորոշության վերլուծությունների արդյունքները:



Նկ.3.4.2. Նեյտրոնների բազմացման գործակցի ստանդարտ շեղման փոփոխությունը 500 հաշվարկային դեպքերի համար



Նկ.3.4.3. Նեյտրոնների բազմացման գործակցի փոփոխությունը 500 հաշվարկային դեպքերի համար

Նկ.3.4.2-3.4.3-ում բերված են նեյտրոնների բազմացման գործակցի և նրա ստանդարտ շեղման փոփոխությունը 500 հաշվարկային դեպքերի համար: Նկարից կարելի է նկատել, որ փոփոխությունը 375 հաշվարկային դեպքերից ընկած է $\pm 4 \cdot 10^{-4}$ տիրույթում:

Համաձայն [90] փաստաթղթի, k_{eff}^{bias} and $\sigma_{k_{eff}}$ համարվում են զուգամիտված, եթե լրացուցիչ հաշվարկային կետ ավելացնելով նրանց միջին արժեքի փոփոխությունը ընկած է $\pm 5 \cdot 10^{-4}$ տիրույթում: Ինչպես երևում է նկ.3.4.2- նկ.3.4.3-ից, արդեն 375 հաշվարկային դեպքերից հետո նեյտրոնների բազմացման գործակցի և նրա ստանդարտ շեղման փոփոխությունն ընկած է $\pm 4 \cdot 10^{-4}$ տիրույթում, իսկ 500 հաշվարկային դեպքերից հետո՝ համապատասխանաբար $\pm 4 \cdot 10^{-3}$ և $\pm 6 \cdot 10^{-3}$ տիրույթում:

3.4 Եզրակացություն

Այսպիսով, 500 հաշվարկային դեպքերի արդյունքում բազմապատկման գործակցի միջին արժեքի համար ստացվել է՝ $\bar{k}_{eff} = 0.77828$. Հաշվի առնելով որ

բազմացման գործակցի չուղղված (առանց իզոտոպային կազմի շեղման և շեղման անորոշությունների հաշվառման) արժեքը 500 հաշվարկի համար հավասար է 0.78550, իսկ ուղղիչ գործակիցը՝ $\alpha_{95}^{95} = 1.763$, ուստի նեյտրոնների բազմացման գործակցի շեղման և շեղման անորոշությունների արժեքների համար ստացվել է՝ $k_{eff}^{bias} = 0.00722$ և $k_{eff}^{bias\ uncertainty} = 0.01075$: Համաձայն ՀՀ գործող օրենսդրության, ինչպես նաև ԱԷՄԳ անվտանգության պահանջների [91-92], կրիտիկության անվտանգության վերլուծություններում, կոնսերվատիվ արժեք ստանալու տեսանկյունից, դրական շեղումը չի հաշվառվում, և այսպիսով ստացվում է, որ այրման խորության հաշվառման դեպքում իզոտոպային կազմի անորոշություններով պայմանավորված նեյտրոնների բազմացման գործակցի արժեքի շեղումը և շեղման անորոշությունը կազմում է 1.075% :

ԳԼՈՒԽ 4. ԱՅՐՄԱՆ ԽՈՐՈՒԹՅԱՆ ՀԱՇՎԱՌՈՒՄ ՀԱՅԵՑԱԿԱՐԳԻ ԿԻՐԱՌՈՒՄԸ ԶՋԷՌ-440 ՏԻՊԻ ՌԵԱԿՏՈՐԻ ՎԱՌԵԼԻՔԻ ՀԱՄԱՐ

4.1 ՀԱԷԿ ԶՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորի օգտագործված միջուկային վառելիքի պահպանման ավազանի տարողունակության մեծացման վերլուծություն

4.1.1 Խնդրի նկարագրությունը

Ինչպես նշվեց նախորդ գլուխներում, ՀԱԷԿ ԶՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորի միջուկային վառելիքային կասետների նախագծային 3.6% հարստացումը բարձրացվել է 3.82%, որը պահանջում է աշխատած վառելիքի պահպանման ավազանում ավելի մեծ հովացման ժամանակի անհրաժեշտության (որպեսզի բավարարվեն մնացորդային ջերմանջատման և նեյտրոնային/գամմա ճառագայթման դոզաների պահանջները աշխատած միջուկային վառելիքի կոնտեյնների տեղափոխման և չոր պահեստարանում պահպանման դեպքերում): Եվ որպես արդյունք, խնդիր է առաջանում մեծացնել վառելիքի պահպանման ավազանների տարողունակությունը՝ ռեակտորի ակտիվ գոտու վթարային լրիվ բեռնաթափման դեպքում անհրաժեշտ քանակությամբ ազատ բջիջներ ունենալու համար: Միջուկային վառելիքի պահպանման ավազանի տարողունակության մեծացման նպատակով իրականացվել են վերլուծություններ, պարզելու համար թե որքանով է հնարավոր կրճատել ավազան բեռնավորվող վառելիքային կասետների միջտարածական հեռավորությունը [91]:

Ազատ բջիջների առկայությունը պահանջվում է համաձայն «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций» ОПБ-88/97 փաստաթղթով: Սույն աշխատանքում բերված են վառելիքի պահպանման ավազանի տարողունակության մեծացման վերլուծությունները՝ կիրառելով նախորդ գլուխներում «Այրման խորության հաշվառում» հայեցակարգի «Միայն ակտինոիդներ» մեթոդի համար ստացված արդյունքները (սահմանային պրոֆիլներ, իզոտոպային կազմի շեղմամբ և շեղման անորոշությամբ պայմանավորված նեյտրոնների բազմացման գործակցի շեղում ու շեղման անորոշություն):

Վերլուծություններն իրականացվել են համաձայն ISG8-R3 [92] և [93] անվտանգության միջազգային ուղեցույցերի:

4.1.2 Ընտրված մեթոդաբանությունը

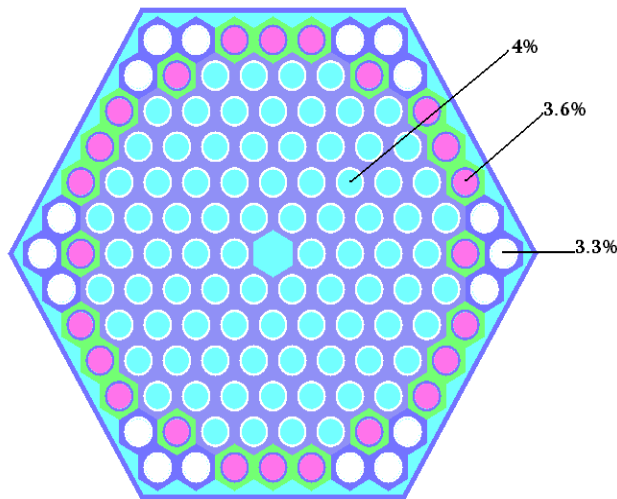
«Այրման խորության հաշվառում» հայեցակարգի կիրառումը ենթադրում է այրված միջուկային վառելիքի իզոտոպային կազմի հաշվարկներում այնպիսի պարամետրերի ընտրություն, որոնք կբերեն համակարգի նեյտրոնների բազմացման գործակցի կոնսերվատիվ արժեքների ստացման: Ստորև ներկայացված են այն հիմնական պարամետրերը և նրանց ընտրման մեթոդաբան, որոնք կարևոր են ՋՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորի միջուկային վառելիքի իզոտոպային կազմի հաշվարկներում [92]:

- Վառելիքի տեսակարար հզորություն: Միայն ակտինոիդներ մեթոդի կիրառման պարագայում նեյտրոնների բազմացման գործակցի կոնսերվատիվ արժեքներ ստացվում են այն դեպում, երբ վառելիքի անվանական հզորությունը ընտրվում է մեծ: Այդ իսկ պատճառով, սույն աշխատանքում, ակտիվ գոտու բեռնաթափման բնութագրական այրման խորության համար մոդելավորվել է 3 տարի վառելիքային ցիկլ, որը համապատասխանում է հզորության թույլատրելի ամենամեծ արժեքին (այն դեպքում, երբ միևնույն այրման խորությանը հասնում են 5 տարում):
- Վառելիքի ջերմաստիճան: ՕՄՎ իզոտոպային կազմի կոնսերվատիվ արժեքներ ստանալու նպատակով որպես վառելիքի ջերմաստիճան ընտրվել է թույլատրելի առավելագույն ջերմաստիճանը (727°C), քանի որ բարձր ջերմաստիճաններում U-238 միջուկի ռեզոնանսային կլանման կտրվածքը մեծանում է շնորհիվ Դոպլեր էֆեկտի, ինչը հանգեցնում է նեյտրոնների սպեկտրի կոշտացման, հետևաբար և ավելի մեծ քանակությամբ պլուտոնիումի առաջացման, ինչի արդյունքում էլ աճում է նեյտրոնների բազմացման գործակցը:
- Դանդաղեցուցչի ջերմաստիճանը/խտություն: ՕՄՎ իզոտոպային կազմի կոնսերվատիվ արժեքներ ստանալու նպատակով կիրառվել է դանդաղեցուցչի մաքսիմալ ջերմաստիճանը (310°C), որը համապատասխանում է ակտիվ գոտուց դուրս եկող դանդաղեցուցչի ջերմաստիճանին [3]: Դանդաղեցուցչի բարձր ջերմաստիճանը/ փոքր խտությունը բերում է նեյտրոնների էներգետիկ սպեկտրի

կոշտացման, ինչի հետևանքով մեծանում է պլուտոնիումի առաջացման հավանականությունը:

- Բորաթթվի կոնցենտրացիա: Որպես բորաթթվի կոնցենտրացիայի կոնսերվատիվ արժեք օգտագործվել է ՀԱԷԿ նախորդ վառելիքային ցիկլերում կիրառված բորաթթվի կոնցենտրացիայի առավելագույն միջին արժեքը ($4 \text{ gH}_3\text{BO}_3/\text{kgH}_2\text{O}$), քանի որ բորաթթվի կոնցենտրացիայի աճը ևս հանգեցնում է նեյտրոնների ավելի կոշտ էներգետիկ սպեկտրի:

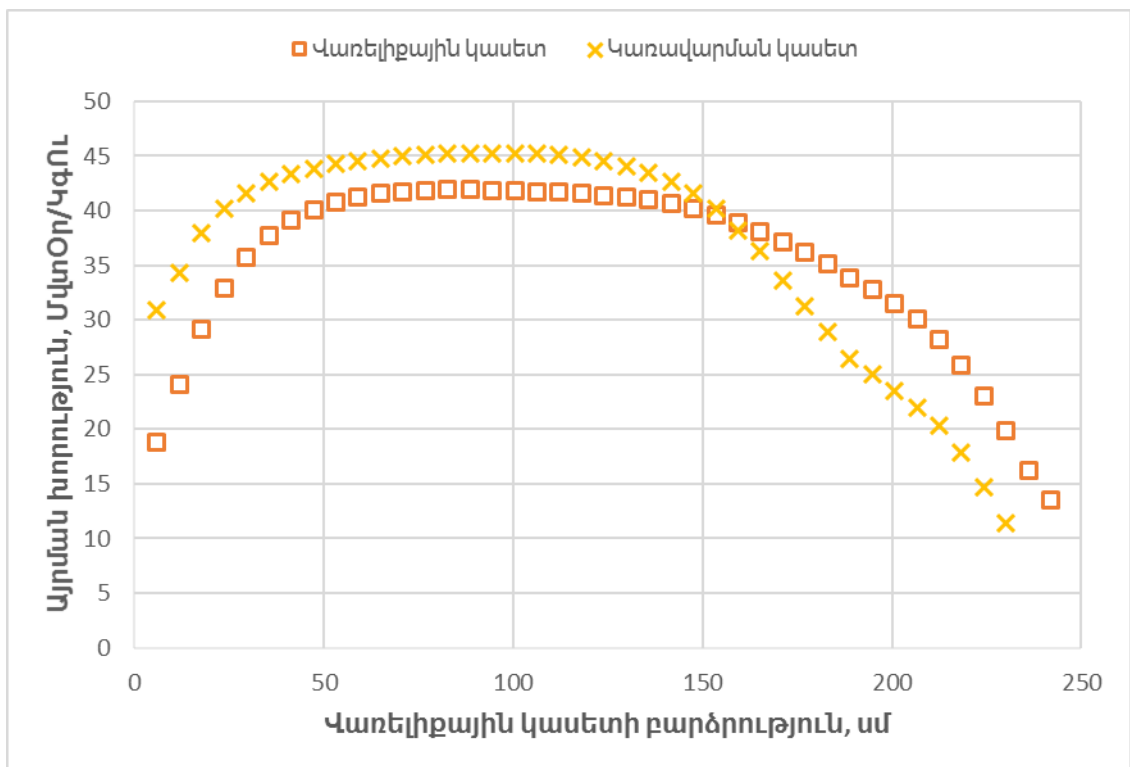
ՀԱԷԿ ՋՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորի 3.82% միջին հարստացմամբ (տես՝ նկ.4.1.2.1) այրված վառելիքային կասետների իզոտոպային կազմի հաշվարկներն իրականացվել են ORIGEN-S [30] ծրագրով:



Նկ.4.1.2.1. ՀԱԷԿ ՋՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորի 3.82% միջին հարստացմամբ վառելիքային կասետի մոդելի լայնական հատույթը

Միջուկային վառելիքի այրմամբ պայմանավորված վառելիքային կասետի չափերի փոփոխությունը հաշվի չի առնվել, քանի որ նեյտրոնների բազմապատկման գործակցի հաշվարկներում այն ունի աննշան ազդեցություն [93]: Այրված միջուկային վառելիքի իզոտոպային կազմը և հովացման ժամանակը ընտրվել է համաձայն ISG8-R3 [92] ուղեցույցի: Մասնավորապես, «Միայն ակտինոիդներ» մոթոդի շրջանակներում [5] հաշվառվել են հետևյալ իզոտոպները՝ U-234, U-235, U-238, Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241, Pu-242, Am-241: Ակտիվ գոտուց միջուկային վառելիքի բեռնաթափման և վառելիքի պահպանման ավազան միջուկային վառելիքի բեռնավորման ժամանակահատվածը ընտրվել է 100 օր, քանի որ այդ հովացման ժամանակի դեպքում համակարգի

ռեակտիվությունը ստացվում է մաքսիմալ [20]: Ինչպես նշվեց նախորդ գլուխներում, միջուկային վառելիքի պահպանման ավազանի ռեակտիվությունը էականորեն կախված է վառելիքային կասետների այրման խորության աքսիալ բաշխվածությունից: Այդ իսկ պատճառով, ռեակտիվության կոնսերվատիվ արժեքներ ստանալու նպատակով, այրման խորության աքսիալ բաշխվածության համար ընտրվել են ՋՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորի համար 2-րդ գլխում հաշվարկված այրման խորության սահմանային պրոֆիլները [46] (տես նկ.4.1.2.2):



Նկ.4.1.2.2. ՋՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորի միջուկային վառելիքի այրման խորության 9-րդ խմբի կիրառմամբ հաշվարկված սահմանային պրոֆիլները վառելիքային և կառավարման կասետների համար

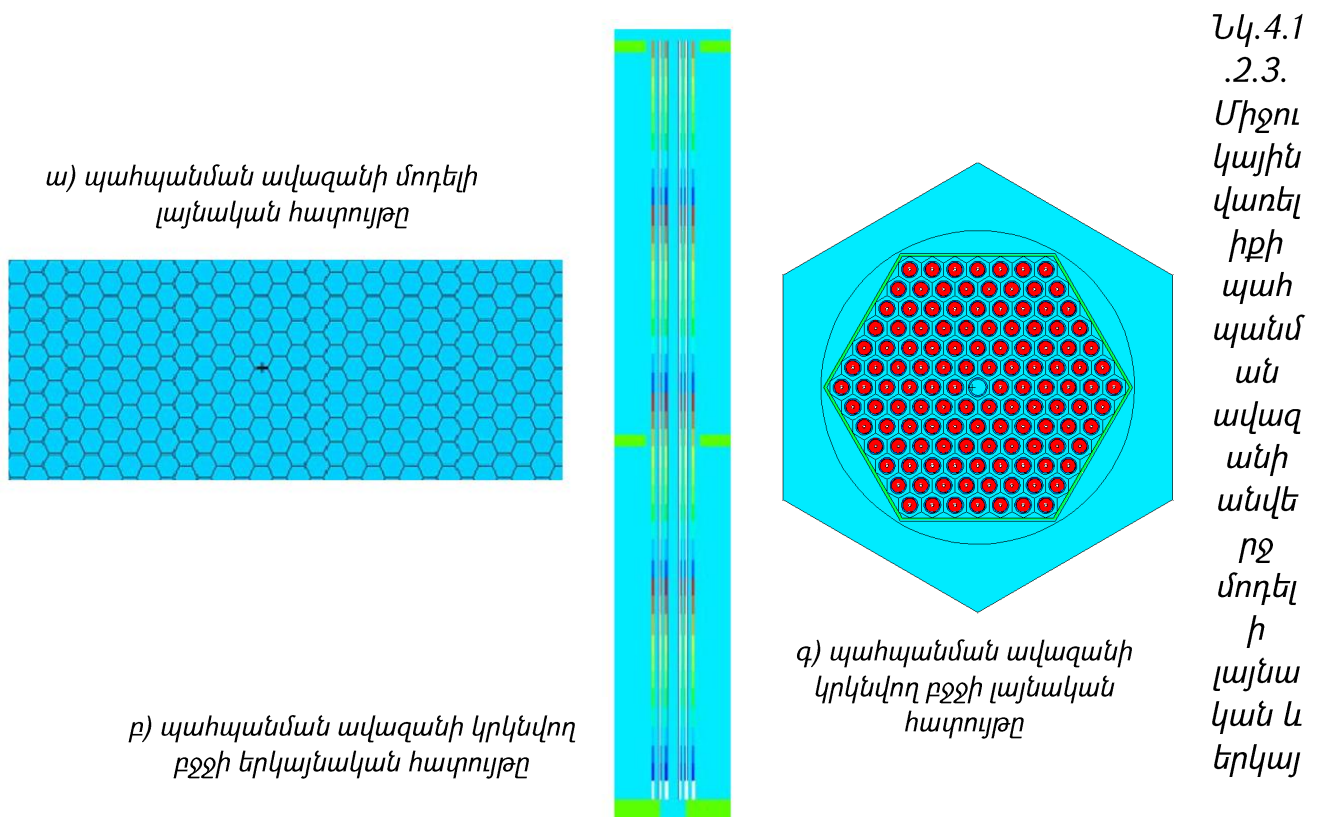
ՋՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորների համար կարևոր է դիտարկել նաև կառավարման կասետների այրման խորության աքսիալ բաշխվածությունը, քանի որ այդ կասետներում այրման խորության աքսիալ բաշխվածության ասիմետրիան ավելի զգալի է: Այս դեպքում ևս հաշվարկներն իրականացվել են սահմանային պրոֆիլների կիրառմամբ: Այրման խորության սահմանային պրոֆիլները ընտրվել են 30-42 ՄվտՕր/ԿգՈւ միջակայքի համար, քանի որ վառելիքի պահպանման ավազանում

վառելիքային կասետների մեծ մասի այրման խորությունը ընկած է հենց այդ տիրույթում:

Այրման խորության հաշվարկներում օգտագործվել է փոխազդեցության կտրվածքների անընդհատ գրադարանը ENDF/B-VII [94]: Հաշվի առնելով, որ հաշվարկներն իրականացվել են միայն ակտինոիդների հաշվառմամբ, նեյտրոնների բազմացման գործակցի մեջ օգտագործվել են 3-րդ գլխում ստացված իզոտոպային կազմով պայմանավորված անորոշությունները:

Կրիտիկության վերլուծություններում կոնսերվատիվ արժեքներ ստանալու նպատակով այրված միջուկային վառելի պահպանման ավազանը մոդելավորվել է որպես անվերջ վառելիքային կասետներից բաղկացած ցանց: Այս դեպքում համակարգի նեյտրոնների բազմացման գործակցի արժեքը ստացվում է համեմատաբար ավելի մեծ, քանի որ համակարգից նեյտրոնների արտահոսք տեղի չի ունենում:

ՀԱԷԿ ՕՄՎ պահպանման ավազանի երկրաչափական բնութագրերը վերցվել են համապատասխան անվտանգության վերլուծության հաշվետվություններում բերված տվյալներից [95, 96]: Նկ.4.1.2.3-ում բերված է պահպանման ավազանի վերջավոր մոդելի ռադիալ և աքսիալ հատույթները:



նական հատույթները:

MCNP6.1 [69] կողով մոդելավորված այրված միջուկային վառելիքի կրիտիկության Մոնտե-Կառլո հաշվարկներում վիճակագրական հուսալի տվյալներ ստանալու համար ընտրվել են հետևյալ պարամետրերը՝ [74]:

- Նեյտրոնների թիվը մեկ սերնդում – 500000,
- Նեյտրոնների սերունդների թիվը – 500,
- Նեյտրոնների բաց թողնվող սերունդների թիվը – 300:

Նեյտրոնային աղբյուրի զուգամիտությունը ստուգվել է Շանոնի էնտրոպիայի պարամետրով: Բոլոր հաշվարկային դեպքերում 300 սկզբնական բաց թողնվող նեյտրոնների սերունդների թիվը ապահովել է նեյտրոնային աղբյուրի լավ զուգամիտված արժեքների ստացում:

Կրիտիկության անվտանգության հաշվարկներն իրականացվել են վառելիքային կասետի նախագծային արժեքների կիրառմամբ (չափսեր, նյութական կազմ, իզոտոպային կազմ): Սակայն, հաշվի առնելով այն հանգամանքը, որ յուրաքանչյուր պարամետր ունի իր նախագծային անորոշության տիրույթը, իրականացվել են այդ պարամետրերի անորոշության վերլուծություններ՝ նեյտրոնների բազմացման գործակցի արժեքի վրա նրանց ազդեցությունը հաշվառելու համար: Որպես անորոշություններ պարունակող պարամետր ընտրվել են հետևյալ պարամետրերը՝ [94, 95]:

- Ուրանի խտություն - 10.4-10.7 գ/սմ³,
- Ուրանի հարստացում - 3.82%±0.05,
- Վառելիքային հաբի կենտրոնական անցքի տրամագիծ - 0.14-0.16 սմ,
- Վառելիքային հաբի տրամագիծ - 0.754 - 0.757 սմ,
- Վառելիքային ցանցի քայլ - 12.3±0.12 մմ,
- Վառելիքային պատյանի արտաքին տրամագիծ - 145+0.15մմ,
- Վառելիքային կասետների ցանցի քայլը ավազանում – 11.25±0.2սմ:

Նեյտրոնների բազմացման գործակցի մեջ վերոնշյալ պարամետրերից եկող անորոշությունները (Δk_i) հաշվարկվել են հետևյալ բանաձևով՝

$$\Delta k = \sqrt{\sum_i (\Delta k_i)^2} \quad (4.1.2.1)$$

Նեյտրոնների բազմացման գործակցի առավելագույն արժեքը ստացվել է հաշվարկային (k_{eff}^{calc}) արժեքին գումարելով նրա ստանդարտ շեղման եռապատիկը (3σ), իզոտոպային կազմից և կրիտիկական փորձերից շեղումներով պայմանավորված անդամը ($\sum_j Bias_j$), ինչպես նաև վառելիքի պարամետրերի նախագծային արժեքների և աշխատած միջուկային վառելիքի իզոտոպային կազմի անորոշություններով պայմանավորված անդամը ($\sqrt{\sum_i (\Delta k_i)^2}$)`

$$k_{eff} = k_{eff}^{calc} + \Delta k_u + 3\sigma, \text{ որտեղ} \quad (4.1.2.2)$$

$$k_u = \sum_j Bias_j + \sqrt{\sum_i (\Delta k_i)^2} : \quad (4.1.2.3)$$

Ի լրումն նախագծային բնութագրիչներով պայմանավորված շեղումների, նեյտրոնների բազմացման գործակցի արժեքի մեջ հաշվառվել է նաև վիճակագրական անորոշություններով պայմանավորված շեղումը՝ ստանդարտ շեղման եռապատիկի չափով [97]: Նեյտրոնների բազմացման գործակցի հաշվարկներն իրականացվել անտեսելով բորաթթվի առկայությունը վառելիքի պահպանման ավազանում:

Համաձայն ԱԷՄԳ անվտանգության պահանջների և ՀՀ գործող օրենսդրության, միջուկային վառելիք պարունակող համակարգերում անհրաժեշտ է կիրառել դանդաղեցուցչի խտության այն կոնֆիգուրացիաները, որոնք կհանգեցնեն ռեակտիվության առավելագույն արժեքի արժեքի: Այդ իսկ պատճառով, հաշվարկներն իրականացվել են դանդաղեցուցչի խտության տարբեր արժեքների ու կոնֆիգուրացիաների համար, ամենառեակտիվ դեպքը պարզելու նպատակով: Կրիտիկության հաշվարկներն իրականացվել են յուրաքանչյուր դեպքի համար, գնահատելու համար բեռնավորվող վառելիքային կասետների միջև այն նվազագույն հեռավորությունը, որի դեպքում նեյտրոնների բազմացման գործակիցը չի գերազանցի $k_{max} < 0.95$ չափորոշիչը [99]: Աղյուսակ 4.1.2.1-ում բերված են ստացված արդյունքները:

Համաձայն աղյուսակ 4.1.2.1-ում բերված արդյունքների, նեյտրոնների բազմացման գործակցի ամենառեակտիվ արժեքները ստացվել են այն դեպքում, երբ վառելիքային կասետների ներսում և կասետներից դուրս դանդաղեցուցչի խտությունը կազմել է 0.96 գ/սմ^3 : Այս էֆեկտը պայմանավորված է այն հանգամանքով, որ միջուկային վառելիքի պահպանման ավազանները գերդանդաղեցված են, և ջրի

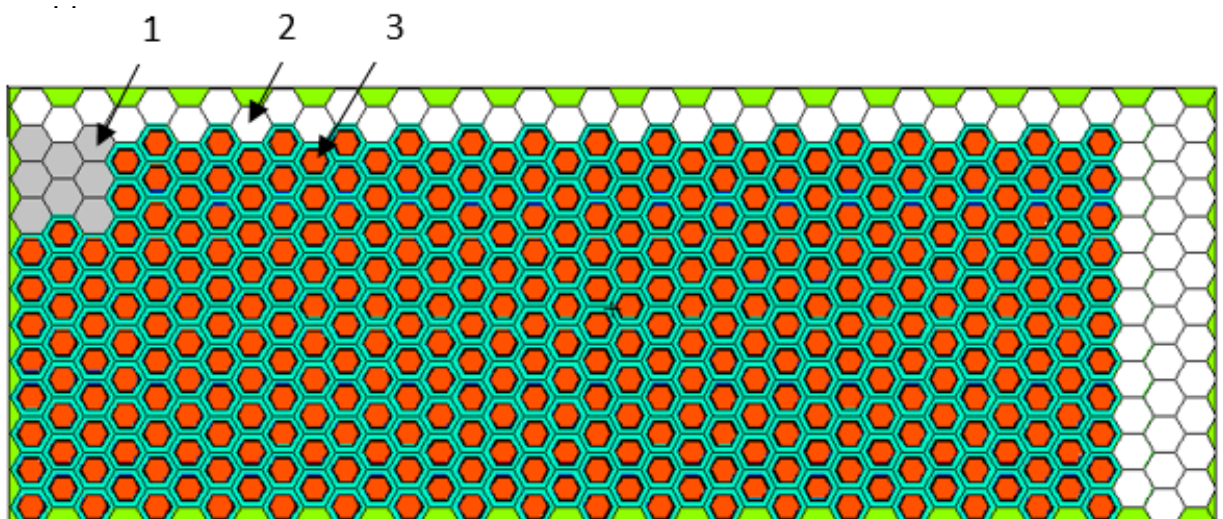
խտության նվազմանը զուգընթաց աճում է նեյտրոնների բազմացման գործակիցը: Սակայն ջրի/գազաջրային խառնուրդի խտության որոշակի արժեքից փոքր արժեքների դեպքում համակարգը անցում է կատարում ենթա-դանդաղեցված վիճակի, որը բերում է նեյտրոնների բազմացման նվազման: Այսպիսով, դանդաղեցուցչի խտության երկրորդ դեպքի կիրառմամբ (կոնսերվատիվ դեպքի) իրականացած վառելիքային ցանցի քայլի փոքրացման վերլուծությունները ցույց տվեցին, որ սկզբնական 22.5 սմ հեռավորությունը կարելի է փոքրացնել մինչև 20.8 սմ: Այնուհետև ստացված վառելիքային ցանցի քայլի կիրառմամբ գնահատվել է վառելիքային ավազանի տարողունակության մեծացման խնդիրը:

Աղյուսակ 4.1.2.1.

Նեյտրոնների բազմացման գործակցի առավելագույն արժեքները դանդաղեցուցչի խտության տարբեր արժեքների ու կոնֆիգուրացիաների համար

Վառելիքային կասետների միջև հեռավորություն, սմ	Դանդաղեցուցչի խտությունը վառելիքային կասետների միջև, գ/սմ ³	Դանդաղեցուցչի խտությունը վառելիքային կասետների ներսում, գ/սմ ³	Կառավարման կասետ, k_{max}	Վառելիքային կասետ, k_{max}
10.56	1.0	1.0	0.89484	0.89579
10.56	0.96	0.96	0.94717	0.94895
10.56	0.96	0.626	0.93233	0.93439

Նկ.4.1.2.3-ում բերված է ՀԱԷԿ 3.82% միջին հարստացմամբ օգտագործած միջուկային վառելիքի պահպանման ավազանի մոդելի լայնական հատույթի ա



Նկ. 4.1.2.3. Միջուկային վառելիքի պահպանման ավազանի մոդելի լայնական հատույթը (1. Չբեռնավորվող բջիջներ, 2. Ավելցուկային բջիջներ, 3. Բեռնավորվող բջիջներ)

4.1.3 Եզրակացություն

Այսպիսով, ՋՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորների միջուկային վառելիքի պահպանման ավազանի Մոնտե-Կառլո մեթոդով իրականացված վերլուծությունները ցույց են տալիս, որ այրման խորության աքսիալ բաշխվածության սահմանային պրոֆիլների կիրառման և միայն ակտինոիդների հաշվառման պարագայում (այրման խորության միջին 40 ՄՎտՕր/ԿգՈւ արժեքի դեպքում) վառելիքային կասետների միջև հեռավորությունը հնարավոր է փոքրացնել 22.5 սմ-ից մինչև 20.8սմ, ինչը թույլ կտա ավազանում բեռնավորվող վառելիքային կասետների թիվը մեծացնել 138-ով:

4.2 ՋՋԷՌ-440 ռեակտորի աշխատած միջուկային վառելիքի տրանսպորտային կոնտեյնների լավարկված կոնֆիգուրացիայի վերլուծություն

4.2.1 Խնդրի նկարագրությունը

ՀԱԷԿ աշխատած միջուկային վառելիքի տրանսպորտային կոնտեյնների կրիտիկության անվտանգությունն հիմնավորված է սկզբնական 3.6% հարստացմամբ միջուկային վառելիքի համար: ՕՄՎ տրանսպորտային կոնտեյները պարունակում է 56 բեռնավորման բջիջներ (ԲԲ): Վթարային իրավիճակներում աշխատած միջուկային վառելիքի տրանսպորտային կոնտեյնների ենթակրիտիկությունը ապահովվում է 24 բորացված բջիջների օգտագործմամբ: Ավելի բարձր՝ 3.82% հարստացմամբ միջուկային վառելիքի կիրառման պարագայում տրանսպորտային կոնտեյնների կրիտիկության անվտանգության հիմնավորման հետազոտական աշխատանքներում ստացվել է, որ անհրաժեշտ է ավելացնել ևս 12 ԲԲ (ընդհանուր 36 ԲԲ):

Սույն հոդվածի շրջանակներում ուսումնասիրվել են բորացված և չբորացված բջիջների տարբեր փոխդասավորություններ՝ տարբեր քանակի բորացված բջիջների կիրառմամբ, գտնելու համար նվազագույն բորացված բջիջների կիրառմամբ այն

օպտիմալ դասավորվածությունը, որը կբավարարի անվտանգության $k_{eff} < 0,95$ չափորոշիչին: Սկզբնական վերլուծություններն իրականացվել են համարելով, որ ունենք թարմ միջուկային վառելիք: Լրացուցիչ հաշվարկներ են իրականացվել նաև այրման խորության հաշվառմամբ՝ գնահատելու համար ՕՄՎ տրանսպորտային կոնտեյնների իրական տարողունակությունը:

4.2.2 Ընդրված մեթոդաբանությունը

Կրիտիկության անվտանգության վերլուծությունը իրականացվել է միջուկային վառելիքի և կրիտիկության տեսանկյունից կարևոր նյութերի կոնսերվատիվ բնութագրերի կիրառմամբ, մասնավորապես՝

- այրված միջուկային վառելիքը մոդելավորվել է որպես թարմ միջուկային վառելիք,
- միջուկային վառելիքի հարստացումը ընտրվել է 4%, որն համապատասխանում է 3.82% միջին հարստացմամբ վառելիքային կասետում առկա առավելագույն հարստացմամբ ՋԱՏ-ի հարստացմանը [98],
- միջուկային վառելիքի հաբի խտությունը ընտրվել է 10.7 գ/սմ³, որն համապատասխանում է [99] փաստաթղթում բերված վառելիքային հաբի խտության առավելագույն արժեքին,
- միջուկային վառելիքի հաբի տրամագիծը ընտրվել է 7.57 մմ, որն համապատասխանում է [99] փաստաթղթում բերված վառելիքային հաբի տրամագծի առավելագույն արժեքին,
- դանդաղեցուցում բորաթթվի առկայությունը անտեսվել է,
- տրանսպորտային կոնտեյնների բջիջներում օգտագործվող բորացված պողպատի խտությունը ընտրվել է 7.73 գ/սմ³, որն համապատասխանում է [96] փաստաթղթում բերված բորացված պողպատի խտության նվազագույն արժեքին,
- դանդաղեցուցի ջերմաստիճանը ընդունվել է 21°C,
- միջուկային վառելիքի այնպիսի կառուցվածքային տարրեր, ինչպիսիք են վառելիքային ցանցի տարաբաժանիչ ցանցերը (spacing grids), ՋԱՏ-ի վերին

և ներքին գլխիկները (top and bottom nozzles), որոնք հանդիսանում են նեյտրոնների պոտենցիալ կլանիչներ, անտեսվել են,

- որպես վառելիքի պատյանի նյութ Zr-Nb համաձուլվածքի փոխարեն մոդելավորվել է մաքուր Zr, որն ունի նեյտրոնների կլանման ավելի փոքր կտրվածք,
- միջուկային վառելիքային կասետի պատյանի հաստությունը մոդելավորվել է նվազագույն արժեքով,

Կրիտիկության անվտանգության հաշվարկներում որպես նեյտրոնների բազմացման գործակցի (k_{eff}) անորոշության աղբյուր հաշվի է առնվել Մոնտե-Կառլո մեթոդով հաշվարկի վիճակագրական անորոշությունը ($\sigma=0.1\%$): Առավելագույն k_{eff} -ի հաշվարկման համար հաշվի է առնվել նաև արտադրական թույլտվածքներով (manufacturing and fabrication tolerances) պայմանավորված անորոշությունները:

Հարկ է նշել, որ արտադրական թույլտվածքներով և $k_{t,\$}$ -ի հաշվարկման մեթոդաբանությամբ պայմանավորված էֆեկտները նշանակալի ներդրում ունեն $k_{t,\$}$ -ի հաշվարկային անորոշության մեջ:

Նեյտրոնների բազմացման գործակիցը հաշվարկվել է 95% վստահության մակարդակով (confidence level)՝ $k_{t,\$}$ -ի միջին արժեքին ավելացնելով ստանդարտ շեղման եռապատիկ մեծությունը, ինչը համապատասխանում է [91] պահանջին:

$K_{t,\$}$ -ի հաշվարկի համար օգտագործվել է SCALE 6.0 հաշվարկային ծրագրերի փաթեթի KENO-VI ծրագիրը [100], որպես նեյտրոն-միջուկային միկրոսկոպիկ փոխազդեցությունների գրադարան օգտագործվել է 238 խմբային ENDF/B-VII.0 (V7-238) գրադարանը [94]: KENO-VI ծրագիրը հանդիսանում է վերիֆիկացված և վալիդացված ծրագիր ինչպես արևմտյան տիպի, այնպես էլ ՋՋԷՌ տիպի ռեակտորների միջուկային վառելիքների համար [101-102]: ENDF/B 7.0 լայնորեն օգտագործվում է որպես նեյտրոն-միջուկային փոխազդեցությունների ընդունելի, վերիֆիկացված և վալիդացված գրադարան [94]:

Նեյտրոն-միջուկային միկրոսկոպիկ փոխազդեցությունների կտրվածքների ըստ ՋՋԷՌ-440 ռեակտորի միջուկային վառելիքի բջջի էներգետիկ սպեկտրի միջինացումը իրականացվել է SCALE 6.0 ծրագրային համակարգի CENTRM [103] ծրագրի միջոցով:

Համաձայն [98] ուղեցույցի կրիտիկության անվտանգության հաշվարկներում որպես նեյտրոնների բազմացման գործակցի թույլատրելի առավելագույն արժեք ընդունվել է 0.95 արժեքը:

4.2.3 Հաշվարկային ծրագրի համառոտ նկարագրությունը

KENO-6-ը հիմնված է Մոնտե-Կառլո հավանականային մեթոդի վրա և օգտագործվում է եռաչափ համակարգերի կրիտիկության (բազմացման էֆֆեկտիվ գործակցի

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \Phi}{\partial t}(X, E, \Omega, t) + \Omega \nabla \Phi(X, E, \Omega, t) + \Sigma_t(X, E, \Omega, t) \Phi(X, E, \Omega, t) = S(X, E, \Omega, t) \quad)$$

$$+ \int_{E'} \int_{\Omega'} \Sigma_s(X, E' \rightarrow E, \Omega' \rightarrow \Omega, t) \Phi(X, E', \Omega', t) d\Omega' dE', \quad \text{հաշվարկների}$$

համար [100]: Եռաչափ համակարգերը ստեղծվում են օգտագործելով SCALE ծրագրային փաթեթի բազային երկրաչափական մարմինները(գլան, վեցանիստ խորանարդ և այլն):

KENO-6 համակարգչային ծրագրի հիմքում ընկած է նեյտրոնների տեղափոխության Բոլցմանի հավասարումը, որն ունի հետևյալ տեսքը՝

(4.2.3.1)

որտեղ՝ $\Phi(X, E, \Omega, t)$ -ը ժամանակի t պահին E , $E+dE$ էներգիա ունեցող, $\Omega, \Omega + d\Omega$ մարմնային անկյամբ շարժվող նեյտրոնների ակնկալվող թիվը X , $X+dX$ տիրույթում:

$\Sigma_t(X, E, \Omega, t)$ -ն ժամանակի t պահին E էներգիա և X կորդինատ ունեցող, Ω մարմնային անկյամբ շարժվող նեյտրոնի գումարային մակրոսկոպիկ փոխազդեցության կտրվածքն է: $\Sigma_s(X, E' \rightarrow E, \Omega' \rightarrow \Omega, t)$ -ը հավանականությունն է այն բանի, որ ժամանակի t պահին տարածության X կետում գտնվող E' էներգիա և Ω' մարմնային անկյան տակ գտնվող մասնիկը ցրումից հետո կունենա E էներգիա և Ω մարմնային անկյուն: $S(X, E, \Omega, t)$ -ը տարածության X կետում միավոր ժամանակում միավոր էներգետիկ ինտերվալում ծնված նեյտրոնների թիվն է:

Որոշ ձևափոխություններից հետո վերոնշյալ հավասարումից կարելի է ստանալ հետևյալ հավասարումը.

(4.2.3.2)

Հավասարման մեջ $n - 1$ և $(n-1) - 1$ բնութագրում են են նեյտրոնների սերունդները: Նկատենք, որ հավասարման ձախ մասը իրենից ներկայացնում է n -րդ սերնդի բաժանման նեյտրոնների քանակը: Հենց այս հավասարումն էլ լուծվում KENO 6-ը անընդհատ էներգետիկ սպեկտրի դեպքում՝ Մոնտե-Կառլո մեթոդով:

Անընդհատ էներգետիկ փոխազդեցության կտրվածքները պատահական եղանակով օգտագործելու համար պետք է ստեղծվեն և խնդրին կցվեն սկզբնական տվյալների արժեքներ: Հիմնվելով մոդելում կիրառվող խառնուրդների բնութագրիչ տվյալների վրա, KENO6-ը կարողում է փոխազդեցության կտրվածքները յուրաքանչյուր նուկլիդի համար և հետագայում օգտագործում խնդրի հաշվարկման ժամանակ: Խնդրի լուծման ընթացակարգը իրականացվում է նույն ձևով, ինչպես MCNP 6.1 համակարգչային ծրագրի դեպքում (տես՝ երկրորդ գլուխ):

4.2.4 Իզոտոպային կազմի վերլուծությունները

«Այրման խորության հաշվառում» հայեցակարգի կիրառումը պահանջում է ՕՄՎ իզոտոպային այնպիսի կազմի օգտագործում, որը կբերի նեյտրոնների բազմացման

$$\frac{v(X,E)\Sigma_f(X,E)}{\Sigma_t(X,E)}\Sigma_t(X,E)\Phi_n(X,E,\Omega) = \frac{v(X,E)\Sigma_f(X,E)}{\Sigma_t(X,E)}\Sigma_t(X,E)\int_0^\infty dRe^{-T(R)} \quad \text{գործակցի}$$

$$\left\{ \frac{1}{k} \int_{E'} \int_{\Omega'} \frac{v(X-R\Omega,E')\Sigma_f(X-R\Omega,E')}{\Sigma_t(X-R\Omega,E')} \chi(X-R\Omega,E' \rightarrow E)\Sigma_t(X-R\Omega,E')\Phi_{n-1}(X-R\Omega,E',\Omega')dE' \frac{d\Omega'}{4\pi} \right. \quad \text{կոնսերվատիվ}$$

$$\left. + \int_{E'} \int_{\Omega'} \frac{\Sigma_s(X-R\Omega,E' \rightarrow E,\Omega')}{\Sigma_t(X-R\Omega,E')} \Sigma_t(X-R\Omega,E')\Phi_n(X-R\Omega,E',\Omega')dE'd\Omega' \right\} \quad \text{արժեքի}$$

: Ստորև

ներկայացված են այն հիմնական բնութագրերը, որոնք մեծ ազդեցություն ունեն ՋՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորների ռեակտիվության վրա.

- վառելիքային կասետի տեսակարար հզորություն: «Այրման խորության հաշվառում» հայեցակարգի «Միայն ակտիվներ» մեթոդի կիրառման դեպքում անհրաժեշտ է օգտագործել տեսակարար հզորության առավելագույն արժեքը, որպեսզի ստացված արդյունքները լինեն կոնսերվատիվ [37]:
- վառելիքի ջերմաստիճան: ՕՄՎ իզոտոպային կազմի կոնսերվատիվ արժեքներ ստանալու նպատակով վառելիքի ջերմաստիճանը ընտրվել է 1000 Կ, քանի որ բարձր ջերմաստիճաններում U-238 միջուկի ռեզոնանսային կլանման կտրվածքը մեծանում է շնորհիվ դոպլեր էֆեկտի, ինչը հանգեցնում է ավելի մեծ քանակությամբ պլուտոնիումի առաջացման, հետևաբար նաև նեյտրոնների բզամացման գործակցի աճի:
- դանդաղեցուցչի ջերմաստիճան/խտություն: ՕՄՎ իզոտոպային կազմի կոնսերվատիվ արժեքներ ստանալու նպատակով կիրառվել է դանդաղեցուցչի մաքսիմալ ջերմաստիճանը, որը համապատասխանում է ակտիվ գոտուց դուրս եկող դանդաղեցուցչի ջերմաստիճանին: դանդաղեցուցչի բարձր ջերմաստիճանը/ փոքր խտությունը բերում է նեյտրոնների ավելի կոշտ էներգետիկ սպեկտրի, ինչի հետևանքով մեծանում է պլուտոնիումի առաջացման հավանականությունը:
- բորաթթվի կոնցենտրացիա: Որպես բորաթթվի կոնցենտրացիայի կոնսերվատիվ արժեք օգտագործվել է ՀԱԷԿ նախորդ վառելիքային ցկիկներում կիրառված բորաթթվի կոնցենտրացիայի առավելագույն արժեքը, քանի որ բորաթթվի կոնցենտրացիայի աճը ևս հանգեցնում է նեյտրոնների ավելի կոշտ էներգետիկ սպեկտրի:

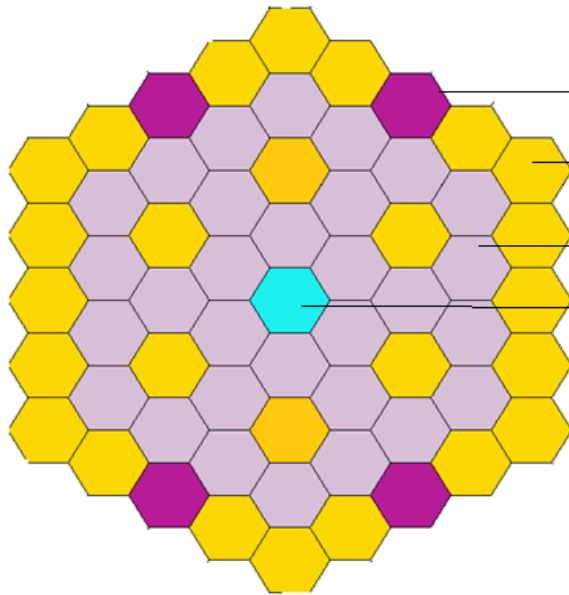
Վառելիքային կասետների իզոտոպային կազմի վերլուծություններն իրականացվել են ORIGEN-S [30] ծրագրով, այրման խորության չորս տարբեր արժեքների համար՝ 10, 20, 30, 40 ՄՎտ օր/ԿգՈւ: «Այրման խորության հաշվառում» հայեցակարգի «Միայն ակտիվներ» մեթոդի կիրառմամբ հաշվի են առնվել հետևյալ իզոտոպերը՝ U-234, U-235, U-238, Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241, Pu-242, Am-241. Իզոտոպային կազմի հաշվարկներում ենթադրվել է, որ վառելիքային կասետների

մինիմալ հովացման ժամկետը ակտիվ գոտուց հանելուց հետո կազմում է 100 օր, քանի որ այն բերում է ռեակտիվության մաքսիմալ արժեքի [20].

4.2.5 Եզրակացություն

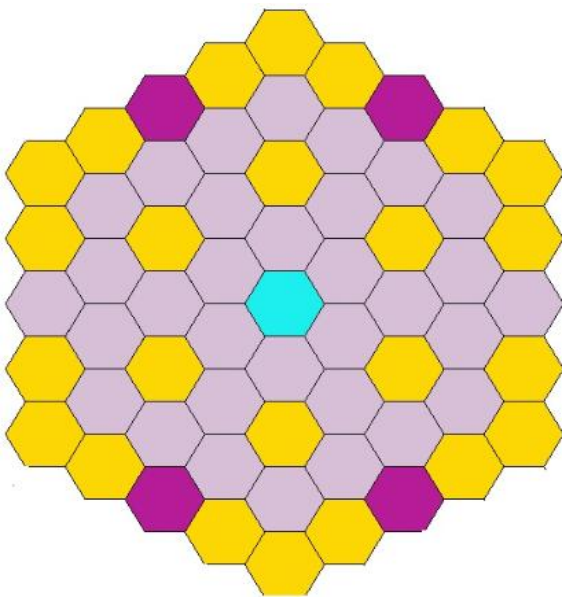
Հետազոտությունների արդյունքները ցույց տվեցին, որ 3.82% թարմ վառելիքի կիրառման դեպքում միջուկային վառելիքի տրանսպորտային կոնտեյների բեռնավորման օպտիմալ տարբերակներ են հանդիսանում թվով 30, 32 և 34 բորացված բջիջներով և նկ.4.5.1-ում պատկերված փոխդասավորություններով դեպքերը, ի տարբերություն սկզբնական 36 բորացված բջիջներով դեպքի [104]:

Միայն ակտինոիդների կիրառմամբ, այրման խորության հաշվառման դեպքում ստացված արդյունքները պատկերված են նկ.4.5.2-ում:

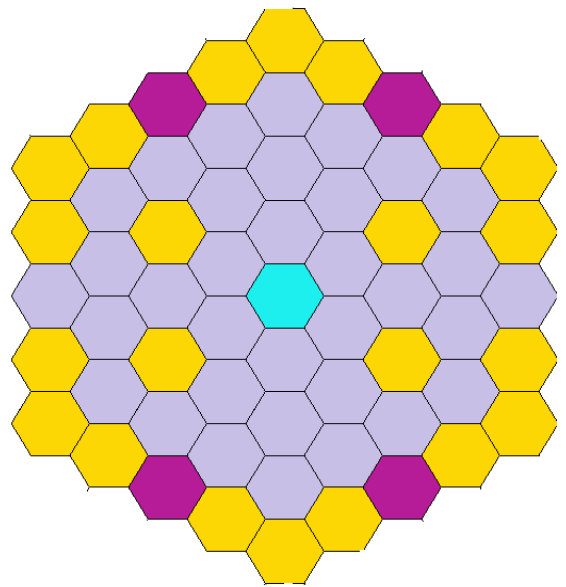


- | | |
|---|----------------------------------|
| 1 | 1. Մեխանիկական ամրության ձողեր |
| 2 | 2. Չբորացված պողպատով բջիջներ |
| 3 | 3. Բորացված պողպատով բջիջներ |
| 4 | 4. Չբեռնավորված կենտրոնական բջիջ |

ա) 30FF

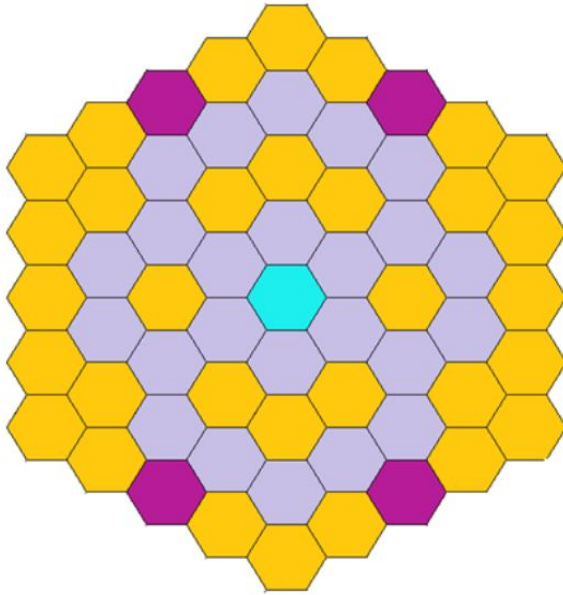


բ) 32FF

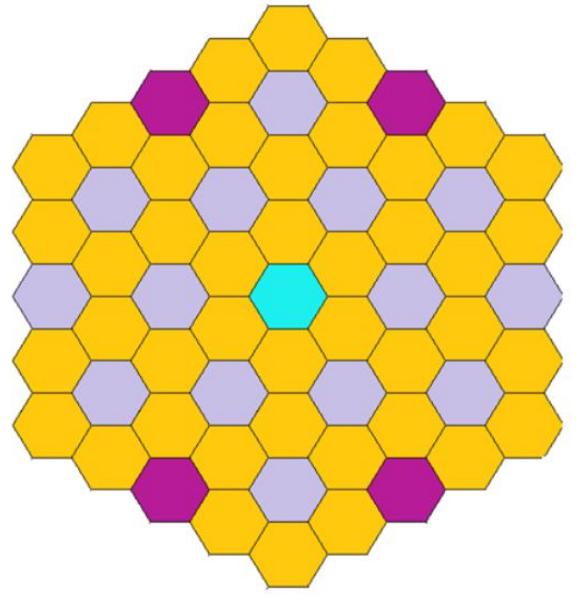


գ) 34FF

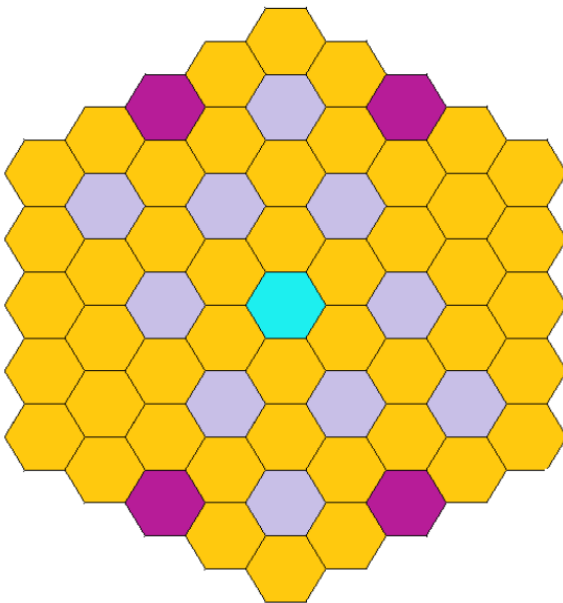
Նկ.4.5.1. 30, 32 և 34 բորացված բջիջների /FF/ կիրառմամբ օպտիմալ դասավորվածությունները թարմ միջուկային վառելիքի կիրառմամբ



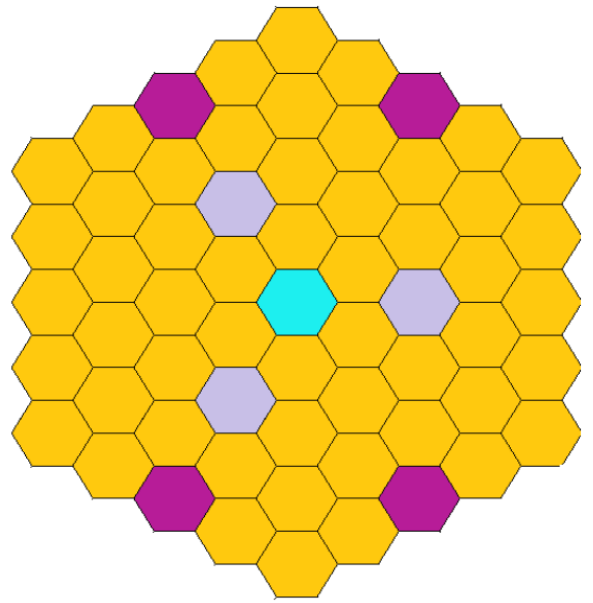
w) 24FF



p) 14FF



q) 10FF



η) 3FF

Նկ.4.5.2. Այրման խորության 10, 20 , 30 և 40 ԳՎԿ օր/ՏՈւ դեպքերում մինիմալ բորացված բջիջների /FF/ կիրառմամբ օպտիմալ դասավորվածությունները [104]

Նեյտրոնների բազմապատկման գործակցի համար ստացվել են աղյուսակ 1-ում պատկերված արժեքները:

Աղյուսակ 1.

Նեյտրոնների բազմապատկման գործակցի արժեքները թարմ և այրված միջուկային վառելիքի կիրառման դեպքերում

Մեթոդ	ԲԲ նվազագույն քանակ	k_{eff}	k_{eff} + անորոշություններ
Թարմ վառելիք			
Տարբերակ 1	30	0.91391	0.94909
Տարբերակ 2	32	0.89905	0.93423
Տարբերակ 3	34	0.89217	0.92735
Միայն ակտինոիդներ			
10 ՄՎտ օր/ԿգՈւ	24	0.916	0.9511
20 ՄՎտ օր/ԿգՈւ	14	0.913	0.9480
30 ՄՎտ օր/ԿգՈւ	10	0.906	0.9411
40 ՄՎտ օր/ԿգՈւ	3	0.909	0.9441

Այսպիսով, օգտագործված միջուկային վառելիքի տրանսպորտային կոնտեյների օպտիմալ բեռնավորման վերլուծությունների [104] արդյունքում պարզվեց, որ

- «Թարմ վառելիք» մեթոդի կիրառմամբ 30 բորացված բջիջների կիրառմամբ կարելի է բավարարել նեյտրոնների բազմացման գործակցի համար սահմանված անվտանգության չափորոշիչին:
- «Միայն ակտինոիդներ» մեթոդի դեպքում 10, 20, 30 և 40 ԳՎտ օր/ՏՈւ այրման խորության դեպքերում նեյտրոնների բազմացման գործակցի անվտանգության չափորոշիչը բավարարվում է համապատասխանաբար 24, 14, 10 և 3 բորացված բջիջների կիրառմամբ:

ՀԻՄՆԱԿԱՆ ԵԶՐԱԿԱՑՈՒԹՅՈՒՆՆԵՐ

1. Մշակվել է ՋՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորների աշխատած միջուկային վառելիքի այրման խորության աքսիալ բաշխվածության պրոֆիլների տվյալների բազա, որի հիման վրա հաշվարկվել են այրման խորության տասը տարբեր խմբերի համար նեյտրոնների բազմացման գործակցի առավելագույն արժեքի բերող սահմանային պրոֆիլները վառելիքային և կառավարման կասետների համար:
2. Հաշվարկվել է ՋՋԷՌ-440 տիպի միջուկային վառելիքի հաշվարկային իզոտոպային կազմի շեղումը և շեղման անորոշությունը փորձնական տվյալներից:
3. Հաշվարկվել է ՋՋԷՌ-440 տիպի միջուկային վառելիքի համար փորձից հաշվարկային իզոտոպային կազմի շեղմամբ և շեղման անորոշությամբ պայմանավորված նեյտրոնների բազմացման գործակցի արժեքի շեղումը և շեղման անորոշությունը:
4. «Այրման խորության հաշվառում» հայեցակարգի կիրառմամբ գնահատվել է ՋՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորների այրված միջուկային վառելիքի կառավարման էֆեկտիվության խնդիրը, մասնավորապես՝
 - պահպանման ավազանի տարողունակության մեծացման խնդիրը, որի արդյունքում ցույց է տրվել, որ առկա վառելիքային կասետների թիվը հովացման ավազանում կարելի է մեծացնել 138-ով,
 - ՀԱԷԿ աշխատած միջուկային վառելիքի տրանսպորտային կոնտեյնների բորացված բջիջների մինիմալիզացիայի խնդիրը, համաձայն որի առկա 34 բորացված բջիջների թիվը կարելի է փոքրացնել 31-ով:

ԳՐԱԿԱՆՈՒԹՅԱՆ ՑԱՆԿ

1. **Parks C.V., M.D. DeHart, J. C. Wagner.** Review and prioritization of technical issues related to burnup credit for LWR fuel /ORNL. -2003. -NUREG/CR-6665. –80 p.
2. **T.L. Sanders, R.M. Westfall, R.H. Jones.** Feasibility and incentives for the consideration of spent fuel operating histories in the criticality analysis of spent fuel shipping casks / Sandia National Laboratory. -1987. -TTC-0713, – 102 p.
3. **M.D. DeHart.** Sensitivity and parametric evaluations of significant aspects of Burnup Credit for PWR spent fuel packages / Oak Ridge National Laboratory. -1996. –63 p.
4. Investigation of nuclide importance to functional requirements related to transport and long-term storage of LWR spent fuel/ **B.L. Broadhead, et al.** - Lockheed Martin Energy Systems. -1995. –81 p.
5. **B.L. Broadhead.** K-infinite trends with burnup, enrichment, and cooling time, for PWR fuel assemblies / Lockheed Martin Energy Research Corp. -1998. –54 p.
6. **C.V. Parks.** Parametric neutronic analyses related to Burnup Credit cask design // Proceedings of a workshop on the use of Burnup Credit in spent fuel transport casks, Washington D.C., -1988. -P. 21-43
7. **M. D. DeHart.** Parametric analysis of PWR spent fuel depletion parameters for long-term disposal criticality safety / Oak Ridge National Laboratory, -1999. -52 p.
8. Topical Report on Actinide-Only Burnup Credit for PWR Spent Nuclear Fuel Packages / Office of Civilian Radioactive Waste Management, U.S. Department of Energy. -1998. -DOE/RW-0472, -Rev. 2. –64 p.
9. **C.H. Kang, D.B. Lancaster.** Actinide-Only Burnup Credit for pressurized water reactor spent nuclear fuel - III: Bounding treatment of spatial burnup distributions / Nuclear Technology. -1999. –53 p.

10. Investigation of Burnup Credit Modeling Issues Associated with BWPR Fuel / **J.C. Wagner et al.** - Lockheed Martin Energy Research Corp., Oak Ridge National Laboratory. -1999. - ORNL/TM-1999/193. -74 p.
11. **C.H. Kang, D.B. Lancaster.** Depletion and Package Modeling Assumptions for Actinide Only Burnup Credit / U.S. Department of Energy. -1997. -DOE/RW-0495. -54 p.
12. **T.L. Sanders, R.M. Westfall, R.H. Jones.** Feasibility and incentives for the consideration of spent fuel, operating histories in the criticality analysis of spent fuel shipping casks / Sandia National Laboratory, -1987, - SAND87-0151. -42 p.
13. Investigation of nuclide importance to functional requirements related to transport and long-term storage of LWR spent fuel / **B.L. Broadhead et al.** -Lockheed Martin Energy Systems, Inc., Oak Ridge National Laboratory. - 1995. -ORNL/TM-12742. -86 p.
14. Spent fuel project office interim staff guidance No8, Rev.1 / USNRC, 1991.
15. **M.D. DeHart.** Parametric analysis of PWR spent fuel depletion parameters for short-term disposal criticality safety / Oak Ridge National Laboratory, -1999. -102 p.
16. ISG-8, Rev. 2, Supporting Document / **C.J. Withee, Memorandum to M. Wayne Hodges** -U.S. Nuclear Regulatory Commission, -2002. -34 p.
17. **C.H. Kang and D.B. Lancaster.** Actinide-only burnup credit for pressurized water reactor spent nuclear fuel % III, Bounding Treatment of Spatial Burnup Distributions / Nuclear Technology. -1999. -125 p.
18. Investigation of Burnup Credit Modeling Issues Associated with BWR Fuel / **J.C. Wagner et al.** -Lockheed Martin Energy Research Corp., Oak Ridge National Laboratory. -1999. -112 p.
19. **C.H. Kang and D.B. Lancaster.** Depletion and Package Modeling Assumptions for Actinide-Only Burnup Credit / U.S. Department of Energy. -1997. -38 p.

20. Recommendations on the credit for cooling time in PWR burnup credit analyses / NUREG/CR- 6781, ORNL/TM-2001/272
21. **M.C. Brady, C.V. Parks, C.R. Marotta.** End Effects in the Criticality Analysis of Burnup Credit Casks / Trans. Am. Nucl. Soc. -1990. -62 p.
22. **J.C. Wagner, C.V. Parks.** Impact of burnable poison rods on PWR burnup credit criticality safety analyses / Trans. Am. Nucl. Soc. -2000. -83p.
23. **P.M. O'Leary, M.L. Pitts.** Effects of integral burnable absorbers on PWR spent nuclear fuel / Trans. Am. Nucl. Soc. -2000. -84p.
24. Zr-B2 Integral Fuel Burnable Absorber Rod Performance / **S.E. Cunningham, M.G. Balfour, R.S. Miller, H.W. Keller** // Proceedings of the International Topical Meeting on LWR Fuel Performance. -1998. -P. 343-347.
25. **C.E. Sanders, J.C. Wagner.** Study of the effect of integral burnable absorbers on PWR burnup credit / U.S. Nuclear Regulatory Commission, Oak Ridge National Laboratory. -2002. -NUREG/CR-6760. -74 p.
26. **C.E. Sanders, J.C. Wagner.** Parametric study of the effect of control rods for PWR burnup credit / U.S. Nuclear Regulatory Commission, Oak Ridge National Laboratory. -2002. -NUREG/CR-6759. -64 p.
27. Topical Report on Actinide-Only Burnup Credit for PWR Spent Nuclear Fuel Packages, DOE/RW 0472, Rev. 2 / U.S. Department of Energy, Office of Civilian Radioactive Waste Management, -1998. -32 p.
28. **T. Suto, S.M. Bowman, C.V. Parks.** The reactivity of nuclide buildup and decay during long-term fuel storage // Proc. of the Fifth Annual International Conference on High Level Radioactive Waste Management. - 1994.- Vol. 2, -P. 31-33.
29. **J.C. Wagner.** Computational Benchmark for Estimation of Reactivity Margin from Fission Products and Minor Actinides in PWR Burnup Credit / U.S. Nuclear Regulatory Commission, Oak Ridge National Laboratory. -2001. -NUREG/CR-6747. -54 p.
30. **O.W. Hermann, P.R. Daniel, J.C. Ryman.** ORIGEN-S Decay Data Library and Half-Life Uncertainties / Lockheed Martin Energy Research Corp., Oak Ridge National Laboratory. -1998. -ORNL.ZL'M-13624. -62 p.

31. Standard review plan for transportation packages for spent nuclear fuel - Final Report, NUREG-1617 / **D.C. Washington** -U.S. Nuclear Regulatory Commission, - 2000. -54 p.
32. **J.C. Wagner, C.V. Parks.** Recommendations on the credit for cooling time in PWR Burnup Credit analyses / NUREG/CR- 6781. -2003. -272 p.
33. **J.C. Wagner, M.D. DeHart.** Review of axial burnup distribution considerations for burnup credit calculations / Lockheed Martin Energy Research Corp., Oak Ridge National Laboratory. -2000. -246 p.
34. **M. Takano, H. Okuno.** OECD/NEA burnup credit criticality benchmark & result of phase IIA, JAERI-Research-96-003 / Japan Atomic Energy Research Institute. -1996. - 61 p.
35. **J.C. Neuber.** Burnup credit applications to PWR and BWR fuel assembly wet storage systems // Int. Conf Physics of Nuclear Science and Technology. -1998. -P. 35-67.
36. **A. Hourri.** OECD/NEA Burnup Credit Criticality Benchmark - Analysis of phase II-B results: conceptual PWR spent fuel transportation cask / Institut de Protection et de Surety Nuclear. -1998. -IPS/98-05 -52 p.
37. Spent fuel project office interim staff guidance -8, Rev. 3 – Burnup credit in the criticality safety analyses of PWR spent fuel in transport and storage casks / U.S. Nuclear Regulatory Commission.
38. **M.D. DeHart.** Sensitivity and parametric evaluations of significant aspects of burnup credit for PWR spent fuel packages / Oak Ridge NL. -1996. -ORNL/TM-12973. -46 p.
39. **J.C. Wagner, M.D. DeHart, C.V. Parks.** Recommendations for addressing axial burnup in PWR burnup credit analyses / U.S. Nuclear Regulatory Commission, Oak Ridge National Laboratory. -2003. -NUREG/CR-6801. -64p.
40. **J.C. Wagner, M.D. DeHart.** Review of axial burnup distribution considerations for burnup credit calculations / Lockheed Martin Energy Research Corporation, Oak Ridge National Laboratory. -2000. -ORNLTM-1999/246. – 62 p.
41. **J. Neuber.** Impact of asymmetry of PWR axial burnup profiles on the End Effect Burnup Credit criticality benchmark, Phase II-C / OECD, -2000. -36 p.

42. **R. J. Cacciapouti, S.V. Volkinburg.** Axial Burnup Profile Database for Pressurized Water Reactors / Radiation Safety Information Computational Center at Oak Ridge NL, Yankee Atomic Electric Company. -1997. -DLC-201. -YAEC-1937. -98 p.
43. **T.A. Parish, C.H. Chen.** Bounding axial profile analysis for the topical report database / Texas A&M University. -1997. -46 p.
44. Topical report on Actinide-Only Burnup Credit for PWR spent nuclear fuel packages / Office of Civilian Radioactive Waste Management, U.S. Department of Energy. -1998. -DOE/RW-0472. -Rev. 2. -54 p.
45. **M.D. DeHart, O.W. Hermann.** An Extension of the Validation of SCALE (SAS2H) Isotopic prediction for PWR spent fuel / Lockheed Martin Energy Research Corporation, Oak Ridge National Laboratory. -1996. -ORNL/TM-13317. -62 p.
46. Development of Bounding Burnup Axial Profiles for WWER-440 Spent Fuel Pool Burnup Credit Analysis / **S.A. Bznuni, N.H. Baghdasaryan, A.M. Amirjanyan, P. Kohut, J. Ramsey, G.M. Nazaryan** // Nuclear Science and Engineering journal. - 2017. -vol. 186. -issue 1. -P. 98-102.
47. **M. Rahimi, E. Fuentes, D. Lancaster.** Isotopic and criticality validation for PWR Actinide-Only Burnup Credit / Office of Civilian Radioactive Waste Management, U.S. Department of Energy. -1997. -DOE/RW-0497. -42 p.
48. **V. Chrapciak, P. Mikoláš.** Evaluation of horizontal burnup profile for WWER-440 fuel assembly, Practices and developments in spent fuel burnup credit applications // Proceedings of a Technical Committee meeting, Madrid, -2002. -P. 68-74.
49. **W.A. Shewhart.** Economic control of quality of manufactured product / D.V. Nostrand Company. -1931. -38 p.
50. NIST/SEMATECH e-Handbook of Statistical Methods / <http://www.itl.nist.gov/div898/handbook/>. -2010.
51. **M. D. DeHart.** A stochastic method for estimating the effect of isotopic uncertainties in spent nuclear fuel / Oak Ridge National Laboratory. -2001. -ORNL/TM-2001/83, UT-Battelle, LLC. - 57 p.

52. **B.T. Rearden, R.L. Childs.** Prototypical sensitivity and uncertainty analysis codes for criticality safety with the SCALE code system // Proceedings of ANS/ENS 2000 International Winter Meeting and Embedded Topical Meetings. -2000. – P. 98-100.
53. **B.L. Broadhead, C.M. Hopper, C.V. Parks.** Sensitivity and uncertainty analyses applied to criticality safety validation: Illustrative applications and initial guidance / U.S. Nuclear Regulatory Commission, Oak Ridge National Laboratory. -1999. -NUREG/CR-6655. -Vol.3. -56 p.
54. **C.E. Sanders, I.C. Gauld.** Isotopic Analysis of High-Burnup PWR Spent Fuel Samples from the Takahama-3 Reactor / Oak Ridge National Laboratory. -ORNL/TM-2001/259. -72 p.
55. **R.L. Childs.** SEN1: A one-dimensional cross-section sensitivity and uncertainty module for criticality safety analysis / ORNL. -NUREG/CR-5719. -2008. -42 p.
56. **J.A. Roberts, B.T. Rearden, P.H. Wilson.** Determination and Application of Partial Biases in Criticality Safety Validation // Nuclear Science and Engineering. -2013. -P. 42-49.
57. **D.E. Mueller, J.C. Wagner.** Application of sensitivity/uncertainty methods to burnup credit validation // Proc. of International Atomic Energy Agency Technical Meeting. - 2005. -P. 181-196.
58. Advances in Applications of Burnup Credit to Enhance Spent Fuel Transportation, Storage, Reprocessing and Disposition // London, United Kingdom, IAEA-TECDOC-CD-1547, Session 2.2. -2007.-P. 183-195.
59. Sensitivity and Uncertainty Analyses Applied to Criticality Safety Validation, Volume 1: Methods Development / **B.L. Broadhead, C.M. Hopper, R.L. Childs, C.V. Parks** - U.S. Nuclear Regulatory Commission, Oak Ridge National Laboratory. -1999. - NUREG/CR-6655. -Vol. 1. -38 p.
60. **B. T. Rearden, W. J. Anderson, G. A. Harms.** Use of Sensitivity and Uncertainty Analysis in the Design of Reactor Physics and Criticality Benchmark Experiments for Advanced Nuclear Fuel // Nuclear Technology. -2005. -vol. 2. -P. 133-158.

61. Economic Control of Quality of Manufactured Product /**W.A. Shewhart** -D.Van Nostrand Company. -1991. -102 p.
62. **R. E. Odeh and D. B. Owen**. Tables for normal tolerance limits, sampling plans and screening / Marcel Dekker, Inc., New York and Basel (1980).
63. **R.J. Cacciapouti, S.V. Volkinburg**. Axial burnup profile database for pressurized water reactors / Yankee Atomic Electric Company. -YAEC-1937. -1997. -85 p.
64. **G. Radulescu, I.C. Gauld, G. Ilas, J.C. Wagner**. An approach for validating actinide and fission product Burnup Credit criticality safety analyses-isotopic composition predictions / ORNL. -NUREG/CR-7108. – 86 p.
65. **S.E. Soliman, D.L. Youchison, A.J. Baratta**. Neutron effects on Borated Stainless Steels // Nuclear Technology. -2017. -vol 96. -issue3. -P. 346–352.
66. ANPP Core Neutronics Report / Armenian Nuclear Power Plant (1997-2016).
67. BIPR-7A (version 1.5) / Attestation passport N613 (2006).
68. Full-SCALE VVER-1000 model for Monte Carlo calculation of core neutron characteristics. MCU-PD and BIPR-7A results comparison / **S.S. Gorodkov, S.G. Dement'ev, D.S. Oleynik** // RRC Kurchatov Institute, Moscow, Russia. -2006.
69. MCNP6 User's Manual (2013) / **J. T. GOORLEY, F. B. BROWN, J. S. HENDRICKS et al.**
70. **P.F. Rose**. ENDF-201, ENDF/B-VI Summary Documentation / Brookhaven National Laboratory. -1991. -BNL-NCS-17541. -46 p.
71. ORIGEN-S: SCALE system module to calculate fuel depletion, actinide transmutation, fission product buildup and decay and associated radiation source terms / **I.C. Gauld, O.W. Hermann, R.M. Westfall** / ORNL, Version 6, Vol. II, Sect. F7. -102 p.
72. TRITON: A two-dimensional transport and depletion module for characterization of spent nuclear fuel / **M.D. DeHart** / ORNL. -2009. -Version 6. -Vol. I. -Sect. T1. -128 p.
73. MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, Vol. I: Overview and Theory / LA-UR-03-1987. -416 p.

74. Development of new Monte Carlo methods in reactor physics / JAN DUFEK Doctoral Thesis Stockholm, Sweden 2009.
75. **S. C. Frankle, R. C. Reedy, and P. G. Young.** ACTI and MCNP data library for prompt gamma-ray spectroscopy // 12th Biennial Radiation Protection and Shielding Topical Meeting. -2002.
76. The LLL Evaluated Nuclear Data Library (ENDL): Evaluation techniques, reaction index and descriptions of individual reactions / **R. J. Howerton, D.E. Cullen, R.C. Haight, M.H. MacGregor, S.T. Perkins, E.F. Plechaty** / Lawrence Livermore National Laboratory. -1975. -report UCRL-50400. -Vol. 15. -Part A. -226 p.
77. Tables and graphs of photon interaction cross sections from 10 eV to 100 GeV derived from the LLNL Evaluated Photon Data Library (EPDL) // **D.E. Cullen, M.H. Chen, J.H. Hubbell, S.T. Perkins, E.F. Plechaty, J.A. Rathkopf, J.H. Scofield** / Lawrence Livermore National Laboratory. -1989. -report UCRL-50400. -Vol. 6. -Rev. 4. -Part A: Z = 1 to 50 and Part B: Z = 51 to 100. -324 p.
78. **M.A. Gardner and R.J. Howerton.** ACTL: Evaluated Neutron Activation Cross-Section Library-Evaluation Techniques and Reaction Index / Lawrence Livermore National Laboratory. -1978. -report UCRL-50400. -Vol. 18. -264 p.
79. **R.E. MacFarlane, D.W. Muir.** The NJOY Nuclear Data Processing System Version 91 / Los Alamos National Laboratory. -1994. -report LA-12740-M. -91 p.
80. **R.E. MacFarlane, D.W. Muir, R.M. Boicourt.** The NJOY nuclear data processing system: User's Manual / Los Alamos National Laboratory. -1982. -report LA-9303-M. -Vol. I (ENDF-324). -182 p.
81. **R.E. MacFarlane, D.W. Muir, R.M. Boicourt.** The NJOY Nuclear Data Processing System, Volume II: The NJOY, RECONR, BROADR, HEATR, and THERMR Modules / Los Alamos National Laboratory. -1982. -report LA-9303-M. -Vol. II (ENDF-324). -162 p.
82. **Forrest Brown.** Fundamentals of Monte Carlo Particle Transport / Los Alamos National Laboratory. -2005. -LA-UR-05-4983. -109 p.

83. ORIGEN-ARP: Automatic rapid processing for spent fuel depletion, decay and source term analysis / **I.C. Gauld, S.M. Bowman, J.E. Horwedel.** -ORNL. -2009. - Version 6. -Vol. I. -Sect. D1. -118 p.
84. **J. Jardine.** Radiochemical assays of irradiated VVER-440 fuel for use in spent fuel Burnup Credit activities / UCRL-TR-212202, -2005. -86 p.
85. **F.B. Brown.** A review of best practices for Monte Carlo criticality calculations / Los Alamos National Laboratory. -2009. -98 p.
86. **F.B. Brown.** On the use of Shannon Entropy of the fission distribution for assessing convergence of Monte Carlo criticality calculations / Los Alamos National Laboratory. - 2006. -LA-UR-06-3737. -118 p.
87. Strategies for application of isotopic uncertainties in Burnup Credit / **I.C. Gauld-** NUREG/CR-6811. -2003. -60 p.
88. Experimental Statistics, NBS Handbook 91 / **M.G. Natrella** -US Department of Commerce. -1963. -228 p.
89. **R.E. Odeh, D.B. Owen.** Tables for normal tolerance limits, sampling plans, and screening / Marcel Dekker, Inc., New York and Basel. -1980. -118 p.
90. **N. Baghdasaryan, S. Bznuni, A. Amirjanyan.** Assessment of the reactivity bias and bias uncertainty due to VVER-440 fuel depletion uncertainties // Proceedings of the YSU, Physical and Mathematical sciences. -2017. -vol 1. -P. 60–65.
91. Анализ уплотненной загрузки отработанного ядерного топлива в стеллажах бассейна выдержки реактора ВВЭР-440 / **С.А. Бзнуни, Н.Г. Багдасарян, А.М. Амирджанян, П. Коут** // Известия Национальной Академии Наук Армении И Национального Политехнического Университета. -2016. -том 69. -N 3. -ст. 245–254.
92. Advisory material for the IAEA regulations for the safe transport of radioactive material / IAEA safety guide, TS-G-1.1 (ST-2).
93. Standard review plan for spent fuel dry storage systems at a general license facility / NUREG-1536, Rev. 1. -2010. -38 p.

94. ENDF/B-VII.1 nuclear data for science and technology, cross sections, covariances, fission product yields and decay data / **M.B. Chadwick, M. Herman et al.** -Nuclear Data Sheets 112 (2011) 2887–2996.
95. Fuel Assembly of WWER-440 / Technical Specifications, 2005.
96. Техническое обоснование безопасности эксплуатации виброустойчивых профилированных кассет среднего обогащения 3,82 % на 2 блоке Армянской АЭС, 2016.
97. **R.D. Mosteller.** Results for the MCNP criticality validation suite and other criticality benchmarks / Los Alamos National Laboratory. -2007. -LA-UR-07-6284. -89 p.
98. «Правила безопасности при хранении и транспортировании ядерного топлива на объектах использования атомной энергии», НП-061-05.
99. Комплекс кассет реактора ВВЭР-440 / Контрактное техническое соглашение: 448.00.000, 16.04.09.
100. KENO-VI: A GENERAL QUADRATIC VERSION OF THE KENO PROGRAM / **D.F. Hollenbach, L.M. Petrie, S. Goluoglu, N.F. Landers, M.E. Dunn** / ORNL. -2005.- Version 6. -Vol. II. -Sect. F17. -398 p.
101. **W.J. Marshall, B.T. Rearden.** Criticality Safety Validation of Scale 6.1 / ORNL. - 2011. -58 p.
102. SCALE 6 Criticality Calculation for VVER-440 Fuel / **V. Chrapciak** // 19th AER Symposium, Constantine and Elena resort, Bulgaria. -2009.
103. CENTRM: A one-dimensional neutron transport code for computing pointwise energy spectra / **M.L. Williams, M. Asgari, D.F. Hollenbach** / ORNL. -2005. - Version 6. -Vol. II. -Sect. F18. -268 p.
104. **N.H. Baghdasaryan.** Development of optimal fuel loading configurations for Armenian ANPP spent nuclear fuel transport cask // Proceedings of the YSU, Physical and Mathematical Sciences. -2016. -vol 2. -P. 53–56.