

Метал түлш, натри хөргүүтэй түлшээ үржүүлэн шатаах хурдан реакторын голомтын дизайны боломж

С.Одмаа^{1,2,*}

¹Ногоон эрчим хүч, инженерчлэлийн тэнхим, ИТС, МУИС, Улаанбаатар, Монгол Улс

²Цөмийн шинжлэх ухаан, технологийн үндэсний хүрээлэн, МУИС, Улаанбаатар, Монгол Улс

Хураангуй: Уран түлшээ шатаахын зэрэгцээ их хурдтайгаар үржүүлж үйлдвэрлээд, шатаан эрчим хүч үйлдвэрлэх хурдан реактор нь цөмийн эрчим хүчний реакторын дэвшилтэт нэг төрөл юм. Ийм реакторт байгалийн ураныг ашиглах нь түлшээ үржүүлэх нөхцлийг бүрдүүлдэг. Баяжуулаагүй уранаас бүрдэх голомтыг критик төлөвт ажиллуулахын тулд нейтроны урсгал өндөртэй байршилд хуваагдах изотопын атомын нягт өндөр түлшийг үе үе сэлгэн байрлуулж, голомтод үүсэх нейтроны тоог нэмэгдүүлэх арга хэрэглэдэг. Түлшээ үржүүлэн шатаах реакторын голомтын дизайны боломжийг түлш, бүрээс, хөргүүрийн янз бүрийн материалын хослолд судалсан. Энэ ажлын зорилго нь нийт жингийн 2 хувьд цирконы агуулсан метал уран (U-2Zr) түлштэй, шингэн натри хөргүүртэй, сэлгэн байрлуулах схемтэй, түлшээ үржүүлэн шатаах хурдан реакторын голомтын тэнцвэрт төлөвийн болон дулааны гидравликийн анализыг гүйцэтгэн, нейтроны ба халуун сувгийн үзүүлэлтийг тодорхойлсноор дизайны боломжийг үнэлэх юм.

Түлхүүр үгс: Түлшээ үржүүлэн шатаадаг хурдан реактор, метал түлш, натри хөргүүр

Мэргэшлийн индекс (PACS number): 28.00.00; 28.41.Ak; 28.50.Ft

■ УДИРТГАЛ

Өдрөөс өдөрт өсөн нэмэгдэж буй дэлхийн энергийн хэрэгцээг хангах найдвартай, тогтвортой, цэвэр эх үүсвэрийн нэг нь цөмийн эрчим хүч юм.

Одоогоор дэлхийн 30 гаруй улсад нийт 417 орчим цөмийн реактор ажиллаж, нийт цахилгаан эрчим хүчний үйлдвэрлэлийн ойролцоогоор 10%-ийг хангаж байна [1]. Эдгээрийн олонх нь дулааны нейтроны спектртэй реактор бөгөөд байгалийн ураныг баяжуулан түлш болгон ашигладаг.

Цөмийн эрчим хүчний салбарын тулгамдсан асуудлын нэг нь ашигласан цөмийн түлшний хуримтлал бөгөөд түүний цаашдын боловсруулалт болон хаягдлын менежмент бүрэн шийдэгдээгүй хэвээр байна. Ашигласан түлшийг радиохимийн үйлдвэрт дахин боловсруулах замаар хэрэгцээтэй изотопыг ялган авч, цацрагийн хорт чанарыг бууруулах боломжтой боловч ийм үйлдвэрийн өртөг маш өндөр тул цөөн хэдэн улс л ажиллуулж байна.

Энэ нөхцөлд ашигласан түлшний хуримтлалыг сааруулах боломжит шийдэл нь хурдан нейтроны реактор ашиглах явдал юм. Ийм реакторт байгалийн болон ядуурсан уран түлш дэх хуваагдагч изотоп U^{235} -ийг шатаахын зэрэгцээ түлшинд агуулагдах ураны байгалийн изотоп болох U^{238} үржигч изотоп нь нейтрон шингээж $U^{238} + n \rightarrow U^{239} \xrightarrow{\beta^-} Np^{239} \xrightarrow{\beta^-} Pu^{239}$ гэсэн дарааллаар хуваагдагч изотоп Pu^{239} -ыг үүсгэдэг.

Хурдан реакторт Pu^{239} -ийн үүсэл болон шаталт нь дулааны реакторынхаас илүү эрчимтэй явагддаг бөгөөд ингэснээр үлдэх ашигласан түлшний найрлага нь зэвсэгт ашиглах боломжгүй болж, хаягдлын цацраг идэвхжилийн хэмжээ буурах давуу талтай.

Судлаачид түлшээ үржүүлэн шатаах хурдан реакторын голомтын хэд хэдэн загварыг боловсруулсан бөгөөд үүнд Traveling Wave Reactor (TWR) [2–3], CANDU [4–5], мөн хамгийн бага шаталттай түлшийг үржүүлэн шатаах загвар [6–7] зэрэг судалгаанууд багтдаг.

Түлшээ үржүүлэн шатаах хурдан нейтроны реактор нь байгалийн эсвэл ядуурсан уран түлш ашигладаг тул критик голомтын дизайн хийх нь нэлээд бэрхшээлтэй асуудал юм. Голомтыг критик төлөвт тогтвортой ажиллуулахын тулд нейтроны үүсэл болон алдагдлын хооронд тэнцвэр тогтоох шаардлагатай. Энэ тэнцвэрийг хангах нэг арга нь түлшний эвлүүлгүүдийг сэлгээний схемээр үе үе байрлуулж байх бөгөөд ингэснээр голомтын нейтроны урсгал өндөр бүсэд хуваагдагч изотопын (жишээлбэл, Pu^{239}) их концентрацтай түлшийг тогтмол байршуулж, үржүүлэн шатаах горимыг хадгална. Энэхүү санааг Японы Токиогийн Шинжлэх Ухааны Институтын профессор Тору Обарагийн судалгааны баг дэвшүүлж, түлш болон хөргүүрийн материалын олон төрлийн хослол бүхий голомтыг янз бүрийн сэлгээний схемтэйгээр судалсан байна [8–10].

*E-mail address: sodmaal@num.edu.mn; sodmaal@gmail.com

Received: July 2, 2026. Revised: September 25, 2026. Accepted: October 2, 2026.

©2026. National University of Mongolia. All rights reserved.

Өмнөх ажилд түлш болон хөргүүрийн материалын төрөл бүрийн хослолд голомт дэх нейтроны тоо өндөр байх параметрийн судалгаа [11], мөн нейтроны тоог нэмэгдүүлэх дизайны боломжийн судалгааг [12] гүйцэтгэсэн. Эдгээрт тулгуурлан ураны нитрид эсвэл цахиурт уран түлштэй, шингэн натри хөргүүртэй, сэлгээний схемтэй хурдан реакторын голомтын дизайн боловсруулж, түлшээ үржүүлэн шатаах горимд тогтвортой ажиллах боломжтойг харуулсан [13–16]. Мөн цахиурт уран түлштэй, хар тугалга хөргүүртэй хурдан реакторын голомтын загварыг боловсруулж, тэнцвэрт төлөвийн үзүүлэлтийг натри хөргүүртэй реакторынхтой харьцуулсан бөгөөд энэ нь хөргүүрийн материалын сонголт нь голомтын нейтроны динамик болон тогтвортой ажиллагаанд хэрхэн нөлөөлдөгийг тодорхой харуулсан [17].

Түүнчлэн S-PRISM голомтын жишиг параметруудад тулгуурлан, Zr-ийн жингийн эзлэх хувь нь янз бүр байх метал уран түлштэй, шингэн натри хөргүүртэй, сэлгэх хугацаа нь янз бүр байх түлшээ үржүүлэн шатаадаг реакторын голомт критик нөхцөлд, тэнцвэрт төлөвт хүрч ажиллах боломжыг судлан, 400 МВт-ийн дулааны чадалтай реакторын параметруудыг тодорхойлсон [18]. Улмаар уг реактораас зайлуулсан түлшний бүрээсийн DPA-ын утгыг багасгахын тулд бүрээсийг хайлуулан-цэвэрлэх процессоор боловсруулан ашиглавал голомтын гүйцэтгэлд хэрхэн нөлөөлөхийг судалсан [19].

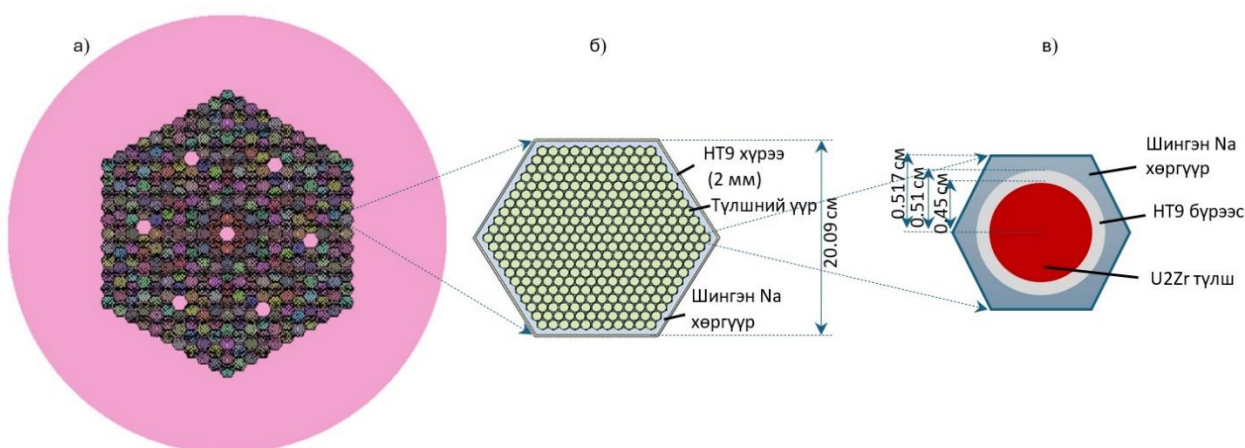
Энэ ажлын зорилго нь жингийн 2% Zr агуулсан U-2Zr метал түлштэй, шингэн натри хөргүүртэй, сэлгээний схемтэй, түлшээ үржүүлэн шатаадаг, бага чадлын реактор (RFBB-MS)-ын голомт критик нөхцөлд, тэнцвэрт төлөвт хүрч ажиллах, мөн ердийн

ажиллагааны үед үүсэх дулааныг голомтоос амжилттай зайлуулах боломжийг тодорхойлох юм.

■ ЖИШИГ ГОЛОМТЫН АНАЛИЗ

1. Тогтвортой төлөвийн анализ

Энэ хэсэгт 750 МВт дулааны чадал үйлдвэрлэх, 75% онолын нягттай, U-2Zr байгалийн уран түлштэй, натри хөргүүртэй, түлшээ үржүүлэн шатаадаг хурдан реакторын голомтын тогтвортой төлөвийн анализыг гүйцэтгэв. Бидний өмнөх ажилд байгалийн уран түлштэй хурдан реакторын түлшний эвлүүлэг (ТЭ)-ийг сэлгэн байрлуулсаар тогтвортой төлөвт хүргэх параметрийн судалгаа гүйцэтгэх системчилсэн дарааллыг дэлгэрэнгүй тайлбарласан [13–17]. Энэ дарааллын дагуу голомтын дизайныг хийж, түлшний шаталтын тооцоолол гүйцэтгэн, голомт тэнцвэрт төлөвт хүрсэн эсэхийг тодорхойлохын тулд нейтроникийн гүйцэтгэл, үзүүлэлтүүдийг үнэлнэ. Голомтын дизайны үндсэн үзүүлэлт болон реакторын ердийн ажиллагааны үеийн параметрыг Хүснэгт 1-д өгөв. Бүх удирдлагын савааны эвлүүлэг (CRA)-ийг голомтоос гаргасан нөхцөлд голомт, ТЭ, түлшний үүрийн хөндлөн огтлолыг харгалзан Зураг 1a-1в-д харуулав. Түүнчлэн Зураг 2-т 1/6 тэгш хэмтэй голомт дэх ТЭ-ийг сэлгэн байршуулах схемийг харуулсан ба ТЭ дээрх тоо (ID) нь харгалзах байршилын дугаарыг илэрхийлнэ. Голомтод эхэндээ байгалийн уран түлш бүхий ТЭ-үүдийг ачаалж, сэлгээний алхам бүрд тодорхой хугацаанд 750 МВт дулааны чадал үйлдвэрлэсээр, сэлгээний бүтэн хоёр циклийн дараа голомт тогтвортой төлөвт хүрэхийг тодорхойлох тооцооллыг гүйцэтгэв.

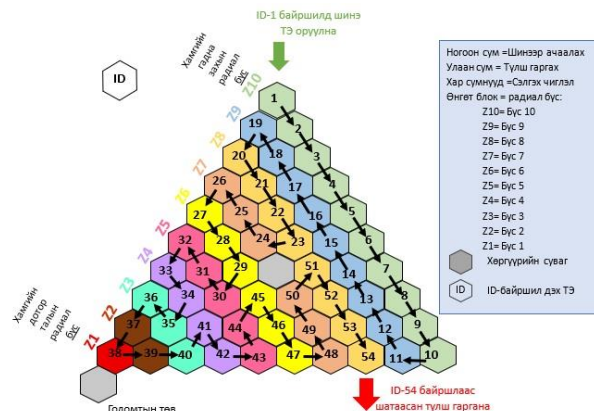


Зураг 1. а) Голомтын, б) ТЭ-ийн, в) түлшний үүрийн хөндлөн зүсмэг.

Энд тасралтгүй энергитэй нейтронууд голомтын материалтай харилцан үйлчлэхийг Монте Карло аргаар тооцоолдог SERPENT 2.1 код [20], цөмийн өгөгдлийн ENDF-B/VII.0 санг [21] ашиглан дараах нөхцөлд түлшний шаталтын тооцооллыг

гүйцэтгэсэн. Сэлгээ бүрт голомт даяар 50000 нейтрон үүсээд голомтыг бүрэлдүүлэх материалуудтай санамсаргүй харилцан үйлчлэл хийн, 750 МВт дулааныг үйлдвэрлэнэ. Түлш шатахын хэрээр голомтын нейтроникийн үзүүлэлт өөрчлөгдөх ба

ажиллагааны параметрийг өөрчлөх замаар голомт тэнцвэрт төлөвт хүрэхийг тодорхойлсон. Ийм харилцан үйлчлэлийг нийтдээ 200 удаа давтан явуулсан ба эхний 50-ийг нь үр дүнгийн статистик алдааг багасгахын тулд ашиглаагүй. Ердийн ажиллагааны үед голомтыг бүрэлдүүлэх ТЭ дэх түлшний үүрийн мужийн температурыг Хүснэгт 1-д мөн өгөв.



Зураг 2. Голомтын 1/6 хэсэг дэх ТЭ-үүдийн сэлгээний схем.

Хүснэгт 1. Голомтын үндсэн үзүүлэлтүүд.

Параметр	Утга
Дулааны чадал (МВт)	750
Голомтын өндөр (см)	180
Аксиал чиглэлийн давхаргын тоо	9
Голомтын эквивалент радиус (см)	200
Радиал чиглэлийн бүсийн тоо	10
1/6 голомт дэх түлшний эвлүүлгийн тоо	54
Голомт дэх түлшний эвлүүлгийн тоо	324
Хөргүүрийн суваг эсвэл удирдлагын савааны эвлүүлгийн тоо	7
Нэг эвлүүлэг дэх түлшний үүрийн тоо	331
Түлшний эвлүүлгийн алхам (см)	20.09
Түлшний материал	U-2Zr
Түлшний баяжуулалт	Байгалийн уран
Хөргүүр материал	Натри
Бүрээс материал	НТ9 ган

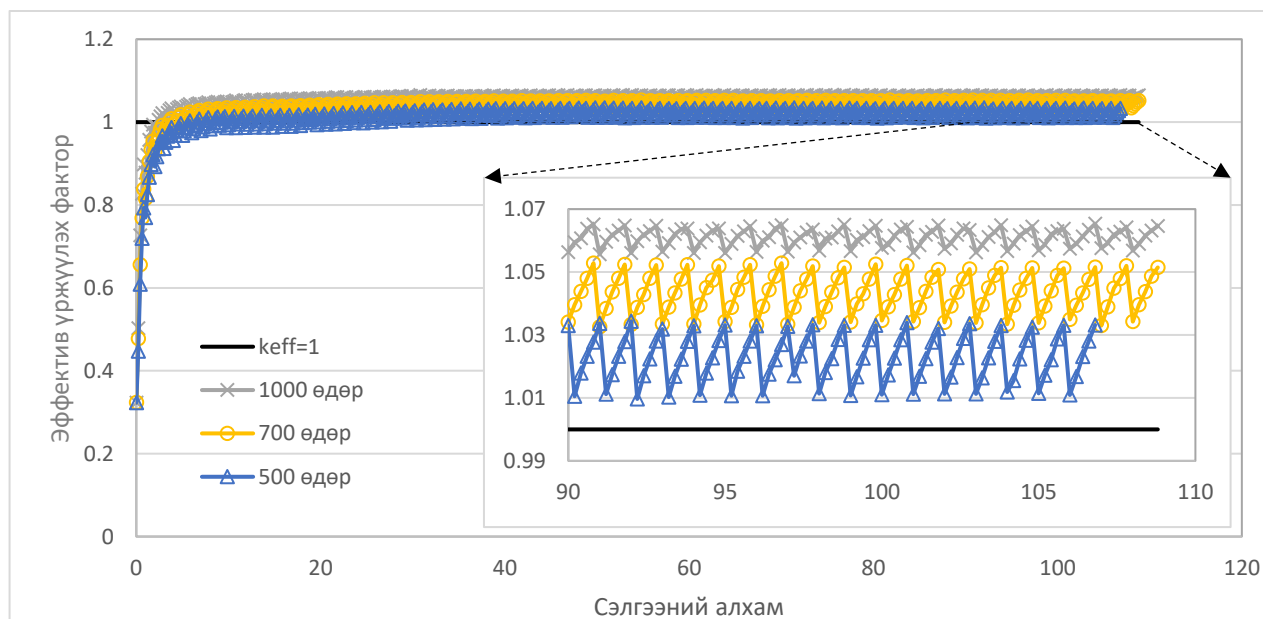
Анх голомтын ТЭ нь бүгд шинэ түлш байх ба Зураг 2-т харуулсанчлан, хоёрдугаар алхамд ID-1 дээрх ТЭ-ийг ID-2 байршилд, ID-2 дээрх ТЭ-ийг ID-3 байршилд байрлуулах гэх зэргээр нэг байршилаар урагш ахиулсаар, анх ID-54 байрлалд байсан ТЭ-ийг голомтоос гаргаж, ID-1 байршилд шинэ байгалийн уран түлш оруулж тооцооллыг гүйцэтгэнэ. Үүний дараа нийт 54 удаагийн сэлгээ нь нэг бүтэн цикл болж, нэг циклийн дараа анх ачаалсан бүх түлш голомтоос гарсан байна. Нэг сэлгээний үргэлжлэх зохимжит хугацааг олохын тулд 500 өдөр, 700 өдөр, 1000 өдөр гэсэн ялгаатай хугацаатайгаар түлшний шаталтын тооцооллыг бүтэн хоёр циклийн турш тус тус гүйцэтгэв. Эдгээр тохиолдолд сэлгээний алхам бүрт

Параметр	Утга
Түлшний савааны радиус (см)	0.45
Бүрээсийн гаднах радиус (см)	0.51
Түлшний үүрийн алхам (см)	1.034
Хүрээний зузаан (см)	0.2
Түлшний эвлүүлэг хоорондын зай (см)	0.2
Хүрээний материал	НТ9 ган
Түлшний нягт	Онолын нягтын 75%
Түлшний дундаж температур (К)	800
Бүрээсийн дундаж температур (К)	700
Хөргүүрийн дундаж температур (К)	700
Дээд ба доод талын ойллогчийн зузаан (м)	1
Радиал ойллогчийн зузаан (м)	1.5
Ойллогчийн материал	Натри
Сэлгэх хугацаа (өдөр)	700

харгалзах эффектив нейтрон үржүүлэх факторыг олж, Зураг 3-т харьцуулав. Голомтыг байгалийн уран түлшээр ачаалсан тул эхэндээ критикээс доогуур төлөвт байх ба хуваагдагч изотопын концентрац өндөртэй түлшийг нейтроны урсгал ихтэй байршилд буюу голомтын төв рүү алхам алхамаар сэлгэн байрлуулахад голомт дэх нийт нейтроны тоо алгуур ихэсч, критик төлөвт хүрч, эдгээр гурван өөр сэлгэх хугацааны тохиолдолд эффектив нейтрон үржүүлэх факторын утга нэгээс их болсоныг Зураг 3-аас харж болно. Эдгээр үр дүнгээс 500 өдрийн сэлгээний хугацаатай үед голомтын илүүдэл реактивити харьцангуй бага (0.01%-2.24%), харин 1000 өдрийн тохиолдолд харьцангуй өндөр (5.37%-6.07%) байна.

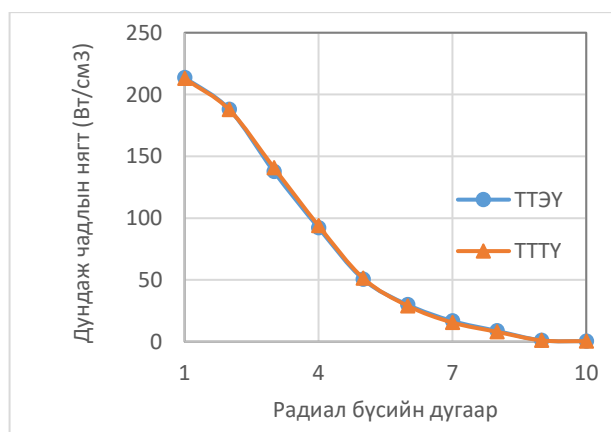
Илүүдэл реактивитийн утга хэт бага бол голомтын ажиллагааны зарим параметрийн хэлбэлзлийн улмаас критикээс доогуур төлөвт орох, харин хэт их байвал удирдлагын савааны систем үүнийг багасгаж, реакторыг унтрааж чадахгүйд хүрэх эрсдэлтэй юм.

Иймд эдгээр утгын хооронд буюу 3.31%-4.89% илүүдэл реактивититэй байх 700 өдрийг сэлгээний зохимжит хугацаагаар сонгон, энэ тооцооллын 108 сэлгээний дараа голомтын нейтроник үзүүлэлт тогтворжсон эсэхийг шалгав.



Зураг 3. Голомтын эффектив үржүүлэх фактор нь сэлгээний алхмаас хамааран өөрчлөгдөх нь.

Голомт тэнцвэрт төлөвт хүрсэн л бол нейтроны урсгал өндөр байх төв хэсэгт хуваагдагч изотопын концентрац ихтэй түлш байрласаар байх тул түлшээ үржүүлэн шатаах горимоо тасралтгүй хадгалах ба чадлын нягт болон нейтроны урсгалын түгэлт өөрчлөгдөхгүй байх ёстой.



Зураг 4. 700 өдрийн сэлгээний хугацаатай голомтын ТТЭУ ба ТТТҮ үед харгалзах дундаж чадлын нягтын (Bt/cm^3) түгэлт.

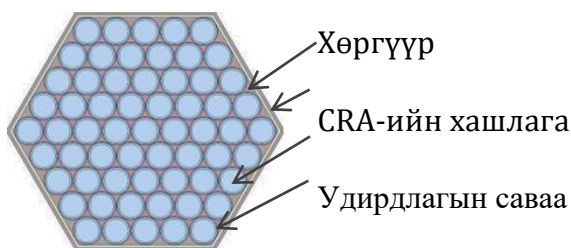
Зураг 4-д 700 өдрийн сэлгээний хугацаатай ажилласан голомтын тэнцвэрт төлөвийн эхэн ба төгсгөл үе (ТТЭУ ба ТТТҮ)-д голомтын радиал бүсээр дундажласан чадлын нягтын радиал түгэлтийг харуулав. Тэнцвэрт төлөвийн турш тухайн эвлүүлэг бүрийн үйлдвэрлэх чадлын нягт өөрчлөгдөхгүй

байгаа тул ТТЭУ ба ТТТҮ-д харгалзах түгэлт бараг адил байна. Голомтын төв хэсэгт болон захад хуваагдагч изотопын концентрац харгалзан их ба бага байх түлш байнга байрлах тул чадлын нягтын утга төв рүүгээ өндөр, зах руугаа бага байна. Тухайн ТЭ-ийн үйлдвэрлэх чадлын нягт нь түүн дэх нейтроны урсгалын утгад шууд хамааралтай тул голомт даяар нейтроны урсгалын нягт мөн тогтворжсон байна.

2. Удирдлагын савааны эвлүүлэг

Тэнцвэрт төлөвт ажиллаж буй голомт руу CRA-ийг оруулан голомтын реактивитийг бууруулж, критикээс доогуур төлөвт оруулж реакторыг амжилттай унтрааж чадах эсэхийг шалгах шаардлагатай. Зураг 5-д харуулснаар голомт CRA-ийн нийт долоон сувагтай (саарал өнгөтэй блок) ба CRA-ийн материалын мэдээллийг Хүснэгт 2-т, тооцооллод ашигласан CRA-ийн хөндлөн зүсмэгийг Зураг 5-д харуулав. Голомт руу оруулж буй CRA-ийн байршил орчимд нейтроны урсгалын түгэлт ямар байхаас хамаарч реактивитид нөлөөлөх нөлөө ялгаатай байдаг. Реакторын чадлын түгэлтийг жигд болгох оролдлого хийгээгүй тул голомтын төвд нейтроны урсгал хамгийн өндөр байгааг Зураг 4-оос харж болно. Иймээс төвийн CRA нь голомтын илүүдэл реактивитийг бууруулахад хамгийн их нөлөөтэй тул реакторыг удирдахад чухал үүрэг гүйцэтгэнэ. Гэвч төвийн CRA-ийг гацсан гэж таамаглан захын зургаан CRA-ийг ТТТҮ-д байх

голомт руу бүрэн оруулан критик байдлын тооцооллыг гүйцэтгэв.



Зураг 5. CRA-ийн хөндлөн зүсмэг.

Энэ үед эффектив нейтрон үржүүлэх факторын утга $k_{eff}=1.01922\pm0.00043$ буюу эерэг байсан. Өөрөөр хэлбэл, захын зургаан CRA-ийг голомт руу бүрэн оруулахад реакторыг критикээс доогуур төлөвт оруулж, амжилттай унтрааж чадахгүй байна.

Хүснэгт 2. CRA-ийн үзүүлэлт

CRA-ийн параметр	Утга
Эвлүүлэг дэх CR-ын тоо	61
CR-ын материал	B ₄ C (90 % ¹⁰ B)
CR-ын нягт	Онолын нягтын 90%
CR-ын радиус (см)	1.015
CR-ын материал болон бүрээсийн хоорондох дүүргэгч хий	He
CR-ын бүрээсийн дотоод радиус (см)	1.142
CR-ын бүрээсийн гадаад радиус (см)	1.239
CR-ын савааны алхам (см)	2.52
CRA-ын дотоод алхам (см)	19.89
CRA-ын гадаад алхам (см)	20.09

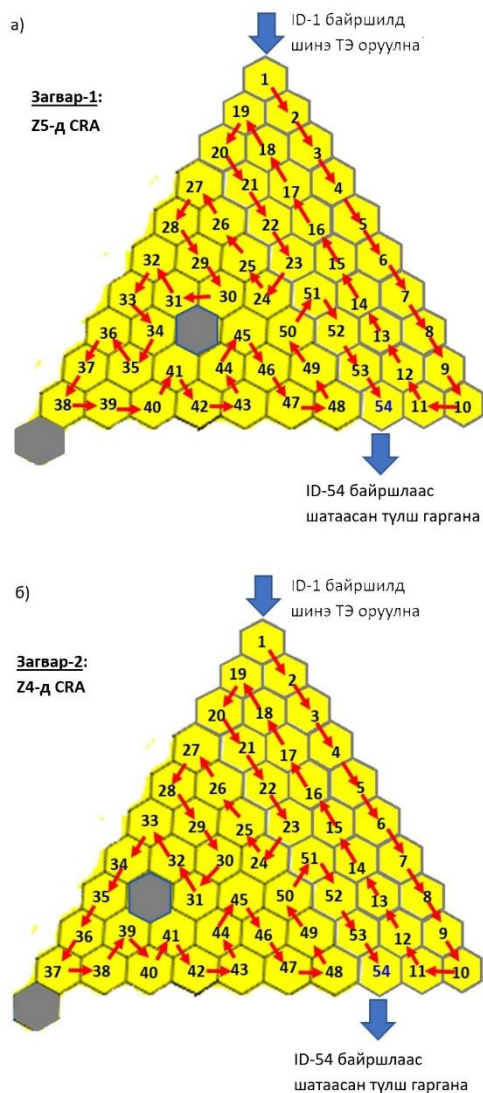
Иймээс дараагийн хэсэг 3.1-т захын зургаан CRA-ийг нейтроны урсгал өндөр буюу төвийн муж руу урагшлуулан байрлуулж голомтын дизайныг өөрчлөн сайжруулж, критик байдлын тооцоолол гүйцэтгэв. Ингэснээр захын зургаан CRA реакторыг унтрааж чадах эсэхийг тодорхойлсны дараа зохих дизайнтай голомтын тэнцвэрт төлөвийн анализийг гүйцэтгэв.

■ ГОЛОМТЫН ДИЗАЙНЫГ САЙЖРУУЛАХ АНАЛИЗ

1. Голомтын дизайны өөрчлөлт

Өмнөх хэсэг II-т авч үзсэн дизайнтай голомт руу 7-р радиал бүсд байрлах захын зургаан CRA-ийг бүрэн оруулахад реактор критикээс дээгүүр төлөвт байсаар байсан. Энэ тохиолдолд, CRA дэх савааны

тоог нэмэх эсвэл нейтрон шингээгч изотопын концентрацийг ихэсгэх замаар сөрөг реактивитийг нэмэх арга бий.



Зураг 6. Өөрчлөн сайжруулсан 1/6 голомтын хөндлөн зүсмэг. а) Загвар-1:Захын CRA-ийг 5-р радиал бүсд байрлуулсан, б) Загвар-2:Захын CRA-ийг 4-р радиал бүсд байрлуулсан.

Гэвч өмнөх хэсэг 2.2-т харуулсанчлан CRA-ийн алхам нь түлшний эвлүүлгийн алхамтай ижил байгаа тул савааны тоог олшруулж, алхмын хэмжээг цаашид ихэсгэх боломжгүй юм. Түүнчлэн удирдлагын савааны материал дэх нейтрон шингээгч изотоп ¹⁰B-ийн концентрац 90% буюу хамгийн их зөвшөөрөгдөх хязгаарын утгандаа байгаа тул дахин нэмэгдүүлэх боломжгүй байна.

Иймд энэ хэсэгт, нейтроны урсгал өндөр байх голомтын төвийн муж руу CRA-ийг шилжүүлэн байршуулах аргыг авч үзэв. Зураг 1-д харуулсан голомтын анхны дизайнд 7-р радиал бүсд байрлах захын зургаан CRA-ийг голомтын төв хэсэг рүү Зураг ба, бб-д харуулсанчлан 5-р ба 4-р радиал бүсд

Хүснэгт 3. Сайжруулсан голомуудын нейтроник үзүүлэлт

Голомтын загвар	Сэлгэх хугацаа, өдөр	ТТТҮ-д бүх CRA-ыг голомтоос гаргасан		ТТТҮ-д захын 6 CRA-ыг голомт руу оруулсан үе		Захын 6 CRA-ын үнэ
		$k_{\text{eff.out}}$	ρ_{out}	$k_{\text{eff.in}}$	ρ_{in}	
Зураг 1: анхны голомт	700	1.05144 ± 0.00043	4.9%	1.01922 ± 0.00043	1.9%	NA
	550	1.03316 ± 0.00043	3.2%	1.03086 ± 0.00043	3.0%	NA
	500	1.02295 ± 0.00046	2.2%	1.02039 ± 0.00046	2.0%	NA
Зураг 6а: Загвар-1	500	1.02042 ± 0.00041	2.0%	1.00140 ± 0.00043	0.1%	NA
	550	1.02960 ± 0.00043	2.9%	1.01164 ± 0.00040	1.2%	NA
Зураг 6б: Загвар-2	530	1.02336 ± 0.00042	2.3%	0.97630 ± 0.00046	-2.4%	-4.7%
	550	1.02708 ± 0.00041	2.6%	0.97680 ± 0.00042	-2.4%	-5.0%

харгалзан байрлуулсан, сэлгэх схемийг өөрчлөв. Үүний дараа, түлшний шаталтын анализыг өмнөх 2.1 хэсэгт дурдсантай адил аргаар, тооцооллын ижил нөхцөлд гүйцэтгэв. Зураг 6а-д харуулсан голомтын хувьд сэлгээний хугацааг 500 өдөр ба 550 өдөр, Зураг 6б-д харуулсан голомтын хувьд 530 өдөр ба 550 өдөр байх үед шаталтын тооцооллыг тус тус гүйцэтгэв. Сэлгээний бүтэн 2 циклийн дараах тэнцвэрт төлөвийн төгсгөлд эдгээр голомтын эффектив нейтрон үржүүлэх фактор болон харгалзах реактивитийн утгыг Хүснэгт 3-ийн 3- ба 4-р баганад харуулав.

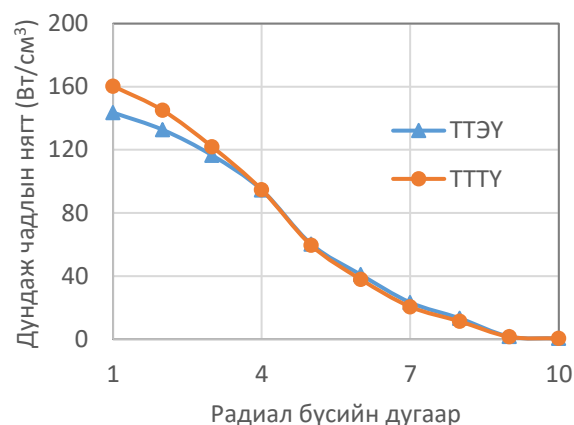
2. Удирдлагын савааны үнэ

Энэ хэсэгт өөрчлөн сайжруулсан загвартай голомт руу захын зургаан CRA-ийг бүрэн оруулан критик байдлын тооцооллыг явуулж, үнийг нь тооцоолох анализ гүйцэтгэв. CRA-ийн дизайн, материалын өгөгдөл нь өмнөх хэсэг 2.2-т харуулсантай адил болно. Өмнөх хэсэг 3.1-д дурдсан Загвар-1 ба Загвар-2 голомтууд ТТТҮ-д байх үед захын зургаан CRA-ийг бүрэн оруулан гүйцэтгэсэн критик байдлын анализаар гарган авсан эффектив үржүүлэгч фактор болон харгалзах реактивитийн утгыг Хүснэгт 3-ийн 5- ба 6-р баганад, харин сүүлийн баганад захын зургаан CRA-ийн үнийг харуулав. CRA-ийн үнэ гэдэг нь уг эвлүүлгийг голомт руу оруулсан болон оруулаагүй үед харгалзах реактивитийн зөрүү юм. Удирдлагын савааны үнийн утга нь реактивитийг хэр зэрэг сөрөг утгатай болгож байгааг илэрхийлнэ. Хүснэгт 3-ийн утгаас харахад, анхны голомтын ТЭ-ийн сэлгээний хугацааг багасган илүүдэл реактивитийг бууруулсан ч захын зургаан CRA-г голомт руу бүрэн оруулаад унтрааж чадахгүй байна. Түүнчлэн Загвар-1-д харуулснаар өөрчлөн сайжруулсан голомтыг ч мөн критикээс доогуур төлөвт оруулж, унтрааж чадахгүй байна. Голомтын сайжруулсан Загвар-2-т түлшний эвлүүлгийг сэлгэх хугацаа 530 ба 550 өдөр байхад, түлшний шаталтын бүтэн хоёр циклийн төгсгөлд илүүдэл реактивити нь харгалзан 2.3% ба 2.6% байсан байна. Энэ үед захын зургаан CRA-ийг бүрэн оруулахад реактор критикээс доогуур төлөвт амжилттай орж байгаа ба эдгээрийн

үнэ нь харгалзан -4.7% ба -5% байгаа нь реакторыг унтраах хэмжээ хангалттай байгааг харуулна.

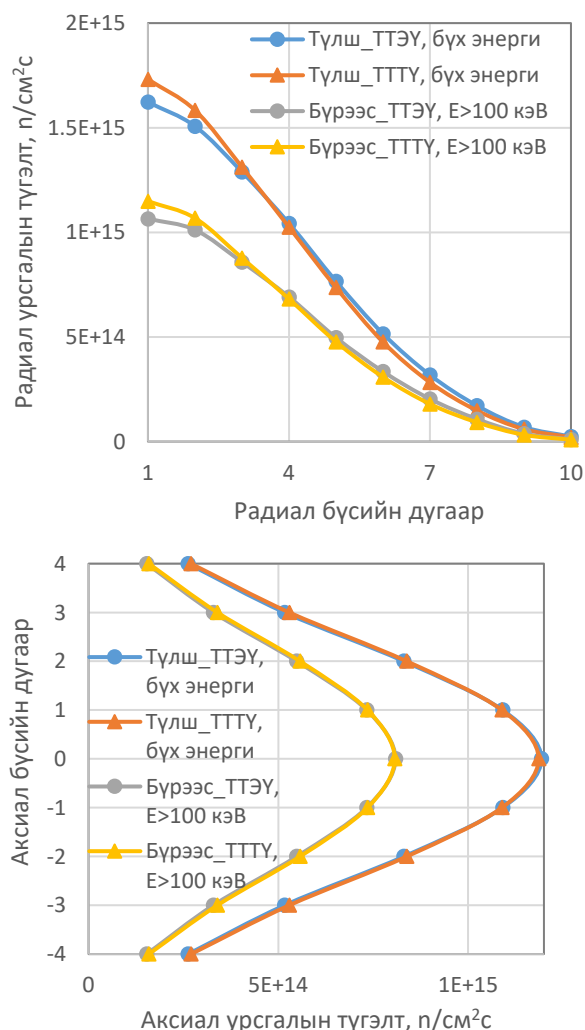
3. Тэнцвэрт төлөвийн анализ

Энэ хэсэгт Загвар-2-т харуулсан дизайнтай, илүүдэл реактивити багатай буюу 530 өдрөөр түлшний эвлүүлгээ сэлгэж байгаа голомтыг хоёр бүтэн циклийн дараа тогтвортой төлөвт хүрсэн эсэхийг шалгав.



Зураг 7. Загвар-2 голомтын ТТЭҮ ба ТТТҮ-д дундаж чадлын нягтын радиал түгэлт.

Зураг 7-д голомтын ТТЭҮ болон ТТТҮ-д дундаж чадлын нягтын радиал түгэлт, харин Зураг 8-д голомтын ТТЭҮ болон ТТТҮ-д түлш ба бүрээсийн мужаарх нейтроны урсгалын нягтын радиал болон аксиал түгэлтийг харьцуулан харуулав. Түлшний мужид бүх энергитэй нейтроныг авч үзсэн бол, бүрээсийн мужид 100 кэВ-ээс дээш энергитэй хурдан нейтроны түгэлтийг авч үзэв. Бүрээсийн материалд хурдан нейтроны үйлчлэлээр явагдах атомын шилжилт (DPA) зонхилдог бөгөөд энэ DPA-ийн хязгаарын утгаар уг материалын бүрэн бүтэн байдал тодорхойлогддог. Зураг 7 ба 8 дахь дундаж чадлын түгэлт болон нейтроны урсгалын түгэлтээс харвал Загвар-2 голомт нь ТЭ-ийн бүтэн 2 циклийн сэлгээний дараа тэнцвэрт төлөвт хүрсэн байна.

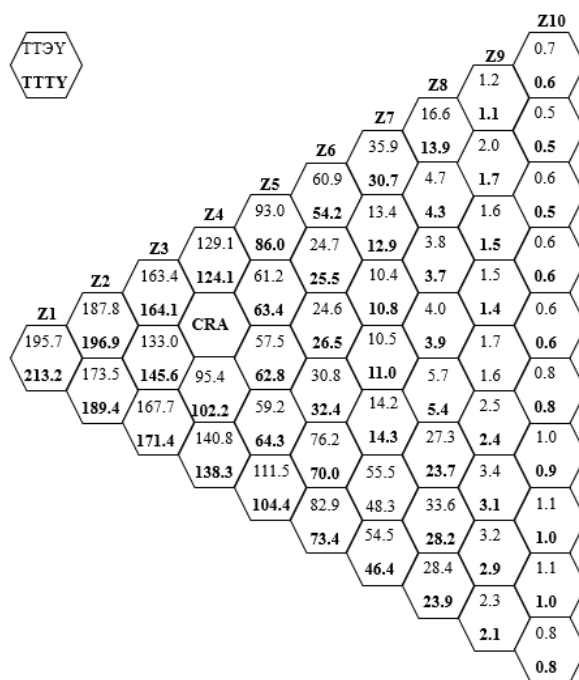


Зураг 8. Загвар-2 голомтын ТТЭУ ба ТТТҮ-д түлш ба бүрээсийн мужсаарх нейтроны урсгалын радиал ба аксиал түгэлт.

Түүнчлэн тэнцвэрт төлөвт хүрсэн голомтоос гаргаж буй ТЭ-ийн шаталт, бүрээсийн DPA, болон плутонийн изотопын концентрацийн утгыг тооцоолж шалгах шаардлагатай. Уг ТЭ-ийн шаталтын хамгийн бага, дундаж, хамгийн их утга нь харгалзан 38 МВт-өдөр/кгХМ, 136 МВт-өдөр/кгХМ ба 239 МВт-өдөр/кгХМ байв. Уг ТЭ-ийн түлшний бүрээсийн DPA-ийн хамгийн их утга нь 551 байсан ба энэ нь HT9 ган материалын аюулгүй ажиллагааны дээд хязгаар болох 650 DPA [3] утгаас хангалттай бага байна. Гэтэл голомтоос гаргаж буй ТЭ-ийн дээд доод төгсгөл хэсэгт үүсч хуримтлагдсан плутонийн изотоп плутонийн изотопын харьцангуй концентрац зэвсгийн зэрэглэлийн утгын хэмжээнд ($Pu^{239}>82\%$) байна. Хэрэв Pu^{239} изотопын харьцангуй концентрац 70%-82% бол реакторын зэрэглэлийн утга гэж үздэг [22]. Энэ асуудлыг шийдвэрлэх нэг арга нь голомтын өндрийг багасгаж, орой хэсэг болон ёроолоор алдагдах нейтроны тоог бууруулах юм.

4. Богино голомтын анализ

Өмнөх хэсэг 3.3-т сайжруулан өөрчилсөн Загвар-2 дизайнтай, тэнцвэрт төлөвийн төгсгөлд буй голомтоос гаргаж буй ТЭ дэх плутонийн изотопын концентрац зэвсгийн зэрэглэлийн утгын хязгаарт байсан тул асуудлыг шийдвэрлэх зорилгоор голомтын өндрийг 180 см-аас 140 см болгож багасгав. Голомтын өндрийг багасгаснаар эзэлхүүн ба гадаргуун талбайн харьцаа 47.4-өөс 41.2 болж буурч голомтоос алдагдах нейтроны тоо өөрчлөгдөн, урт голомттой үеийн бага шаталттай дээд доод хэсэг хасагдана. Түүнчлэн голомт дэх түлшний нийт масс багасч, голомтын аксиал бүсүүдийн дундаж чадлын нягт нэмэгдэж, богино голомтын дээд доод төгсгөл нь төвийн хавтгай руу өмнөхөөсөө ойртох тул локал нейтроны урсгал ихэснэ. Эдгээр үзэгдлийн үр дүнд хуваагдагч изотоп Pu^{239} -ийн локал хуваагдлын хурд нэмэгдэнэ. Улмаар ТЭ-үүдийн сэлгээний циклийн төгсгөлд голомтоос гаргаж буй шатсан ТЭ дэх энэ изотопын концентрац нь зэвсгийн зэрэглэлийн утгаас буурч реакторын зэрэглэлийн утгын хязгаарт орж аюулгүй болно.



Зураг 9. Загвар-2 голомтын 1/6 хэсгийн ТЭ бүрийн ТТЭУ ба ТТТҮ-д чадлын нягтын утга, Bm/cm^3 .

Энэ хэсэгт эхлээд бүх CRA-ийг голомтоос гаргасан нөхцөлд Загвар-2-т харгалзах голомтын дизайнтай, өндөр нь 140 см байх богино голомтыг 530 өдрийн сэлгээний хугацаатайгаар бүтэн хоёр циклийн турш түлшний шаталтын тооцоолол, дараа нь голомт руу захын зургаан CRA-ийг оруулсан үед тэдний үнийн анализыг гүйцэтгэв. Тооцооллын

нөхцөл өмнөх хэсэг 2.1 ба 3.3-д дурдсантай адил болно.-Нийт 108 сэлгээний дараа голомтын эффектив үржүүлэх факторын утга $k_{eff}=1.0260\pm0.0004$ байсан ба бусад үзүүлэлтээр нь тэнцвэрт төлөвт хүрсэн эсэхийг шалгав. Зураг 9-д Загвар-2 дизайнтай, богиносгосон голомтын 1/6 хэсгийн ТЭ бүрт ТТЭҮ ба ТТТҮ-ийн чадлын нягтын утгыг харуулав. Тухайн эвлүүлгийн үйлдвэрлэх чадлын нягтын утга нь тэнцвэрт төлөвийн турш бараг тогтмол байгаа нь ТТЭҮ ба ТТТҮ-д харгалзах утгууд ойролцоо байгаагаас харагдана. Мэдээж төвийн бүсийн ТЭ-үүдэд хуваагдагч изотопын концентрац их байгаагаас нейтроны урсгал харьцангуй өндөр тул бараг шинэ түлш байрлах, урсгал бага захын мужуудтай харьцуулбал их чадал үйлдвэрлэнэ. Чадлын нягт нь нейтроны урсгалтай шууд хамааралтай тул богино голомтын ТЭ-үүдийг хоёр бүтэн циклээр сэлгэсний дараа нейтроны урсгалын түгэлт тэнцвэрт төлөвийн турш өөрчлөгдөхгүй байв.

Тэнцвэрт төлөвт хүрсэн богино голомтоос гаргаж буй ТЭ-ийн шаталтын хамгийн бага, дундаж, хамгийн их утга нь харгалзан 93 МВт-өдөр/кгХМ, 173 МВт-өдөр/кгХМ ба 252 МВт-өдөр/кгХМ байсан ба түлшний бүрээсийн ДРА-ийн хамгийн их утга нь 585 байсан нь аюулгүй мужид байна. Уг ТЭ дэх плутонийн изотопын харьцангуй концентрацийн аксиал түгэлтийг өгсөн Хүснэгт 4-аас харвал реакторын зэрэглэлийн утгын хязгаараас хол хэтрээгүй байна.

Хүснэгт 4. Голомтоос гаргасан ТЭ дэх Pu-ийн изотопын харьцангуй концентрац

Аксиал бүсийн өндөр, см	Pu ²³⁸	Pu ²³⁹	Pu ²⁴⁰	Pu ²⁴¹	Pu ²⁴²
	(%)				
0-20	0.4	83.6	15.0	0.8	0.1
20-40	0.5	82.7	15.8	0.8	0.2
40-60	0.7	79.1	18.8	1.1	0.3
60-80	0.7	77.8	19.9	1.2	0.4
80-100	0.7	79.1	18.8	1.1	0.3
100-120	0.5	82.7	15.8	0.8	0.2
120-140	0.4	83.6	15.0	0.8	0.1

Дараа нь богино голомтын ТТТҮ-д байх нөхцөлд захын 6 CRA-ийг бүрэн оруулан тэдгээрийн үнийг тооцоолоход -4.94% утгатай буюу реакторыг унтраахад хангалттай байна.

5. Богино голомтын халуун сувгийн дулааны гидравликийн анализ

Реактор ердийн нөхцөлд, чадал үйлдвэрлэн аюулгүй ажиллаж буйг илтгэх нэг үзүүлэлт нь голомтын хаана ч материал бүрэн бүтэн байдлаа алдахгүй, цацраг орчинд алдахгүй байх явдал юм. Энэ нь голомтыг бүрдүүлэгч бүрэлдэхүүн хэсгүүдэд локал хайлалт, буцлалт, гулзайлт тахийлт үүсэх зэргээр механик ачаалал даах чадвараа алдахгүй байх болно. Үүнийг үнэлэх энгийн нэг арга нь голомтын хамгийн их чадал үйлдвэрлэж буй түлшний үүрт дулааны гидравликийн анализ гүйцэтгэж, түлшний үүрийн мужуудын хамгийн их температур аюулгүйн хязгаарт хүрэхгүйгээр, хуваагдлын энергийг хөргүүрт амжилттай дамжуулахыг харуулах явдал юм. Энэ тооцооллыг COMSOL multiphysics [23] программын дулаан шилжүүлэх модулийг ашиглан Загвар-2 дизайнтай богино голомтын хамгийн халуун түлшний үүрийн хөргүүрийг ердийн ажиллагааны үед хуйлрал үүсгэлгүй, тогтуун урсана гэж таамаглан гүйцэтгэсэн. Түлшний үүр лүү орж буй хөргүүрийн оролтын хурд ба температур нь харгалзан 10 м/с ба 640 К, гаралтын даралт 1 атм болно [24-26]. Уг түлшний үүрийн зөвхөн түлшний хэсгийг дулааны үүсгүүр, бусад хэсэгт хуримтлагдах дулааныг үл тооцом бага гэж үзсэн. Шаталтын тооцооллоос, тэнцвэрт төлөвт байх голомтын хамгийн их чадлыг үйлдвэрлэх ТЭ-ийг олоход энэ нь ТТТҮ-ийн голомтын төвийн эвлүүлэг ТЭ-37 байсан. ТЭ-37-ийн бүх 331 савааны үйлдвэрлэх чадлыг зөвхөн түлшний хэсгийн эзлэхүүнд үүснэ гэж тооцон түлшний нэг үүрт харгалзах аксиал чадлын нягтыг тооцоолсныг Хүснэгт 5-д жагсаав.

Халуун түлшний үүрийн бүрэлдүүлэгч метал түлш, НТ9 ган бүрээс, натри хөргүүрийн дулааны физикийн үзүүлэлтийг лавлах материалаас [28,27,26] авсан. Халуун сувгийн тогтвортой төлөвийн дулаан шилжүүлэх тооцооллоор түлш, бүрээс, хөргүүрийн мужийн температурын хамгийн их утга нь харгалзан 1524 К, 1517 К, 1513 К гэж үнэлэгдсэн. Харамсалтай нь, эдгээр хамгийн их температур нь харгалзан түлшний хайлах температур 1420 К [28], НТ9 бүрээсийн тахийлт эхлэх температур 923 К [27], харин натри хөргүүрийн буцлах температур 1156 К [26] утгаас хэтэрсэн байна. Иймд энэ ажлаар авч үзсэн геометртэй, дизайны параметр болон ажлын нөхцөлтэй RFBB-MS голомт аюулгүй ажиллах боломж хязгаарлагдаж байгаа тул цаашдын ажлаар реакторын чадлыг өөрчлөхгүйгээр хөргүүрийн оролтын хурдыг нэмэгдүүлж голомтод үүсэх хуваагдлын дулааныг хурдан зайлуулах эсвэл хөргүүрийн оролтын хурдыг одоогийн дээд хязгаарт нь хадгалан харин голомтын чадлыг багасгах замаар

халуун сувгийн хамгийн их температурыг бууруулах анализыг гүйцэтгэнэ.

Хүснэгт 5. Загвар-2 голомтын тэнцвэрт төлөвийн хамгийн халуун түлшний үүр дэх чадлын нягтын (Вт/см³) аксиал түгэлт.

Өндөр, см	Чадлын нягт	Өндөр, см	Чадлын нягт	Өндөр, см	Чадлын нягт
2.1	167.1	48.1	325.8	94.0	254.5
4.2	176.8	50.1	327.0	96.1	244.6
6.3	184.0	52.2	326.7	98.2	239.1
8.4	190.0	54.3	329.4	100.3	229.1
10.4	197.5	56.4	330.0	102.4	221.2
12.5	205.1	58.5	329.4	104.5	212.6
14.6	211.4	60.6	328.7	106.6	206.2
16.7	219.0	62.7	327.2	108.7	194.6
18.8	231.2	64.8	329.8	110.7	185.4
20.9	234.8	66.9	324.9	112.8	180.1
23.0	246.0	69.0	327.6	114.9	173.9
25.1	263.0	71.0	318.2	117.0	152.8
27.2	274.5	73.1	317.7	119.1	139.3
29.3	277.3	75.2	311.4	121.2	133.8
31.3	286.4	77.3	310.5	123.3	125.9
33.4	292.9	79.4	303.7	125.4	119.2
35.5	297.8	81.5	296.8	127.5	109.2
37.6	303.9	83.6	291.2	129.6	105.2
39.7	307.1	85.7	286.4	131.6	101.6
41.8	310.4	87.8	283.0	133.7	96.6
43.9	309.9	89.9	277.0	135.8	93.7
46.0	316.5	91.9	270.6	137.9	93.3
				140.0	66.2

■ ДҮГНЭЛТ

1. Энэхүү ажлаар 750 МВт-ду чадлын, U-2Zr түлштэй, шингэн натри хөргүүртэй, түлшний эвлүүлгийг сэлгэн байрлуулах схемтэй, түлшээ үржүүлэн шатаах хурдан реакторын голомтын тэнцвэрт төлөвийн анализ гүйцэтгэн, ажиллагааны параметруудийг тодорхойлов.

2. Түлшний шаталтын анализаар 180 см өндөр голомт тэнцвэрт төлөвт хүрсний дараа гаргаж буй ТЭ нь зэвсгийн зэрэглэлийн плутони агуулж байгааг тогтоов.
3. Харин 140 см өндөр харьцангуй богино голомтын тухайд тэнцвэрт голомтоос гаргаж буй шатсан ТЭ нь реакторын зэрэглэлийн буюу харьцангуй аюул бага плутони агуулахыг харуулав.
4. Улмаар богино голомтын хамгийн халуун сувгийн хөргүүр ба түлшний бүрээсийн температур реакторыг аюулгүй ажиллахад эрсдэлтэй утгад байгаа тул цаашдын судалгаанд реакторын чадлыг бууруулах, хөргүүрийн оролтын хурдыг нэмэгдүүлэх, шинэ хийцийн материал сонгох зэрэг аргыг судалж үзэх шаардлагатай.

■ ТАЛАРХАЛ

Энэхүү судалгааны ажлыг ШУТСангийн санхүүжилттэй ШУСС-2026/41 гэрээний дугаар ба P2026-5092 бүртгэлийн дугаартай “Цөмийн эрчим хүчний дэвшилтэт реакторын судалгаа” сэдэвт суурь судалгааны төслийн хүрээнд гүйцэтгэв.

■ АШИГЛАСАН МАТЕРИАЛ

- [1] International Atomic Energy Agency, Power reactor information system, <https://pris.iaea.org/pris/> (current as of June.05, 2026).
- [2] Ellis.T, et al., TWRs: A truly sustainable and full-scale resource for global energy needs. Proceedings of ICAPP'10, SanDiego, CA, USA, June 13-17, 2010, Paper 10189.
- [3] Gilleland. J, R. Petroski, and K. Weaver, The traveling wave reactor: design and development, Engineering, 2, 88–96 (2016).
- [4] Sekimoto. H. and K. Ryu, A New Reactor Burnup Concept CANDLER, Proc. Physor 2000, Pittsburgh, Pennsylvania, American Nuclear Society (2000).
- [5] Sekimoto. H, Application of CANDLER Burnup Strategy for Future Nuclear Energy Utilization, Prog. Nucl. Energy, 47, 91, 1 (2005); <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2005.05.007>
- [6] Greenspan. E, A phased development of B&B reactors for enhanced nuclear energy sustainability. Sustainability 4, 2745-2764, (2012). doi:10.3390/su4102745
- [7] Qvist. S and E. Greenspan, “Design space analysis for B&B reactor cores,” Nucl. Sci. Eng, 182, 197-212, (2016). <http://dx.doi.org/10.13182/NSE14-135>
- [8] Obara. T, K.Kuwagaki and J.Nishiyama, “Feasibility of burning wave fast reactor concept with rotational fuel shuffling,”Proc. of International Conference of Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17), IAEA-CN245-051, Yekaterinburg, Russia, 26-29 June 2017 (2017).
- [9] Kuwagaki. K, J.Nishiyama and T.Obara, “Concept of Stationary Wave Reactor with Rotational Fuel Shuffling,”

- Nucl.Sci.Eng, 191, 178-186, (2018).
<https://doi.org/10.1080/00295639.2018.1463744>
- [10] Kuwagaki. K, J.Nishiyama and T.Obara, "Concept of breed and burn reactor with spiral fuel shuffling," Ann.Nucl.Energy, 127, 130-138 (2019).
<https://doi.org/10.1016/j.anucene.2018.12.006>
- [11] Sambuu. O, et al., Neutron balance features in Breed-and-Burn fast reactors, Nucl. Sci. Eng., 196, 322-341, (2022).
- [12] С.Одмаа. Түлшээ үржүүлэн шатаах хурдан реакторын нейтроны тоог нэмэгдүүлэх боломжууд. МУИС, ФИЗИК. No 35 (594), , хх1-8 (2024)
<https://doi.org/10.22353/physics.v34i577.5914>
- [13] Sambuu. O, et al., Feasibility of breed-and-burn reactor core design with nitride fuel and lead coolant, Ann. Nucl. Energy., 182, 109583 (2023);
<https://doi.org/10.1016/j.anucene.2022.109583>
- [14] Sambuu. O, et al., Concept of Lead-Cooled Rotational Fuel-Shuffling Breed-and-Burn Fast Reactor. Transactions of the American Nuclear Society, 127, (1), 1052-1054 (2022)
- [15] Sambuu. O, et al., Feasibility of RFBBs with Silicide Fuel and Sodium Coolant, Accepted in publication to Transactions of the American Nuclear Society, Washington. D.C., November 12-15, 2023.
- [16] Sambuu.O, Van Khanh Hoang, Tsendsuren Amarjargal, Toru Obara. Fuel cycle features of RFBB fast reactor with advanced fuel. Journal of Nuclear Science and Technology.
<https://doi.org/10.1080/00223131.2025.2452455>
- [17] Тэмүүлэн. А., С.Одмаа. U3Si2 түлштэй түлшээ үржүүлэн шатаах хурдан реакторын голомтын дизайны харьцуулалт. МУИС-Физик, 39,631, хх1-12 (2026). <https://doi.org/10.22353/physics.v39i631.10496>
- [18] Van Khanh Hoang, Odmaa Sambuu, Jun Nishiyama & Toru Obara (2022). Feasibility of Sodium-Cooled Breed-and-Burn Reactor with Rotational Fuel Shuffling, Nuclear Science and Engineering, 196:1, 109-120, <https://doi.org/10.1080/00295639.2021.1951063>
- [19] Van Khanh Hoang, Odmaa Sambuu, Jun Nishiyama & Toru Obara (2023): Impact of the Melt-Refining Process on the Performance of Sodium-Cooled Rotational Fuel-Shuffling Breed-and-Burn Reactors, Nuclear Science and Engineering,
<https://doi.org/10.1080/00295639.2022.2153639>
- [20] Leppänen. J, Serpent—a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code, VTT Technical Research Centre of Finland (2015).
- [21] Chadwick. M.B., et al., ENDF/B-VII.0: Next Generation Evaluated Nuclear Data Library for Nuclear Science and Technology, Nuclear data sheets, 107, 12, 2931 (2006).
- [22] B. Pellaud, Proliferation Aspects of Plutonium Recycling, J. of Nucl. Mat. Management, Vol XXXI, No. 1, 30-38 (2002).
- [23] COMSOL AB, 2020, COMSOL-5.6. Multiphysics Modelling, Finite Element Analysis, and Engineering Simulation Software, <https://www.comsol.com> (current as of June, 2021).
- [24] Huaming Li, et.al., Thermodynamic properties of liquid sodium under high pressure. AIP Advances 7, 045305 (2017). <https://doi.org/10.1063/1.4980023>
- [25] Tucek, K., et al., 2006. Comparison of sodium and lead-cooled fast reactors regarding reactor physics aspects, severe safety and economical issues, Nucl. Eng. Des., 236, 1589-1598
- [26] Sobolev, V., 2011. Database of thermophysical properties of liquid metal coolants for GEN-IV, SCK-CEN-BLG-1069, Scientific report of the Belgian Nuclear Research Centre, Belgium.
- [27] Chen. Y, Irradiation effects of HT-9 martensitic steel, Nucl.Eng.Tech., 45, 311-322 (2013).
- [28] Ahn, S., Irukuvarghula, S., & McDeavitt, S. M. (2014). Thermophysical investigations of the uranium-zirconium alloy system. Journal of Alloys and Compounds, 611, 355-362. <https://doi.org/10.1016/j.jallcom.2014.05.126>

Design feasibility of a sodium-cooled breed-and-burn fast reactor core with metallic uranium fuel

S. Odmaa^{1,2}

Abstract: A fast reactor that breeds fissile material while simultaneously burning fuel to produce energy is considered one of the innovative concepts of nuclear power reactors. In such reactors, the use of natural uranium provides the basis for fuel breeding. In order to maintain a core composed of unenriched uranium in a critical state, a fuel shuffling strategy is employed, in which fuel with a relatively high atomic density of fissile isotopes is periodically relocated to regions of high neutron flux in a core. This approach increases the neutron economy in the core and supports sustained reactor operation. The feasibility of breed-and-burn fast reactor core designs has been investigated for various combinations of fuel, cladding, and coolant materials. The objective of the present study is to evaluate the design feasibility of a breed-and-burn fast reactor core with a fuel shuffling scheme, employing metallic uranium fuel containing 2 wt.% zirconium (U–2Zr), liquid sodium coolant. For this purpose, equilibrium-state neutronic analysis and thermal-hydraulic analysis are performed, and key neutronic and hot-channel parameters are evaluated to assess the overall core performance and design viability.

* E-mail address: sodmaa1@num.edu.mn; sodmaa1@gmail.com

Received: July 2, 2026. Revised: September 25, 2026. Accepted: October 2, 2026.

©2026. National University of Mongolia. All rights reserved.