



VTT Technical Research Centre of Finland

Kehittyneet polttoainekierrot maailmalla

Häkkinen, Silja; Wiikinkoski, Elmo

Published: 27/02/2019

Document Version
Publisher's final version

[Link to publication](#)

Please cite the original version:

Häkkinen, S., & Wiikinkoski, E. (2019). *Kehittyneet polttoainekierrot maailmalla*. VTT Technical Research Centre of Finland. VTT Tutkimusraportti No. VTT-R-00255-19

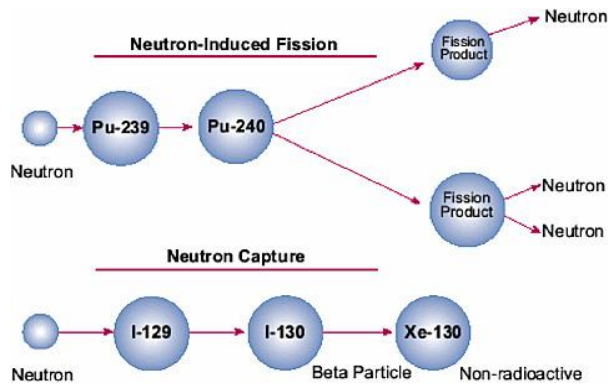
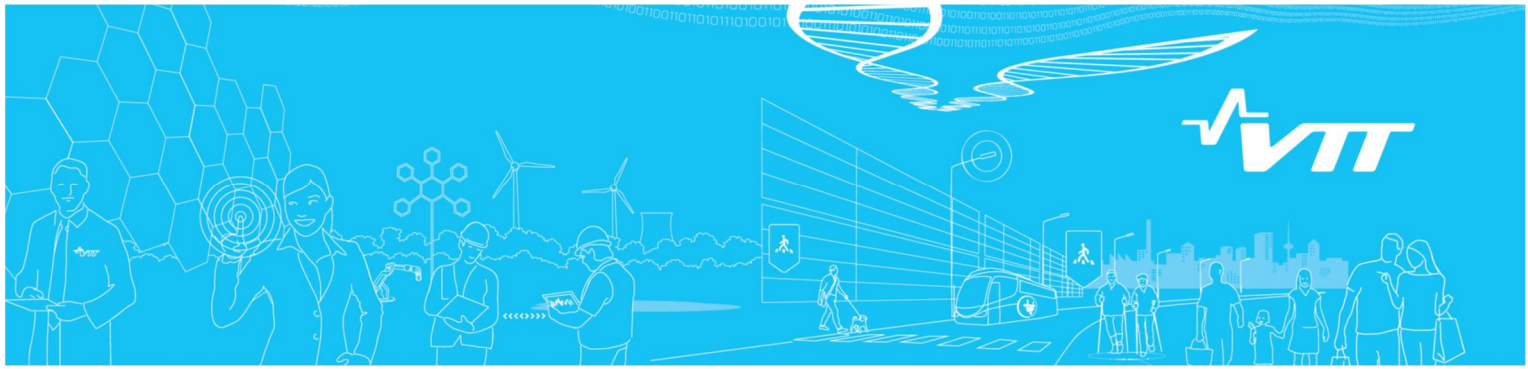
VTT
<https://www.vttresearch.com>

VTT Technical Research Centre of Finland Ltd
P.O. box 1000
FI-02044 VTT
Finland

By using VTT Research Information Portal you are bound by the following Terms & Conditions.

I have read and I understand the following statement:

This document is protected by copyright and other intellectual property rights, and duplication or sale of all or part of any of this document is not permitted, except duplication for research use or educational purposes in electronic or print form. You must obtain permission for any other use. Electronic or print copies may not be offered for sale.



Kehittyneet polttoainekierrot maailmalla

Kirjoittajat: Silja Häkkinen (VTT) ja Elmo Wiikinkoski (HYRL)

Luottamuksellisuus: julkinen

Raportin nimi Kehittyneet polttoainekierrat maailmalla		
Asiakkaan nimi, yhteyshenkilö ja yhteystiedot VYR Linda Kumpula, TEM		Asiakkaan viite KYT 20/2018
Projektin nimi Kehittyneet polttoainekierrat - Skenaario- ja inventaarilaskenta		Projektin numero/lyhytnimi 117549 KYT2018_KOSKI 2018
Raportin laatija(t) Silja Häkkinen ja Elmo Wiikinkoski		Sivujen/liitesivujen lukumäärä 23/
Avainsanat transmutaatio, erotustekniikka, kehittyneet polttoainekierrat, nopeat reaktorit, jälleenkäsittely, ydinjäte, loppusijoitus		Raportin numero VTT-R-00255-19
Tiivistelmä <p>Kehittyneiden polttoainekiertojen tavoitteita ovat muun muassa uraanivarojen tehokas käyttö ja korkea-aktiivisen ydinjätteen määrän ja radiotoksisuuden vähentäminen. Tähän tavoitteeseen pyritään transmutoimalla käytetyn ydinpolttoaineen pitkäikäisiä, hyvin radioaktiivisia ja lämpöä generoivia nuklideja kehittyneissä neljännen sukupolven reaktoreissa. Transmutaatio- ja erotustekniikan tutkimuksen kohteena ovat pääasiassa plutonium ja sivuaktinidit (neptunium, amerikium ja curium), mutta myös joidenkin pitkäikäisten fissiotuotteiden, kuten I-129 ja Tc-99, transmutaatiota on harkittu.</p> <p>Kehittyneitä polttoainekiertoja tutkitaan maailmalla laajasti. Käytetyn polttoaineen jälleenkäsittelyä ja suljettua polttoainekiertoa tutkitaan aktiivisesti ensisijaisena ydinjätteen käsittelyvaihtoehtona Intiassa, Japanissa, Kiinassa, Ranskassa ja Venäjällä. Näissä maissa kehitetään nopeita reaktoreita ja tavoitteena on siirtyä suljettuun polttoainekiertoon. Nopeiden reaktorien kehityksessä johtava maa on tällä hetkellä Venäjä, joka on liittänyt kaksi nopeaa natriumjäähdytteistä reaktoria maan sähköverkkoon.</p>		
Luottamuksellisuus	julkinen	
Espoo 27.2.2019 Laatija	Tarkastaja	Hyväksyjä
Silja Häkkinen, tutkija	Pauli Juutilainen, tutkija	Petri Kotiluoto, tiimipäällikkö
VTT:n yhteystiedot		
Jakelu (asiakkaat ja VTT) TEM, KYT2018 tukiryhmä2, VTT, HYRL		
<i>VTT:n nimen käyttäminen mainonnassa tai tämän raportin osittainen julkaiseminen on sallittu vain Teknologian tutkimuskeskus VTT Oy:ltä saadun kirjallisen luvan perusteella.</i>		

Sisällysluettelo

Sisällysluettelo.....	2
1. Johdanto.....	3
2. Tutkimusmenetelmien kehitys.....	3
2.1 Skenaariomallinnuksen kehitys.....	3
2.2 Erotusmenetelmien kehitys.....	6
3. Kansainvälinen tutkimus	8
3.1 Kiihdytinavusteisten reaktorien (ADS) tutkimus.....	8
3.2 Transmutaatioon soveltuvia reaktorikonsepteja	9
3.2.1 TWR	9
3.2.2 Plutoniumin poltto HTGR reaktorissa	10
3.2.3 SAMOFAR.....	11
3.3 Tulevia erotusmenetelmiä käytetyn ydinpolttoaineen jälleenkäsittelyssä.....	12
4. Maakohtainen tutkimus	13
4.1 Intia.....	15
4.2 Iso-Britannia	16
4.3 Japani.....	16
4.4 Kiina	17
4.5 Ranska	17
4.6 Venäjä	18
5. Yhteenveto.....	19
Lähdeviitteet.....	20

1. Johdanto

Kehittyneet polttoainekierron pyrkivät muun muassa käyttämään uraanivaroja mahdollisimman tehokkaasti sekä pienentämään geologista loppusijoitusta vaativan korkea-aktiivisen jätteen määrää ja radiotoksisuutta. Tähän tavoitteeseen pyritään yleisesti jälleenkäsittämällä ja kierrättämällä joitain osia käytetystä polttoaineesta. Uraanin ja plutoniumin kierrätys esimerkiksi MOX-polttoaineena tehostaa uraanivarojen käyttöä, mutta myös pienentää jätteeseen jääviä korkea-aktiivisia ja pitkäikäisiä plutoniumin isotooppeja, kuten Pu-239 ($T_{1/2} = 24\,000$ v).

Plutoniumin lisäksi käytetyssä polttoaineessa on muitakin suhteellisen pitkäikäisiä, hyvin radioaktiivisia ja runsaasti lämpöä tuottavia urania raskaampia nuklideja. Tärkeimpiä näistä ovat sivuaktinidit neptunium, amerikum ja curium. Sivuaaktinideja on mahdollista hävittää transmutoimalla niitä nopeassa neutronivuossa stabiileiksi tai lyhytikäisemmiksi nuklideiksi. Samalla ydinjätteen lämmöntuotto pienenee, mikä pienentää loppusijoitusluolan tilan tarvetta.

Useimmat reaktorikonseptit, joissa sivuaaktinidien hävittämistä transmutaatiolla suunnitellaan, vaativat erityisen sivuaaktinideja sisältävän polttoaineen valmistamista. Tätä varten sivuaaktinidit on ensin erotettava käytetystä polttoaineesta. Uraanin ja plutoniumin erottamiselle käytetystä polttoaineesta on jo olemassa pitkään käytettyjä teollisia menetelmiä, mutta sivuaaktinideille tällaisia prosesseja ei ole vielä kehitetty. Erotustekniikan tutkimus onkin oleellinen osa kehittyneiden polttoainekiertojen tutkimusta.

KYT2014-ohjelmakaudella tehtiin kaksi kirjallisuusselvitystä kehittyneisiin polttoainekiertoihin liittyen [1,2]. Tämä raportti jatkaa ja täydentää aiemmissa raporteissa kuvattua kehittyneiden polttoainekiertojen kansainvälistä tutkimusta.

2. Tutkimusmenetelmien kehitys

2.1 Skenaariomallinnuksen kehitys

Erilaisia ydinpolttoainekiertoja voidaan mallintaa ja vertailla keskenään skenaariokoodilla. Skenaariokoodit ovat laskentaohjelmia, jotka kykenevät mallintamaan polttoainekiertoa aina malmin louhinnasta loppusijoitukseen saakka myös suurille ydinenergiajärjestelmille, kuten kokonaisten maiden reaktorikapasiteetin seuranta. Näillä ohjelmilla on mahdollista selvittää esimerkiksi uraanin tarvetta erilaisissa skenaarioissa sekä syntyvän ydinjätteen määrää nuklidikohtaisesti, ydinjätteen jälkilämpöä, erotellun plutoniumin määrää polttoainekierron eri vaiheessa sekä lukuisia muita ydinpolttoainekiertoa liittyviä tekijöitä. Skenaariokoodit mahdollistavat erilaisten ydinpolttoainekiertoavaihtoehtojen vertailun ja esimerkiksi plutoniumin ja sivuaaktinidien hävityskapasiteetin arvioinnin eri vaihtoehtoisissa. Skenaariokoodia on kehitetty lähinnä tutkimuskäyttöön eikä niitä ole erityisesti kaupallistettu. Maksullisiakin lisenssejä kuitenkin löytyy. Taulukossa 1 on esitetty joitain eri skenaariokoodia. Näistä muutamia on kuvattu tässä kappaleessa tarkemmin. Tarkemmin kuvattaviksi on valittu yksi koodi Aasiasta (FAMILY), yksi Amerikasta (DYMOND) muutama Euroopasta (ANICCA, COSI ja SITON) sekä yksi avoimen lähdekoodin skenaariokoodi (CYCLUS).

Taulukko 1 Maailmalla kehitettyjä skenaariokodeja [3-19].

Skenaariokoodi	Kehittäjä	Valtio
ANICCA	SCK CEN	Belgia
COSAC	AREVA	Ranska
COSI6	CEA	Ranska
CYCLUS	avoin lähdekoodi	-
DANESS	ANL	USA
DESAE	Kurtšatov-instituutti	Venäjä
DYMOND	ANL	USA
EVOLCODE	CIEMAT	Espanja
FAMILY	JAEA	Japani
MARKAL	BNL	USA
NFCSS	IAEA	-
ORION	NNL	UK
SITON	MTA EK, BME NTI	Unkari
VISION	US DOE	USA

ANICCA on Belgiassa SCK-CEN:in kehittämä Pythonilla kirjoitettu skenaariokoodi. Ohjelma pakkaa materiaalin paketeiksi, joita seurataan ydinpolttoainekierron prosessista toiseen lähtien luonnonuraanista ja polttoaineen valmistuksesta, reaktorissa polton, väliaikaisvarastoinnin ja jälleenkäsittelyn kautta loppusijoitukseen. Pakettien sisältämään informaatioon kuuluu isotooppivektori, materiaalin määrä ja paketin nimi. Ohjelmalle annetaan syöttötietoina reaktorin käyttöhistoria, laskettavat aikavälit ja laskuissa seurattavat nuklidit. Tuloksena saadaan ainakin tarvittavan polttoaineen määrä, tuotetun ydinjätteen määrä, jätteen radioaktiivisuus ja hajoamislämpö [3].

COSI6 on CEA:n Ranskassa vuodesta 1985 lähtien kehittämä skenaariokoodi. COSI6 sisältää useita moduuleja, jotka kuvaavat polttoainekierron eri vaiheita. Näitä ovat reaktorit, erilaiset laitokset polttoaineen väkevöintiä, jälleenkäsittelyä, valmistusta ym. varten, materiaalivarastot, käytetyn polttoaineen välivarastot, polttoaineen kuljetus ja loppusijoituslaitokset. Näiden moduulien väliset yhteydet kuvataan erilaisilla materiaalipoluilla. Polttoainekierron alkupään (front-end) materiaalipolut kuvaavat materiaalivirtoja moduulien välillä reaktoria kohti. Kierron loppupään (back-end) materiaalipolut kuvaavat materiaalivirtoja moduulien välillä reaktorista poistamisen jälkeen. Lisäksi jätteen materiaalipolut kuvaavat ydinjätteen materiaalivirtoja jätelaitosten kuten välivarastojen ja loppusijoituslaitoksen välillä. Jälleenkäsittelylaitokset, reaktorit ja valmiit varastot eivät kuulu materiaalipolkuihin. Nämä laitokset ohjaavat simulaatiota.

COSI6 sisältää kaksi fysikaalista mallia polttoainekierron simuloimiseksi, ekvivalenssimalli ja palamamalli. Ekvivalenssimalli on laskentamenetelmä, joka selvittää tuoreen polttoaineen nuklidikoostumuksen polttoaineen tehokkuuden ja sydämen kriittisyyden kannalta. Ekvivalenssimalli liittyy aina tiettyyn reaktori- ja polttoainetyyppiin. Niitä on kahdenlaisia, muokattavia malleja ja vakiomalleja, joita voi käyttää sellaisenaan. Vakiomalleilla voi mallintaa PWR-reaktorien polttoainetta, jossa käytetään joko uudelleen väkevöityä uraania tai MOXia. Nopeiden reaktorien polttoainetta mallinnetaan modifioitavalla ekvivalenssimallilla. [5]

Nuklidien palamaa ja hajoamista mallinnetaan CEA:n, COGEMA:n ja AREVA:n kehittämällä CESAR koodilla [6,7]. COSI6:ta voidaan käyttää neljän eri CESAR-version kanssa CESAR4, CESAR5.1, CESAR5.3 ja CESAR5.3 HN. Kaikki versiot käyttävät yksiryhmäisiä vaikutusaloja. CESAR5.3 on validoitu CEA:n referenssikoodia DARWIN [8] vasten ja sitä käytetään La Hagen jälleenkäsittelylaitoksella määrittämään käytetyn polttoaineen nuklidikoostumusta. Versio 4 on tarkoitettu nopeutettuja laskuja varten ja se sisältää vain 21 aktinidi-isotooppia ja fissiotuotteet käsitellään yhtenä makro-isotooppina. Tarkempaa laskua varten on käytettävä CESAR:in versiota 5.1 tai 5.3. Molemmat sisältävät 109 raskasta nuklidia (TI → Cf) ja yli 200

fissiotuotetta. Versiot eroavat siinä, käytetäänkö ydinvakiokirjastona JEFF-2 (versio 5.1) vai JEFF-3.1.1 (versio 5.3). Laskenta-aika näillä versioilla on huomattavasti pidempi kuin versiolla 4. Tämän vuoksi jonkinlaiseksi välimuodoksi on kehitetty versio 5.3 HN, joka sisältää vain 109 raskasta nuklidia ja fissiotuotteet mallinnetaan yhtenä makro-nuklidina, kuten versiossa 4.

Nuklidi-inventaarien, jälkilämmön, radiotoksisuuden ja muiden tavanomaisten skenaariokoodien tulosten lisäksi COSI6:lla on mahdollista arvioida myös polttoainekiertoon liittyviä kustannuksia ja proliferaatiota. COSI6 lienee laajimmin käytetty maksullisen lisenssin vaativa skenaariokoodi. CEA:n lisäksi sitä on käytetty ainakin KIT:ssä Saksassa, ENEA:ssa Italiassa, IRSN:llä Ranskassa ja VTT:llä Suomessa.

CYCLUS on C++:lla kirjoitettu avoimen lähdekoodin skenaariokoodi. Kaikki komponentit ja kirjastot perustuvat avoimeen saatavuuteen, joten Cyclus on kaikkien halukkaiden käyttäjien ulottuvilla. Cyclus seuraa materiaalivirtoja ja mallintaa polttoainekiertoa liittyviä laitoksia diskreetteinä paketteina, kuten moni muukin skenaariokoodi. Erona joihinkin muihin on se, että Cyclus pystyy erottamaan yksittäisiä laitoksia kuten reaktoreita kokonaisista reaktoriryhmistä. Ohjelma perustuu itsenäisiin moduuleihin, jotka kuvaavat erilaisia polttoainekiertoa liittyviä laitoksia. Moduuleja voidaan kehittää ja lisätä kulloisenkin mallinnustarpeen mukaisesti, mikä tuo joustavuutta ohjelman käyttöön ja kehitykseen. [9,10]

DYMOND on Yhdysvalloissa ANL:n vuodesta 2001 lähtien kehittämä skenaariokoodi [12]. DYMOND kehitettiin alun perin neljännen sukupolven reaktoreihin liittyvän tutkimusryhmän tarpeisiin ja sen pohjalta on kehitetty useita muita skenaariokodeja, kuten esimerkiksi VISION [19]. Ohjelmalle syötetään energian tarve ajan funktiona, reaktorien ja polttoaineen ominaisuudet sekä muihin laitoksiin liittyvät parametrit, kuten polttoaineen kierrätykseen ja varastointiin liittyvä informaatio. Pääasiallinen ohjelman laskema tulos on kunkin tyyppisten reaktorien tarvittavat määrät ajan funktiona. Ohjelma ei itse tee palamalaskua vaan tuoreen ja käytetyn polttoaineen koostumukset lasketaan erillisillä ohjelmilla. DYMOND ei kykene seuraamaan erillisiä nuklidivirtoja vaan materiaalit on luokiteltu isommiksi kokonaisuuksiksi. Esimerkiksi fissiotuotteet ovat oma kokonaisuutensa ja sivuaktinidit omansa. Nämä yksinkertaistukset aiheuttavat epätarkkuuksia määritettyihin nuklidivirtoihin, mutta laskenta-ajat pysyvät toisaalta hyvin lyhyinä. [13]

FAMILY on JAEA:n Japanissa ainakin 1990-luvulta asti kehittämä skenaariokoodi. FAMILY koostuu neljästä työkalusta: syöttötyökalu, ratkaisija, graafinen työkalu ja loppukäsittelijä (post-processor). Materiaalien massoja voidaan seurata mallinnettavan systeemin osissa tai koko systeemissä. Mallinnettavia osia ovat väkevöintilaitos, polttoaineen valmistus- ja jälleenkäsittelylaitokset sekä käytetyn polttoaineen varastot polttoainekierron eri vaiheissa. FAMILY pystyy laskemaan useita eri reaktorityyppejä samanaikaisesti. Nopeiden reaktorien malleja löytyy ainakin natriumjähdytteiselle, kaasujähdytteiselle ja lyijy-vismutti-jähdytteiselle reaktorille. Käytetyn polttoaineen jälleenkäsittelyyn löytyy kolme erilaista laitosmallia erilaisille LWR-polttoaineille (LWR-UOX, LWR-MOX ja sekoitus molemmista) sekä jälleenkäsittelylaitoksen malli nopean reaktorin käytetylle polttoaineelle.

Ratkaisija on ehkä oleellisin FAMILYn työkaluista. Se koostuu kolmesta moduulista: polttoainekierron alkupään (front-end) laitokset, reaktorit ja kierron loppupään (back-end) laitokset. Front-end moduuli laskee pääasiassa uraanin, plutoniumin ja sivuaktinidien tarvetta sekä valmiin polttoaineen määrää. Reaktorimoduulin palamalaskenta perustuu ORIGENin avulla laskettuihin palamamatriiseihin. Palamamatriisi lasketaan erikseen jokaiselle halutulle reaktorityypille.

FAMILYn graafinen työkalu tuottaa tuloksista automaattisesti useita Excel-pohjaisia taulukoita ja kaavioita. Loppukäsittelijä (post-processor) tekee puolestaan erillisiä tulosten analysointiin liittyviä laskuja, kuten esimerkiksi fissiotuotteiden määrä jälleenkäsittelylaitoksessa ja hajoamislämpö. [14]

SITON on Unkarissa MTA EK:n (Hungarian Academy of Sciences Centre for Energy Research) ja BME NTI:n (Institute of Nuclear Techniques, Budapest University of Technology and Economics) kehittämä fortranilla kirjoitettu skenaariokoodi. SITON mallintaa materiaalia, laitoksia ja aikaa diskreeteissä yksiköissä. Mallinnettuihin laitoksiin kuuluvat materiaalivarasto, väkevöintilaitos, polttoaineen valmistuslaitos, reaktori, käytetyn polttoaineen jälleenkäsittelylaitos ja väliaikaisvarasto. Näiden laitosten välillä siirrellään diskreettejä materiaali- ja polttoainepaketteja, joiden koostumus on määritelty nuklideittain. Vain fissiilejä ja fertiilejä alkuaineita ja fissiotuotteita seurataan huomioiden yhteensä 52 nuklidia. SITONin tärkein syöttötieto on kustakin reaktorista vaadittu sähköteho, minkä avulla se laskee nuklidikohtaiset materiaalivirrat ajan funktiona eri laitoksissa. [17]

Suoran polttoainekierron reaktorimalleissa SITON käyttää palamataulukkoita käytetyn polttoaineen koostumuksen määrittämiseen. Palamataulukot sisältävät polttoaineen nuklidikoostumuksen palaman funktiona, kun tuoreen polttoaineen alkukoostumus pysyy vakiona. Taulukoita ei ole integroitu SITONin vaan käyttäjä voi laskea omansa ja käyttää niitä. [17]

Jos käytettyä polttoainetta kierrätetään, palamataulukot eivät enää toimi, sillä tuoreen polttoaineen koostumus voi vaihdella paljonkin muun muassa plutonium-vektorin muuttuessa kierrätyskertojen funktiona. Tätä varten SITONin kehittäjät ovat luoneet FITXS-menetelmän, joka tekee yksiryhmäisille vaikutusaloille polynomisovituksen polttoaineen koostumuksen funktiona. Menetelmässä valitaan ensin sovituksessa käytetyt parametrit, joita ovat käytännössä ne nuklidit, joilla on suurin vaikutus neutronispektriin. Seuraavaksi lasketaan vaikutusalatietokanta polttoaineen erilaisille nuklidikoostumuksille. Lopuksi tehdään varsinainen epälineaarinen polynomisovitus vaikutusaloille polttoaineen koostumuksen funktiona. [18]

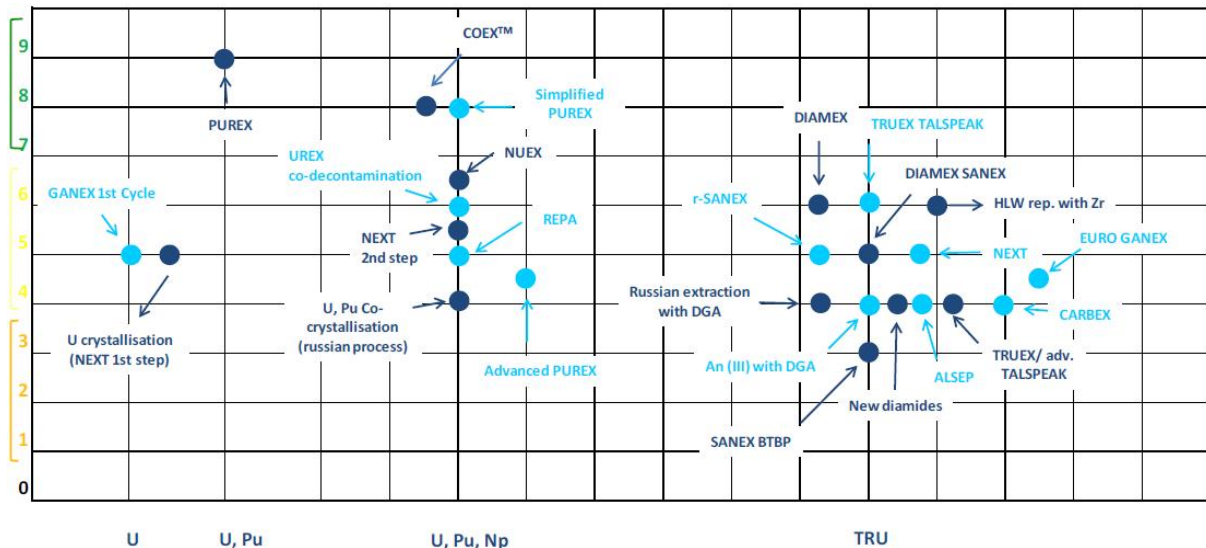
Ensimmäiset FITXS:llä lasketut SITONin reaktorimallit ovat kaasujäähdytteinen nopea reaktori GFR2400 ja MOXia polttava EPR-reaktori. Ohjelma on vahvasti kehitysvaiheessa, mutta sen eteen tehdään jatkuvasti töitä. Hiljattain on muun muassa laskettu natriumjäähdytteisen nopean reaktorin (SFR) reaktorimalli, jota on sovellettu NEAn asiantuntijaryhmän AFCS laskennassa [20]. FITXS:n integrointi SITONin on parhaillaan meneillään. Myös VTT:llä on otettu SITON käyttöön ja tarkoitus on osallistua ohjelman kehitykseen [21].

2.2 Erotusmenetelmien kehitys

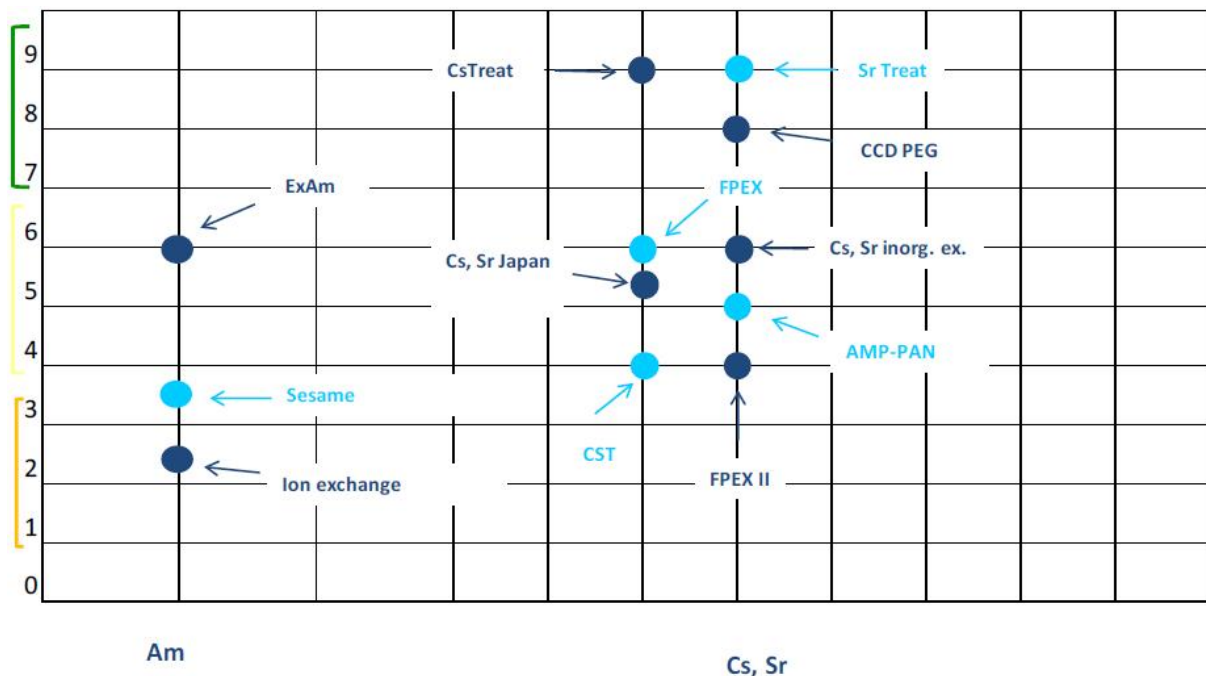
NEA on vuoden 2018 julkaisussaan ydinpolttoainekiertojen nykytilasta arvioinut käytössä ja kehitteillä olevien vesi- ja pyrokemiallisten erotusmenetelmien kypsyyttä [22]. Kypsyys arvioidaan kehitysasteluvuilla 1-9. Kehitysaste 9 viittaa valmiiseen menetelmään, joka on jo pidemmän aikaa ollut käytössä teollisuusmittakaavassa, kehitysasteet 7-8 viittaavat teollisuusmittakaavassa testattuihin menetelmiin jotka eivät vielä ole jatkuvassa käytössä, ja tätä pienemmät luvut kuvaavat menetelmänkehityksen kypsyyttä asteittain (pienempi tarkoittaa varhaisempaa). Kehitysasteelle 9 yltää nykyisinkin vain uraanin ja plutoniumin erotukseen 1950-luvulta asti kehitetty PUREX-uuttoprosessi, sekä Suomessa 1990-luvulla cesiumin ja strontiumin selektiivisiin erotuksiin kehitetyt CsTreat- ja SrTreat-ioninvaihtimet (kuvat 1 ja 2). PUREX-prosessin erilaiset jatkokehitykset yltävät korkeintaan asteelle 8, kuten myös cesiumin ja strontiumin erotuksiin suoraan korkea-aktiiviselle ydinjätteelle tarkoitettu kehittynein uuttomenetelmä (CCD PEG, kuva 2). Kaikki muut vesikemialliset menetelmät on luokiteltu valmiusasteille 1-6, eli niitä ei ole testattu isommassa mittakaavassa kuumiin liuoksiin. Asteilla 5 ja 6 olevia menetelmiä on tutkittu jo laboratorio-oloissa joitakin vuosia tai korkeintaan vuosikymmeniä, ja niiltä voidaan odottaa kuumia testejä lähivuosina.

Kevytvesireaktoriin ja nopeiden reaktoriin oksidi- sekä metallipolttoaineille soveltuvia pyrokemiallisia erotusmenetelmiä on tutkittu eniten Japanissa ja Yhdysvalloissa. Yhdysvaltojen elektrokemialliseen erotukseen perustuva sulasuolamenetelmä on kehitykseltään edistynein (7), sillä menetelmällä on puhdistettu uraania pilottimittakaavassa

Idaho National Laboratoryssa ja pilotista saadun kokemuksen perusteella on rakennettu ja testattu kaupallinen prototyyppi Argonne National Laboratoryssa. Nitridipolttoaineille on Venäjällä kehitetty vesi- ja pyrokemiallisia erotustekniikoita yhdistelevää hybridimenetelmää, joka niin ikään ylittää kehitysasteelle 7. Ensimmäinen teollisuusmittakaavan laitos on Venäjällä suunnitteilla nitridipolttoainetta käyttävän lyijyjäähdytteisen BREST-reaktorin yhteyteen. Kaikki muut pyrokemialliset menetelmät maailmalla (Yhdysvallat, Japani, Korea, Venäjä) ovat varhaisemmilla kehitysasteilla (1-6) [22].



Kuva 1. Aktinidien vesikemiallisten erotusmenetelmien tekniset kehitysasteet (1-9) [22].



Kuva 2. Amerikiumin, cesiumin ja strontiumin vesikemiallisten erotusmenetelmien tekniset kehitysasteet (1-9) [22].

3. Kansainvälinen tutkimus

3.1 Kiihdytinavusteisten reaktorien (ADS) tutkimus

Kiihdytinavusteiset reaktorit (Accelerator Driven Systems, ADS) ovat reaktoreita, joissa ketjureaktio pysyy käynnissä vain ulkoisesti tuotettujen neutronien avulla. Neutroneita tuotetaan spallaatioissa kohdistamalla korkeaenerginen protonisuihku suuren järjestysluvun raskasmetallikohtioon. Jos kohtio ympäröidään fissiilejä nuklideja sisältävällä vaipalla, voidaan näin ylläpitää fissioreaktiota ja tuottaa energiaa. Vaippamateriaalina voidaan käyttää myös esimerkiksi käytetyn polttoaineen sivuaktinideja, jolloin näitä nuklideja on mahdollista polttaa spallaatioissa syntyvien korkeaenergistien neutronien aiheuttamissa fissioissa. Samaa periaatetta voidaan soveltaa myös joihinkin pitkäikäisiin fissiotuotteisiin, kuten Tc-99 ja I-129. Nämä nuklidit voidaan teoriassa muuttaa lyhytikäisemmiksi neutronikaappauksen avulla. [23]

ADS reaktorin etuja ovat muun muassa joustava polttoaineen valinta ja turvallisuus. Reaktori pysyy käynnissä vain niin kauan kuin protonisuihku tuottaa neutroneja. Kun protonisuihku sammutetaan, sammuu myös reaktori. Joitain huonoja puolia ADS:än liittyen ovat toisaalta spallaatio-kohtioon kohdistuva räsitus, säteily ja korroosio sekä kiihdyttimen energiantarpeen aiheuttama energiatehokkuuden lasku. ADS-tekniikan käyttöönotto vaatii vielä useita kehitysaskelia kuten demonstraatioreaktorin rakentamisen, jossa reaktorin kyky nukliditransmutaatioon voidaan todentaa käytännössä sekä teollisuusmittakaavan demonstraatioita liittyen transmutaatioon, energian varastointiin ja sähköverkkoon liittämiseen. Näistä demonstraatioreaktoria MYRRHA on jo pitkään suunniteltu Belgiaan muun muassa EU-raham avulla [24]. [25]

ADS tutkimusta on tehty Euroopassa, Japanissa, Koreassa ja Yhdysvalloissa. Yksi ensimmäisistä ADS konsepteista on vuonna 1993 alkunsa saanut Italian ja CERNin yhteistyöllä kehitetty systeemi XADS (tai EAP80) eli "Reference Configuration of the ADS Experimental Facility". XADS koostuu alikriittisestä sydäimestä ja sen ulkopuolelle sijoitetusta ionikiihdyttimestä. Kiihdyttimestä lähtevä ionisuihku suunnataan sydämessä olevaan sulaan lyijykohtioon. Sula lyijy toimii tässä konseptissa myös reaktorin jäähdyttimenä. [25]

XADS-konseptia on kehitetty Euroopassa PDS-XADS projektissa (Preliminary Design Study of an eXperimental Accelerator Driven System). Sen tarkoitus oli osoittaa, että kiihdytin- ja reaktoriteknologia on mahdollista kytkeä toisiinsa turvallisella tavalla ja osoittaa XADS konseptin toimivuus transuraanien ja pitkäikäisten fissiotuotteiden hävittämisessä. Projektin puitteissa kehitetyistä reaktorikonsepteista MYRRHA on todennäköisesti tunnetuin ja pisimmälle kehitetty ADS systeemi.

MYRRHAn tarkoitus on toimia eurooppalaisen kokeellisen ADS-tutkimuksen perustana. MYRRHAan suunnitellaan 600 MeV protonikiihdytintä, josta lähtevä protonisuihku osuu kohtiona ja jäähdytteenä toimivaan sulaan lyijy-vismutti-seokseen. Polttoaineena käytetään MOXia. Systeemille on useita käyttötarkoituksia [25,26]:

- ADS konseptin demonstraatio
- ADSn turvallisuustutkimukset
- Sivuaaktinidien ja pitkäikäisten fissiotuotteiden transmutaatiotutkimukset
- Radionuklidien tuotanto lääketieteen tarkoituksiin
- Materiaalitutkimus
- Polttoainetutkimus

- Lyijyjäähdytteisten reaktorien kehittämiseen osallistuminen
- Koulutus

Tällä hetkellä projektin internetsivuilta löytyvän aikataulun mukaan protonikiihdyttimen pitäisi olla valmis vuonna 2026, minkä jälkeen alikriittisen reaktorin rakennus aloitetaan. Koko ADS-systeemin on tarkoitus valmistua vuonna 2033 [24].

Myös JAEA Japanissa ja KAERI Koreassa ovat kehittäneet omaa ADS konseptia. JAEA suunnittelee kahta vaihtoehtoa, joista ensisijainen on lyijy-vismutti-jäähdytteinen reaktori ja toisena vaihtoehtona natriumjäähdytteinen systeemi. Natriumjäähdytteinen versio koostuu protonikiihdyttimestä, kiinteästä tungsten-kohtiosta ja natriumjäähdytteisestä alikriittisestä reaktorista. Ensimmäisessä vaiheessa polttoaineena toimii tavallinen UO_2 -polttoaine ja seuraavassa vaiheessa käytetään uraaninitridi-polttoainetta. JAEAn tavoitteena on:

- tutkia sivuaktinidien säteilytystä ja transmutaatiota,
- validoida simulaatioita,
- demonstroida systeemin turvallisuus,
- kehittää laitteita mittauksia ja käyttöä varten sekä
- määrittää kriteerit kaupallisen mittakaavan ADS:lle [25].

KAERI on kehittänyt ADS systeemiä HYPER (HYbrid Power Extraction Reactor) jo vuodesta 1997. Sen tarkoitus on transmutoida PWR-reaktoreissa syntyneitä transuraaneja ja pitkäikäisiä fissiotuotteita. Kuten MYRRH:ssä, jäähdytteenä ja kohtiona toimii sula lyijy-vismutti. Polttoaineeksi suunnitellaan metallista U-TRU-Zr polttoainetta. [25]

3.2 Transmutaation soveltuvia reaktorikonsepteja

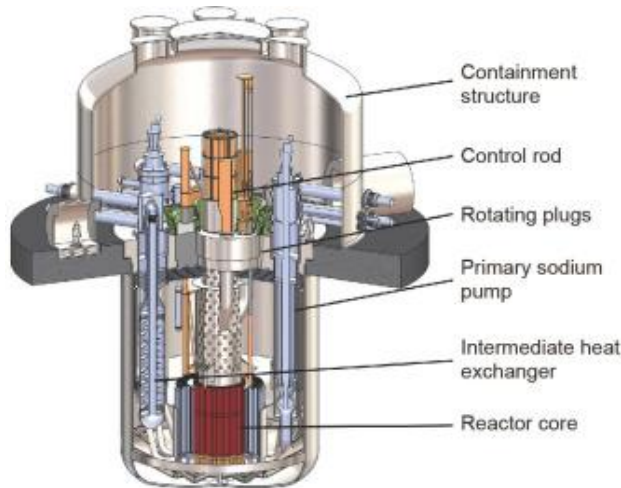
Edellisellä KYT:n tutkimusohjelmakaudella 2011-2014 julkaistussa raportissa [2] on kuvattu lyhyesti GIF-foorumissa (Generation IV International Forum) määritellyt lupaavat neljännen sukupolven reaktorit [27,28,29]. Näitä ovat natrium jäähdytteinen nopea reaktori (SFR), lyijyjäähdytteinen nopea reaktori (LFR), kaasujäähdytteinen nopea reaktori (GFR), hyvin korkean lämpötilan kaasujäähdytteinen reaktori (VHTR), ylikriittisen paineen vesijäähdytteinen reaktori (SCWR) ja sulasuolareaktori (MSR). Tässä kappaleessa esitellään joitain näihin reaktorityyppihin perustuvia viime aikoina tutkittuja sovelluksia.

3.2.1 TWR

TWR on lyhenne sanoista "Traveling Wave Reactor". Perusajatuksena TWR-konseptissa on reaktorisydämessä aaltomaisesti etenevä hyötö-polttoreaktio. Eli reaktoriin ladattua alikriittistä polttoainetta hyödetään kriittiseksi polttoaineeksi, jota puolestaan poltetaan fissioreaktiossa. Polttoreaktio etenee pikkuhiljaa reaktorissa alikriittiseksi poltetusta polttoaineesta kohti hyötöreaktion tuottamaa kriittistä polttoainetta aallon tavoin. TWR reaktori voi käyttää polttoaineenaan köyhdytettyä uraania, luonnon uraania, matalaväkevöityä uraania (< 5,5 % U-235) tai käytettyä polttoainetta. Konseptin etuja ovat muun muassa erittäin tehokas polttoaineen käyttö ja huomattava ydinjätteen määrän väheneminen ilman käytetyn polttoaineen jälleenkäsittelyn tarvetta. [30]

TerraPower [31] on kehittänyt TWR-konseptia vuodesta 2007 lähtien. Tavoitteena on rakentaa ensimmäinen reaktorin prototyyppi 2020-luvulla. TWR on perustyyppiltään tavanomainen natriumjäähdytteinen nopea hyötöreaktori (SFR) 600-1200 MWe sähköteholla. Reaktorin rakenne on esitetty kuvassa 3 [31]. Polttoaineena käytetään uraania metalliseoksessa. Tässä

mallissa hyötö-poltto -reaktio pysyy reaktorissa tietyssä kohdassa ja polttoainetta liikutellaan sydämessä fissiilin polttoaineen siirtämiseksi polttoalueelle ja ei-fissiilin polttoaineen tuomiseksi hyötöalueelle. Ensimmäinen reaktori käynnistetään matalaväkevöidyllä uraanilla, minkä jälkeen väkevöintiä ei tarvita. Myös ydinaseiden leviämisen riski pienenee vähäisen väkevöinnin, jälleenkäsittelyn tarpeettomuuden ja epäsäännöllisten ja hyvin pitkien polttoaineen latausvälien vuoksi.



Kuva 3. TWR-reaktorin rakenne [31].

Mahdollisuus polttaa reaktorissa hyödettyä polttoainetta suoraan ilman jälleenkäsittelyä perustuu polttoaineen suorituskyvyn ja reaktiivisuuden parantamiseen seuraavien tekijöiden avulla [30]:

- suojakuorimateriaalin optimointi,
- korkea uraaniosuus polttoaineen metalliseoksessa,
- polttoainesauvassa korkea palama ja vähäinen vääntyminen,
- kehittynyt matalan vääntymän nippukanava,
- hyvin vähäinen neutronivuoto sydämessä ja
- sydämen luontaisen vasteen parantaminen.

3.2.2 Plutoniumin poltto HTGR reaktorissa

Japanissa JAEA (Japan Atomic Energy Agency) on kehittänyt "clean burn" -nimisen plutoniumia erittäin tehokkaasti polttavan reaktoritekniikan perustuen korkean lämpötilan kaasujäähdytteisen reaktorin konseptille, HTGR [32]. Konsepti on periaatteessa vastaava kuin General Atomicsin (GA) aikaisemmin kehittämä "deep burn" [33]. Deep burn -tyyppinen transmutaatiolaitos sisältää viisi kriittistä grafiittihidasteista, helium-jäähdytteistä termistä reaktoria ja yhden vastaavan alikriittisen kiihdytinavusteisen reaktorin. Kriittisten reaktorien polttoaine on kahdentyyppistä keraamisella materiaalilla päällystettyä (TRISO) polttoainetta: fissiiliä transuraania (driver fuel) ja termisessä neutronispektrissä fertiiliä transuraania. Fissiili polttoaine tuottaa ylimääräisiä neutroneita, joita tarvitaan fertiilin polttoaineen transmutoimiseksi fissiiliksi polttoaineeksi ja näin tuotetun polttoaineen fissioitumiseksi. Alikriittisen reaktorin tehtävä on kasvattaa transmutaatiotehokkuutta tuottamalla kiihdyttimen avulla lisää neutroneja, jotta kriittisissä reaktoreissa poltetun polttoaineen transmutaatiota saadaan jatkettua. Alikriittinen reaktori käyttää kriittisten reaktorien käytettyä polttoainetta sellaisenaan ilman jälleenkäsittelyä. Termisten neutronien suuret vaikutusalat ja suhteellisen

pienet säteilyvauriot mahdollistavat korkean palaman, mikä johtaa transuraanien tehokkaaseen transmutoitumiseen. Konsepti perustuu korkean palaman raepolttoaineen käyttöön ja asteittain hidastettuihin neutroneihin. Transmutaatio tapahtuu yhdessä pitkässä palamajaksossa (satoja megawattipäiviä), jolloin pahimmasta ydinasemateriaalista, Pu-239, päästään käytännössä täysin eroon. Yleisesti urania raskaammista nuklideista transmutoituu noin 90 %.

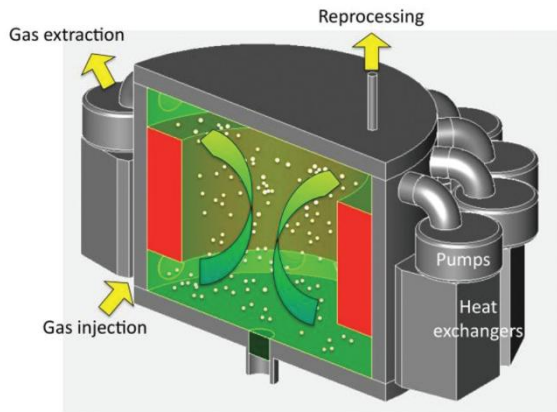
Deep burn -konsepti ei ole Japanissa mahdollinen, koska se käyttää polttoaineenaan pelkkää transuraa, jonka plutonium-osuus on melkein 100 %. Tällaisen polttoaineen käyttö olisi Japanin ydinaseiden leviämisen esto -politiikan vastaista. Plutoniumin osuus ei saa ylittää 50 % polttoaineessa eikä jälleenkäsittelyssä. Toisaalta plutoniumin sekoittaminen uraaniin, kuten MOX-polttoaineessa, tuottaa poltettaessa lisää plutoniumia U-238 isotoopin neutronikaappausten kautta. Ongelman välttämiseksi clean burn -konseptissa erotettu plutonium sekoitetaan uraanin sijasta yttriumoksidilla stabiloituun zirkoniumoksidi-matriisiin (YSZ). Clean burn -konseptin tavoite on saavuttaa 500 MWd/kg palama ja polttaa 95 % kaikesta Pu-239, joka on runsautensa ja fysiikkatunnetun vuoksi ydinaseiden leviämisen kannalta käytetyn polttoaineen ongelmallisimman nuklidi. Konsepti on vielä vahvasti tutkimus- ja mallinnusvaiheessa. Lisätutkimuksia tarvitaan muun muassa liittyen transienttien turvallisuusanalyysiin ja polttoaineen suunnitteluun ja valmistukseen.

3.2.3 SAMOFAR

Parhailtaan käynnissä olevassa EU-projektissa SAMOFAR (Safety Assessment of the Molten Salt Fast Reactor) kehitetään uudentyyppistä nopeaa sulasuolareaktoria (MSFR). Tavoitteena on saavuttaa läpimurto ydinturvallisuudessa ja ydinjätteen käsittelyssä kehittämällä MSFR:ä ja havainnollistamalla sen oleellisia turvallisuusominaisuuksia [34].

MSFR reaktori koostuu sylinterinmuotoisesta astiasta täynnä sulaa polttoainesuolaa ilmanpaineessa ja 750 °C lämpötilassa. Poikkileikkaus reaktorista on esitetty kuvassa 4 [35]. Polttoainesuolaa pumpataan ylöspäin sydämen keskellä ja alaspäin sydämen ulkokehällä, jota ympäröivät lämmönvaihtimet. Reaktorin hyötösuhdetta kasvatetaan erityisen thoriumfluoridivaipan avulla. Osa polttoainesuolasta ohjataan jatkuvasti sydämen ulkopuolella sijaitsevaan puhdistimeen, joka erottaa suolasta aktinideja ja lantanideja. Kaasumaiset ei-liukoiset fission tuotteet poistetaan kaasun kuplituksella ja uraani, aktinidit sekä jotkin vahvasti suolaan sitoutuneet fission tuotteet erotellaan pyrokemiallisten tekniikoiden avulla. Kiinteitä polttoaineita käyttäviin reaktoreihin verrattuna MSFR:n turvallisuusominaisuudet ovat monelta osalta tehokkaampia:

- Lämpölaajeneminen vahvistaa polttoaineen lämpötilan negatiivista takaisinkytkentää.
- Mikä tahansa polttoainesuolan deformaatio pienentää polttoaineen reaktiivisuutta.
- Vikatilanteessa polttoainesuola voi vapaasti valua sydämen alapuolella sijaitseviin juoksutustankkeihin, jolloin sydän saadaan vahvasti alikriittiseksi. Jälkilämmön poisto tapahtuu passiivisesti perustuen luonnolliseen kiertoon.
- Fission tuotteita voidaan poistaa sulasuolapolttoaineesta, mikä vähentää jälkilämmön tuottoa. Lisäksi kaikki aktinidit voidaan kierrättää kunnes ne fission tuovat.



Kuva 4. MSFR reaktorisydämen poikkileikkaus [35].

SAMOFAR:in tavoite on todistaa edellä mainittujen turvallisuusominaisuuksien toimivuus käyttäen kokeellisia ja numeerisia tekniikoita.

3.3 Tulevia erotusmenetelmiä käytetyn ydinpolttoaineen jälleenkäsittelyssä

Käytössä olevat käytetyn ydinpolttoaineen jälleenkäsittelymenetelmät perustuvat nesteuuttoon. Eniten teollisesti käytetty PUREX-uutto-prosessi uraanin ja plutoniumin uusiokäyttöön perustuu metallien erotukseen typpihappofaasin ja orgaanisen faasin välillä. Orgaaninen faasi on perinteisesti kerosiinia tai *n*-dodekaania sisältäen vaihtelevan määrän tributyylifosfaattia. Myös PUREX-prosessin jatkokehittämät sisältävät orgaanisia liuottimia tai orgaanisia uuttoreagensseja. Käytetyt orgaaniset liuottimet ja reagenssit ovat usein toksisia, palonarkoja, haihtuvia ja jossain määrin epästabiileja ydinjätteen säteilyn ja lämmön vuoksi. PUREX-prosessi ei myöskään sovellu tulevien reaktorisukupolvien polttoaineiden (karbidit, metalliset) käsittelyyn. Modernien polttoaineiden käsittelyyn on kehitteillä korkean lämpötilan vedettömiä tekniikoita, kuten sulasuolamenetelmät. Korkeiden lämpötilojen käyttö kuitenkin edistää materiaalien korroosiota, kuluttaa energiaa ja hankaloittaa prosessiturvallisuutta [36,37].

Näistä syistä kiinnostus tutkia ionisia nesteitä liuottimena huoneenlämmössä tapahtuvaan käytetyn ydinpolttoaineen jälleenkäsittelyssä on vuosituhannen alusta lähtenyt kasvuun [36,38]. Ionisia nesteitä on tarjolla loputon määrä, ja tutkimukset ovat lukuisia ja tapauskohtaisia. Valtavaa kirjoa voidaan pitää mahdollisuutena, mutta myös haittana. Tutkittujen ionisten nesteiden ominaisuuksia ei voi yleistää toisille, merkittävästi poikkeaville ionisille nesteille. Eri tutkimusryhmät tutkivat eri ionisia nesteitä, ja vaikuttaakin siltä että valtavasta määrästä ionisia nesteitä tiedetään jotakin, mutta yhdestäkään ei vielä tarpeeksi. Yleisiä hyödyllisiä ominaisuuksia voidaan kuitenkin todeta. Ydinjättekäyttöön tutkittujen ionisten nesteiden radiolyysi on tavanomaisesti noin kertaluokkaa alemmalla tasolla kuin kerosiinisysteemissä [37-40]. Lisäksi ionisten nesteiden höyrynpaine on olematon, ne ovat palamattomia ja lämmönkestäviä. Kenties merkittävin etu ionisia nesteitä käytettäessä on se, että uutetut metallit sähkösaostaa suoraan ionisesta nesteestä, mikä suoraviivaistaa polttoaineen kierrätystä.

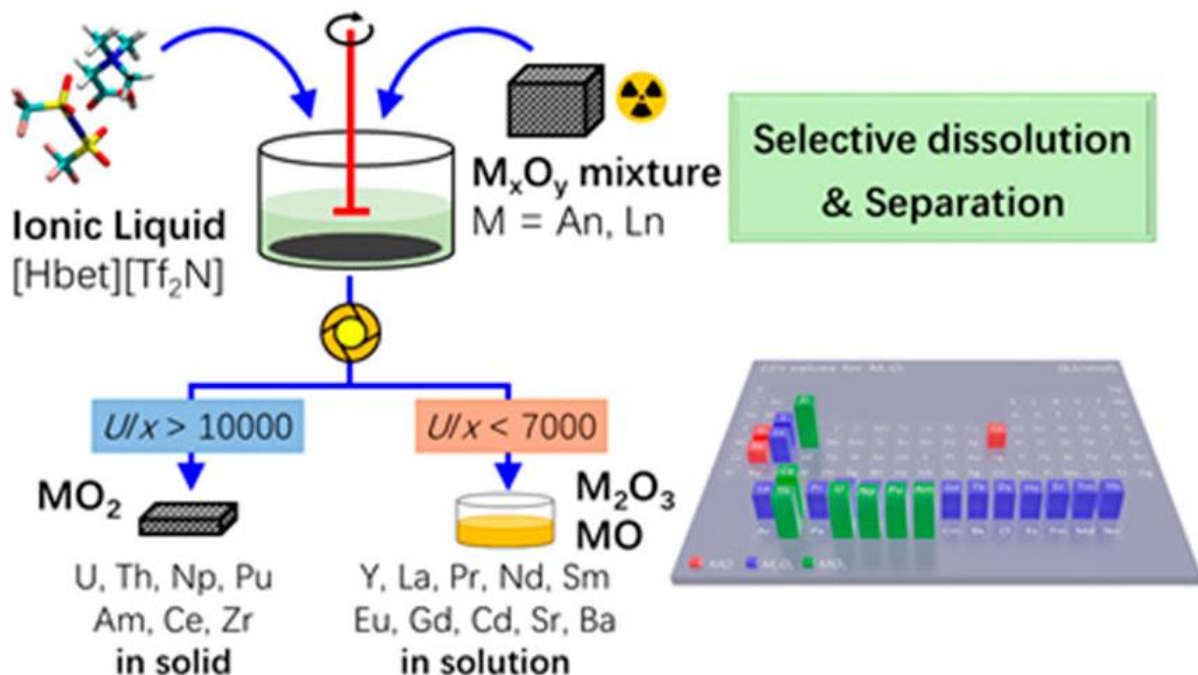
Ydinturvallisuusnäkökulmaan liittyen ionisille nesteille (emim- AlCl_3 ja emim- BF_4) määritetyt plutoniumin kriittisen massan konsentraatiot olivat kertaluokkaa tai kahta suuremmat kuin perinteisissä nesteissä [41]. Ionisten nesteiden käyttöä uraanin erotukseen korkea-aktiivisesta ydinjätteestä on tutkittu jonkun verran laboratorio-olosuhteissa [42,43]. Näissä kokeissa uuttoreagenssina käytettiin tavanomaisesti perinteisestä PUREX-prosessista tuttua tributyylifosfaattia, ja ioniset nesteet toimivat dodekaanifaasin korvikkeena. Merkittävä positiivinen havainto kokeissa oli se, että ionisia nesteitä käytettäessä typpihappokonsentraation

kasvaessa välillä 4-8 M uraani(VI):n uuttotehokkuus edelleen kasvaa, toisin kuin typpihappo-dodekaani-uutoissa. Joitakin poikkeuksia löydettiin, eikä tätäkään ominaisuutta voi yleistää toisistaan kovin poikkeaville ionisille nesteille. Ionisia nesteitä käyttämällä on typpihappo-ionien neste-systeemissä saavutettu uraani(VI):lle jakaantumiskertoimeksi jopa 170 [44]. Myös tributyylifosfaatille vaihtoehtoisia uuttoreagensseja, kuten pylväsareenipohjaisia ligandeja, on tutkittu uraanin uuttoon ionisten nesteiden kanssa. Hyötynä näissä reagensseissa on erittäin suuri selektiivisyys UO^{2+} -ionille niin lantanidien kuin toriuminkin yli [45,46].

Ionisten nesteiden tutkimus ei rajoitu uraaniin uuttoon, vaan ionisten nesteiden hyötyjä on tutkittu myös plutoniumin, toriumin, amerikummin [47] ja fissiotuotteiden kuten lantanidien [37,48,49] sekä cesiumin ja strontiumin uutoissa.

Kiinalainen tutkimusryhmä on ehdottanut täysin uudenlaista ionisten nesteiden käyttöön perustuvaa lähestymistapaa fissiotuotteiden poistamiseen käytetystä ydinpolttoaineesta 2019 [50]. Sen sijaan, että polttoaine aluksi liuotettaisiin kokonaan, valtaosa tärkeimmistä fissiotuotteista (Y, La, Pr, Nd, Sm, Eu, Gd, Cd, Sr, Ba) liukenee menetelmällä selektiivisesti ja saadaan tehokkaasti erotettua. Menetelmässä U, Th, Np, Pu, Am, Ce ja Zr jäävät kiinteään faasiin (kuva 5). Näin vältetään suurelta määrältä nestemäistä korkea-aktiivista jätettä, olosuhteet ovat pehmeät ja käytetty ioninen neste voidaan puhdistaa ja käyttää uudelleen.

Ionisten nesteiden tutkimus ydinjätetarkoituksiin on vielä aluillaan, mutta kasvava ala. Suuremman mittakaavan kuumia testejä tai pilottiprosesseja voidaan odottaa tulevaisuudessa, mutta aikaskaalaa ei vielä voi arvioida sillä ainakaan valtiot eivät ole vielä ottaneet ionisia nesteitä kokonaisuutena pitkäaikaisiin kansallisiin tutkimusohjelmiinsa.



Kuva 5. Käytetyn ydinpolttoaineen puhdistus avainfissiotuotteista innovatiivisella selektiivisellä uuttomenetelmällä [50].

4. Maakohtainen tutkimus

Käytetyn polttoaineen käsittelyyn liittyvät strategiat eri maissa voidaan jakaa neljään kategoriaan: [51]

- suora loppusijoitus,
- jälleenkäsittely ja loppusijoitus,
- toiseen maahan lähettäminen jälleenkäsittelyä varten ja
- välivarastointi kunnes jätteelle päätetään käsittelystrategia.

Valittu strategia voi myös muuttua esimerkiksi ydinenergiastrategian muuttuessa. Taulukossa 2 on esitetty NEA-maiden, Intian ja Kiinan valitsevat käsittelystrategiat ja niiden mahdolliset muutokset [51-57]. Käytetyn polttoaineen jälleenkäsittely esiintyy vaihtoehtona monen maan kohdalla, mutta aika moni on suunnitellut tämän tapahtuvan ulkomailla ja/tai pitää vaihtoehtona myös suoraa loppusijoitusta tai polttoaineen palautusta lähtömaahansa. Vahvasti jälleenkäsittelyyn sitoutuneita maita ovat lähinnä Intia ja suuret ydinenergiamaat Japani, Kiina, Ranska ja Venäjä. Näiden maiden sekä Iso-Britannian kehittyneisiin polttoainekiertoihin liittyvää tutkimusta on esitelty hieman tarkemmin seuraavissa kappaleissa.

Taulukko 2. NEA-maiden, Intian ja Kiinan strategiat liittyen käytetyn polttoaineen käsittelyyn. Polttoainetyypit ovat joko RR (tutkimusreaktorin polttoaine) tai NPP (ydinvoimalaitoksen polttoaine). SF = käytetty polttoaine, HLW = korkea-aktiivinen jäte.

Maa	Polttoainetyyppi	Käsittelystrategiat
Argentiina	NPP ja RR	<ul style="list-style-type: none"> • välivarastointi • lopullinen päätös strategiasta 2030 mennessä
Australia	RR	<ul style="list-style-type: none"> • jälleenkäsittely ulkomailla • palautus toimittajalle (USA)
Belgia	NPP ja RR	<ul style="list-style-type: none"> • jälleenkäsittely (aiemmin) • ei selvää strategiaa (tällä hetkellä suora loppusijoitus)
Espanja	NPP ja RR	<ul style="list-style-type: none"> • jälleenkäsittely 1983 asti • suora loppusijoitus
Hollanti	NPP ja RR	<ul style="list-style-type: none"> • jälleenkäsittely ulkomailla (Ranska) • RR loppusijoitus
Intia	NPP ja RR	<ul style="list-style-type: none"> • jälleenkäsittely
Irlanti	-	-
Islanti	-	-
Iso-Britannia	NPP ja RR	<ul style="list-style-type: none"> • jälleenkäsittely • suora loppusijoitus harkinnassa
Italia	NPP ja RR	<ul style="list-style-type: none"> • jälleenkäsittely ulkomailla (Ranskassa)
Itävalta	RR	<ul style="list-style-type: none"> • palautus toimittajalle (USA)
Japani	NPP ja RR	<ul style="list-style-type: none"> • jälleenkäsittely
Kanada	NPP ja RR	<ul style="list-style-type: none"> • suora loppusijoitus
Kiina	NPP ja RR	<ul style="list-style-type: none"> • jälleenkäsittely
Korea	NPP ja RR	<ul style="list-style-type: none"> • suora loppusijoitus (ei lopullista päätöstä)
Kreikka	RR	<ul style="list-style-type: none"> • palautus toimittajalle • välivarastointi
Luxemburg	-	-
Meksiko	NPP	<ul style="list-style-type: none"> • ei strategiaa
Norja	RR	<ul style="list-style-type: none"> • loppusijoitus • jälleenkäsittely ulkomailla
Portugali	RR	<ul style="list-style-type: none"> • palautus toimittajalle
Puola	RR	<ul style="list-style-type: none"> • palautus toimittajalle • ei strategiaa tulevaisuuden käsittelylle
Ranska	NPP ja RR	<ul style="list-style-type: none"> • jälleenkäsittely

Romania	NPP ja RR	<ul style="list-style-type: none"> • suora loppusijoitus • palautus toimittajalle (RR)
Ruotsi	NPP ja RR	<ul style="list-style-type: none"> • suora loppusijoitus
Saksa	NPP ja RR	<ul style="list-style-type: none"> • jälleenkäsittely (lopetettu 2005) • suora loppusijoitus / palautus toimittajalle
Slovakia	NPP ja RR	<ul style="list-style-type: none"> • suora loppusijoitus • jälleenkäsittely ulkomailla
Slovenia	NPP	<ul style="list-style-type: none"> • suora loppusijoitus tai • jälleenkäsittely ulkomailla tai • ylikansallinen yhteistyö
Suomi	NPP ja RR	<ul style="list-style-type: none"> • suora loppusijoitus • RR palautus toimittajalle (USA) / loppusijoitus
Sveitsi	NPP ja RR	<ul style="list-style-type: none"> • jälleenkäsittely • ei jälleenkäsittelyä SF:ä HLW:nä
Tanska	RR	<ul style="list-style-type: none"> • varastointi • loppusijoitus ulkomailla (jos mahdollista)
Tsekki	NPP ja RR	<ul style="list-style-type: none"> • suora loppusijoitus • jälleenkäsittely (harkinnassa)
Turkki	RR	<ul style="list-style-type: none"> • jälleenkäsittely tai • suora loppusijoitus
Unkari	NPP ja RR	<ul style="list-style-type: none"> • ei strategiaa • pitkäaikaisvarastointi
Venäjä	NPP ja RR	<ul style="list-style-type: none"> • jälleenkäsittely • suora loppusijoitus (joillekin polttoainetyypeille)
Yhdysvallat	NPP ja RR	<ul style="list-style-type: none"> • jälleenkäsittely 1977 asti • suora loppusijoitus

4.1 Intia

Intian ydinenergiaohjelma on pääosin kotimaista alkuperää, koska vuonna 1974 tehdyn ydinasekokeen jälkeen Intia suljettiin pois kansainvälisiltä ydinenergiamarkkinoilta. Vuonna 2008 tämä sulkua kuitenkin purettiin Intian, IAEA:n, Yhdysvaltojen ja NSG:n (Nuclear Suppliers Group) välisen sopimuksen mukaan. Pitkän kotoperäisyytensä vuoksi Intian ydinenergiakapasiteetti tänä päivänä on melko vaatimaton muihin energianlähteisiin verrattuna. Ydinenergian osuus sähköntuotannosta vuonna 2016 oli alle 3 %. Tulevaisuudessa kapasiteettia on tarkoitus aktiivisesti kasvattaa ja tällä hetkellä maassa on rakenteilla kuusi uutta ydinreaktoria. Ulkomaiset toimittajat ovat kuitenkin panneet projektinsa jäihin, koska Intian atomienergi laki ei sano mitään vastuunjaosta tai korvauksista onnettomuustilanteissa. [57]

Pitkän eristyksen vuoksi myös käytetyn polttoaineen käsittelyä on suunniteltu ja kehitetty kotimaisin voimin. Intia on alusta asti soveltanut kolmivaiheista ydinenergiaohjelmaa. Ensimmäisessä vaiheessa käytetään luonnon uraanilla toimivia raskasvesireaktoreita (PHWR, Pressurized Heavy Water Reactor). Toisessa vaiheessa hyödynnetään ensimmäisessä vaiheessa syntynyttä käytettyä polttoainetta käynnistämällä sen avulla MOX-polttoainetta käyttäviä nopeita hyötöreaktoreita. Kolmannessa vaiheessa on tarkoitus siirtyä thorium-kiertoon. Lähes kolmannes koko maailman thorium-varannoista arvellaankin löytyvän Intiasta. [53]

Nopeilla reaktoreilla on tarkoitus tuottaa huomattavasti suurempia määriä sähköä, kuin nykyisillä PHWR-reaktoreilla. Ensimmäistä 500 MWe natriumjähdytteistä nopean reaktorin prototyyppiä on rakennettu Intiassa Kalpakkamiin. Polttoaineena toimii MOX ja vaippana

uraani ja thorium U-233 hyötämistä varten. Thorium-kiertoa varten suunnitellaan kehittyneitä raskasvesireaktoreita (AHWR, Advanced Heavy Water Reactor). Vaihtoehtoisena ratkaisuna pidetään myös sulasuolahyötöreaktoreita (MSBR, Molten Salt Breeder Reactor). Ensimmäisen 300 MWe AHWR-reaktorin on tarkoitus valmistua vuonna 2022. Siluaktinidien polttamista varten on esitetty kiihdytinavusteisen alikriittisen sulasuolareaktorin kehitystä. [57]

4.2 Iso-Britannia

Iso-Britanniassa tarkastellaan useampaa vaihtoehtoa maan ydinenergian tulevaisuudelle [58,59]. Karkeasti:

1. nykyisten ja tuotannosta tulevien käytettyjen ydinpolttoaineiden käsittely ja ydinvoiman alasajo
2. nykyisen reaktorikannan päivitys
3. ydinvoiman laajennus aina 75 GW asti

Vallassa oleva suunnitelma (2.) on päivittää reaktorikanta uudella 16 GW kapasiteetilla kun nykyään käytössä olevat reaktorit tulevat elinkaarensa päähän. Uudet reaktorit olisivat kansainvälisten toimittajien kevytvesireaktoreita. 3200 MW:n ydinvoimala Hinkley Point C on rakenteilla Somersetiin, ja suunnitelman mukaan tulee liittymään sähköverkkoon 2025. Hinkley Point C koostuu kahdesta EPR-yksiköstä. Valtaosa maan tuottamasta käytetystä polttoaineesta on jälleenkäsitelty, kun maan jälleenkäsittelylaitokset Sellafielissä tulevat elinkaarensa päähän 2020 mennessä. Suunnitelman mukaan jäljelle jäävät 7700 tonnia käytettyjä polttoaineita erilaisista reaktoreista päätyisivät geologiseen loppusijoitukseen. Niin ikään tulevan tuotannon jätteitä ei jälleenkäsiteltäisi [59,60], ja Iso-Britannia siirtyisi avoimeen polttoainekiertoon.

Tulevaisuudessa odotetaan Iso-Britannian siirtyvän laajennusstrategiaan (3.) noin 2050-luvulla, jotta päästötavoitteissa pysyttäisiin ja energiaomavaraisuutta vahvennetaisiin. Tällöin polttoaineiden jälleenkäsittelytoiminta uudelleenkäynnistettäisiin noin 2040-luvulla. Tässä vaihtoehdossa on tunnustettu myös tarve kehittää perinteistä PUREX-prosessia. Iso-Britannia on kartoittanut [57,61,62] tarvetta myös pienille modulaarisille ydinreaktoreille (SMR) ja aikoo aktiivisesti osallistua alan tutkimukseen samalla ylläpitääkseen ydinvoimaosaamistaan. Iso-Britanniassa eletään päätösten aikaa, ja lähivuodet näyttävät maan suunnan tälle vuosisadalle, mutta uutta ydinvoimaa on kuitenkin jo nyt rakenteilla.

4.3 Japani

Japani on vahvasti riippuvainen tuontienergiasta ja tästä syystä maan kansallinen energiasstrategia on vuodesta 1973 saakka ollut ydinenergiaan panostaminen. Fukushima onnettomuuden jälkeen vuonna 2011 tätä strategiaa tarkistettiin, mutta sittemmin strategia on vahvistettu. Onnettomuus pysäytti kuitenkin suunnitelmat kasvattaa ydinenergialla tuotetun sähkön osuutta 30 prosentista 40 prosenttiin vuoteen 2017 mennessä. Onnettomuuden seurauksena Japanin kaikki reaktorit ajettiin alas ja tänä päivänä vasta 9 on käynnistetty uudelleen. Työ jäljelle jääneiden 33 käyttökelpoisen reaktorin sähköntuotannon jatkamiseksi on kuitenkin käynnissä. [57]

Japani on kehittänyt kotimaista polttoainekiertoa väkevöinnistä käytetyn polttoaineen jälleenkäsittelyyn perustuen maahan tuotuun uraaniin. Japani on ollut myös yksi maailman johtavista nopeiden reaktorien kehittäjämaista. Maan politiikkana on jo pitkään ollut tuodun uraanin hyödyntämisen maksimointi kierrättämällä käytettyä polttoainetta MOXina.

Japanissa ydinenergiaan liittyvää tutkimusta tehdään erityisesti JAEA:ssa (Japan Atomic Energy Agency). Yksi tutkituista reaktorikonsepteista on supistetun moderaation vesijäähdytteinen reaktori (RMWR, Reduced-Moderation Water Reactor). Reaktori on muuten vastaavanlainen kuin nykyiset kevytvesireaktorit, mutta polttoaine pakataan tiheämmin moderaation pienentämiseksi. Tämän johdosta reaktorissa muodustuu enemmän fissiiliä plutoniumia noin hyötösuhteella 1 tavanomaisen 0,6 sijaan. Sivuaktinidien kierrätys MOX-polttoaineessa on mahdollista ja plutoniumia voidaan kierrättää useaan kertaan. RMWR-reaktorien tutkimus aloitettiin vuonna 1997, mutta viime vuosina siitä ei ole juuri kuulunut mitään.

Vuoden 2014 energiastrategian mukaan nopeat reaktorit ja niihin liittyen ydinjätteen määrän ja radiotoksisuuden vähentäminen ovat japanilaisessa ydinenergiatutkimuksessa etusijalla. Japanissa onkin kehitetty natriumjäähdytteisen nopean reaktorin testireaktoreita, kuten Joyo ja Monju. Kumpikaan näistä ei tosin ole ollut käytössä moneen vuoteen. Vuonna 2016 Monju päätettiin sulkea lopullisesti, mutta Joyon uudelleen käynnistämistä on haettu vuodelle 2021. Japani tukee myös Ranskan projektia ASTRID-reaktorin rakentamisessa (katso kappale 4.5). Koska kuitenkin vuonna 2018 Ranska päätti huomattavasti pienentää ASTRID:in kokoa alkuperäisiin suunnitelmiin verrattuna, saattaa Japani miettiä jatkossa oman suuremman reaktorin rakentamista.

4.4 Kiina

Kiina on kasvava ydinenergiamaa, jonka tämän hetkiseen ydinenergiakapasiteettiin kuuluu 45 käytössä olevaa tehoreaktoria ja 15 rakenteilla olevaa. Lisääkin on tarkoitus rakentaa. Kiinan ydinenergiainnostus johtuu kasvavan talouden aiheuttamasta nopeasta lisäenergian tarpeesta sekä tarpeesta vähentää päästöjä. Nykyisin noin 73 % Kiinan sähköstä tuotetaan fossiilisilla polttoaineilla, mikä suuressa maassa tuottaa valtavat määrät ilmansaasteita ja johtaa vakaviin terveysongelmiin. Kiinan tavoitteena on suljettu polttoainekierto sekä omavaraisuus ydinvoiman tuotannossa ja polttoaineen valmistuksessa. [54,57]

Kiina päätti jo 1980-luvulla kehittää suljettua polttoainekiertoa siirtymällä käyttämään nopeita hyötöreaktoreita. Nopeissa reaktoreissa on tarkoitus kierrättää kevytvesireaktorien uraani ja plutonium. Kaupallisen tason käytetyn polttoaineen jälleenkäsittelylaitos oli vuonna 2007 Arevan kanssa solmitun yhteistyösopimuksen mukaan tarkoitus saada käyttöön vuonna 2020. Aikataulut ovat sittemmin venyneet ja viimeisimpien arvioiden mukaan kapasiteetiltaan 800 t/v jälleenkäsittelylaitoksen rakentaminen alkaa vuonna 2020 ja valmista pitäisi olla vuonna 2030.

Kehittyneiden polttoainekiertojen tutkimukselle on Kiinassa vahvaa tukea, mutta tekniikan kaupallinen käyttöönotto ei ole sujunut alkuperäisten aikataulujen mukaan, kuten ei muuallakaan maailmassa. MOXilla käyvien nopeiden reaktorien lisäksi on tutkittu myös thorium-kiertoa. Kiinan tiedeakatemia (China Academy of Sciences, CAS) käynnisti vuonna 2011 tutkimusohjelman thoriumia hyötävän sulasuolareaktorin kehitykseen liittyen (Thorium-breeding Molten Salt Reactor, TMSR). Tällä hetkellä suunnitellaan kahden tyyppisiä sulasuolareaktoreita, suoran polttoainekierron reaktoreita ja suljetun thorium-kierron reaktoreita. Näiden jälkeen suunnitellaan toteutettavaksi vielä nopeaa sulasuolareaktoria, joka optimoitaisiin polttamaan sivuaktinideja. SINAP (Shanghai Institute of Nuclear Applied Physics) rakentaa parhaillaan kiinteään polttoaineeseen perustuvaa sulasuolareaktorin prototyyppiä akatemian alaisuudessa. Reaktorin on tarkoitus valmistua vuonna 2020.

4.5 Ranska

Ranskassa on 58 ydinreaktoria, jotka tuottavat noin 75% maan sähköstä. Vuoteen 2035 mennessä tämä osuus on tarkoitus laskea 50 prosenttiin. Koska reaktorikanta on kuitenkin vanhaa, kuten muuallakin Euroopassa, 50 % osuuden säilyttäminenkin vaatii uutta rakentamista ja Ranska rakentaakin parhaillaan EPR-reaktoria Flamanvilleen. Reaktorin

valmistuminen on pahasti myöhästynyt ja tämän hetkisen arvion mukaan reaktori liitetään sähköverkkoon vuonna 2020. Muidenkin reaktoriprojektien aloittamista on suunniteltu, mutta niistä on toistaiseksi luovuttu. Tämän hetkisissä reaktoreissa käytetystä polttoaineesta noin 17 % on kertaalleen käytettyä jälleenkäsiteltyä polttoainetta. [57]

Ranska kehittää aktiivisesti neljännen sukupolven reaktoreita. Tutkimus on kohdistettu kolmeen eri tyyppiin: kaasujäähdytteinen nopea reaktori (GFR), natriumjäähdytteinen nopea reaktori (SFR) ja hyvin korkean lämpötilan reaktori (VHTR). Motivaatio nopeiden reaktorien tutkimuksessa on niiden kyky hyödyntää uraanivaroja ja hävittää korkea-aktiivista jätettä sekä ylipäänsä vähäisempi ydinjätteen tuotanto.

Ranskalla on niukat kotimaiset uraanivarat, minkä vuoksi se on ydinohjelmassaan linjannut suljetun polttoainekierron ensimmäisten maiden joukossa. Tarkoitus on tulevaisuudessa siirtyä täysin suljettuun polttoainekiertoon. Ranskassa on harjoitettu 80-luvulta lähtien ydinpolttoaineen jälleenkäsittelyä teollisessa mittakaavassa sekä omiin tarkoituksiin että kaupallisena palveluna muille maille, Arevan La Haguessa sijaitsevien jälleenkäsittelylaitosten ja Marcoulessa sijaitsevan Melox MOX-polttoainelaitoksen myötä. Arevan laitokset perustuvat PUREX-uuttoprosessiin. La Haguessa U-Pu erotustehokkuus on nykyisin saavuttanut jo tason 99,88 %, ja loppusijoitettavaan jätteeseen päätyy enää noin gramma plutoniumia kilogrammaa uusiokäyttöistä plutoniumia kohden [58].

Tulevaisuudessa Ranskassa on todennäköistä, että PUREX-prosessiin perustuva jälleenkäsittely korvataan CEA:n ja Arevan kehittämällä COEX-prosessilla, jossa plutonium ei missään vaiheessa esiinny omana tuotteenaan, vaan kulkee uraanituotteen mukana aina MOX-polttoaineen valmistusprosessiin asti [58]. Ranskan tulevan tutkimuksen pääsuunnat ovat

1. plutoniumin jatkuva kierrätys natriumjäähdytteisissä reaktoreissa,
2. sivuaktinidien kierrätys pääosin vesikemiallisin menetelmin,
3. sivuaktinideja sisältävien polttoaineiden kehitys ja säteilytyskokeet, ja
4. teknisten ja ekonomisten mallien luonti natriumjäähdytteisten reaktorien käyttöönotolle 2050-luvulla.

CEA:n suunnittelema ASTRID-reaktori on avainasemassa nopeiden reaktorien kehityksessä ja niiden käyttöönottoon johtavassa tutkimuksessa [55]. ASTRID on natriumjäähdytteinen reaktori, jonka tarkoitus on osoittaa tekniikan teollisen mittakaavan toimivuus. Reaktorin tehoksi suunniteltiin alun perin 600 MWe, mutta teho on sittemmin laskettu lukemaan 100-200 MWe kustannusten pienentämiseksi. ASTRID:issa käytetään korkeaa palamaa ja sillä on mahdollista hävittää myös sivuaktinideja. Rakentamisen on tarkoitus alkaa vuonna 2022 ja valmista pitäisi olla vuonna 2030. Lopullinen päätös rakentamisesta on määrä tehdä vuonna 2019.

Toinen Ranskan johtama neljännen sukupolven reaktoreihin liittyvä kehitysprojekti on kaasujäähdytteinen nopea reaktori Allegro. Allegron on tarkoitus olla 50-100 MWe koereaktori. Mukana projektissa ovat myös Tsekki, Unkari ja Slovakia. Allegron tarkoitus on selvittää GFR-konseptin soveltuvuutta SFR:n vaihtoehdoksi, demonstroida GFR-tekniikkaa, kehittää sivuaktinideja sisältävää polttoainetta ja testata reaktorikomponentteja korkeassa lämpötilassa.

4.6 Venäjä

Venäjällä on käytössä 35 ydinreaktoria, jotka tuottavat noin 18 % maan sähköstä. Kaksi sähköverkkoon liitetyistä reaktoreista on nopeita natriumjäähdytteisiä reaktoreita. Venäjä

onkin maailman johtava nopeiden reaktorien kehittäjä. Ydinvoima on voimakkaasti kasvava energiamuoto ja Venäjä rakentaa parhaillaan runsaasti lisää reaktoreita sekä kotimaassa että ulkomailla. Venäjä jälleenkäsittelee käytettyä polttoainetta ja tavoitteena on tulevaisuudessa suljettu polttoainekierto. [57]

Venäjä panostaa voimakkaasti ydinenergiatutkimukseen. Ensisijaisia tutkimuskohteita ovat lyhyellä aikavälillä kevytvesireaktorien suorituskyvyn parantaminen, keskipitkällä aikavälillä suljetun polttoainekierron kehittäminen ottamalla käyttöön nopeita reaktoreita ja pitkällä aikavälillä fuusiotutkimus. Ydinenergiatutkimukseen keskittyviä laitoksia ovat muun muassa Kurchatov instituutti Moskovassa ja atomireaktorien tutkimusinstituutti (RIAR) Dimitrovgradissa.

Kurchatov instituutissa toimii muun muassa sulasuolareaktori MOSART (Molten Salt Actinide Recycler and Transmuter). MOSART on 2400 MWt reaktori, jossa on Li-Na-Be tai Li-Be fluorideista koostuva sydän. Polttoaineena käytetään transuraani-fluorideja käytetystä kevytvesireaktorien UOX- ja MOX-polttoaineesta. Thoriumiakin voidaan käyttää, vaikka MOSART ei olekaan varsinaisesti suunniteltu hyötöreaktoriksi.

RIAR:issa tehdään muun muassa polttoainetutkimusta liittyen sivuaktinidien integroimiseen nopeiden reaktorien polttoaineeseen. Kehitettäviä polttoaineta ovat ainakin nitridipolttoaine ja metallinen polttoaine sekä sulasuolareaktorien polttoaine. Yksi RIAR:in tutkimusreaktoreista on vuonna 1969 käyttöön otettu nopea reaktori BOR-60. Se on tarkoitus korvata uuden tyyppisellä nopealla reaktorilla MBIR (multi-purpose fast neutron research reactor) vuoden 2020 loppuun mennessä. Jäähdytteenä käytetään aluksi natriumia, mutta tarkoitus on testata myös lyijy- ja kaasujäähdytteitä. Polttoaineena käytetään MOXia ja tarkoitus on luoda MBIR:iä varten oma suljettu polttoainekierto, joka toteutetaan täysin RIAR:ssa.

5. Yhteenveto

Kehittyneisiin polttoainekiertoihin liittyvää tutkimusta tehdään maailmalla melko laajalti useissa maissa Euroopassa, Amerikassa ja Aasiassa. Tähän liittyvää korkea-aktiivisen jätteen hävitystä ja uraanin ja plutoniumin kierrätystä nopeissa neljännen sukupolven reaktoreissa ajaa kuitenkin aktiivisesti selvästi harvempi valtio. Käytetyn polttoaineen jälleenkäsittely on selvänä ensisijaisena strategiana lähinnä Intialla, Japanilla, Kiinalla, Ranskalla ja Venäjällä. Näistä maista Venäjä on tällä hetkellä johtava nopeiden reaktorien kehittäjä. Maassa toimii parhaillaan kaksi natriumjäähdytteistä nopeaa reaktoria kaupallisessa sähköntuotannossa. Näiden lisäksi muun muassa EU-rahalla Belgiassa kehitetään todennäköisesti maailman ensimmäistä kiihdytinavusteista reaktoria MYRRHA, jonka yhtenä tarkoituksena on sivuaktinidien ja pitkäikäisten fissiotuotteiden transmutaation tutkimus.

Erilaisia polttoainekiertoja ja muun muassa niiden kykyä hävittää korkea-aktiivista jätettä voidaan tutkia ja vertailla skenaariokoodeilla. Maailmalla on kehitetty lukuisia eri tasoisia erilaisille reaktorimalleille soveltuvia skenaariokoodeja, joista laajimmin käytetty lienee Ranskan CEA:n kehittämä COSI6. COSI6:ta on käytetty ranskalaisen CEA:n ja IRSN:n lisäksi myös Saksassa KIT:ssä, Italiassa ENEA:ssa ja Suomessa VTT:llä.

Kehittyneitä polttoainekiertoja ja nopeita reaktoreita sekä ajatusta ydinjätteen hävittämisestä niiden avulla on jollain tasolla tutkittu lähestulkoon koko ydinenergian historian ajan. Koereaktoreita on myös rakennettu lukuisia useampiin maihin. Laajempaa kaupallista käyttöönottoa ei kuitenkaan ole vielä tapahtunut. Valtaosa nykyisin kaupallisessa käytössä olevista ydinreaktoreista ovat sukupolven II reaktoreita ja sukupolven III reaktorien, kuten EPR, VVER-1000 ja VVER-1200, käyttöä vasta aloitellaan. Vanhan reaktorikapasiteetin ikääntyessä tarve uusille vähähiilisille energiaratkaisuille kasvaa vauhdilla. Vastatakseen tähän tarpeeseen ydinenergian ja neljännen sukupolven reaktorien on päästävä nopeammin tutkimuksesta uusien teknologioiden lisensointiin ja kaupallistamiseen. Jos näin ei tapahdu,

neljännen sukupolven reaktorit jäävät helposti rakentamatta. Tämän ongelman ratkaisemiseksi NEA on perustanut NI2050 hankkeen (Nuclear Innovation 2050). Sen tavoitteena on nopeuttaa uusien teknologioiden kaupallistamista tutkijoiden, teollisuuden ja viranomaisten yhteistyön kautta [63].

Lähdeviitteet

1. S. Häkkinen, R. Harjula ja A. Paajanen, "Erotus- ja transmutaatiotekniikan tutkimus maailmalla", VTT tutkimusraportti, VTT-R-09387-11, 2011.
2. S. Häkkinen ja E. Wiikinkoski, "Kehittyneiden polttoainekiertojen tutkimus maailmalla", VTT tutkimusraportti, VTT-R-00431-15, 2015.
3. I. M. Rodriguez, "ANICCA code and the Belgian nuclear fuel cycle", Technical workshop: dynamic nuclear fuel cycle, Paris, 6.-8.7.2016.
4. B. Carlier, "Presentation of COSAC & some studies conducted with COSAC", Technical Workshop, Dynamic Nuclear Fuel Cycle, Paris, 6.-8.6.2016.
5. C. Coquelet-Pascal, et.al., "COSI6: a Tool for Nuclear Transition Scenario Studies and Application to SFR Deployment Scenarios with Minor Actinide Transmutation", Nuclear Technology, 192, p. 91-110, 2015.
6. J. M. VIDAL et al., "CESAR: A Code for Nuclear Fuel and Waste Characterization," Proc. Waste Management 2006 Conf. (WM'06), Tucson, Arizona, February 26–March 2, 2006.
7. J. M. VIDAL et al., "CESAR5.3: An Industrial Tool for Nuclear Fuel and Waste Characterization with Associated Qualification," Proc. Waste Management 2012 Conf. (WM'12), Phoenix, Arizona, February 26–March 1, 2012.
8. L. SAN-FELICE, R. ESCHBACH, and P. BOURDOT, "Experimental Validation of the DARWIN2.3 Package for Fuel Cycle Applications," Nuclear Technology, 184, p. 217-232, 2013.
9. K.D. Huff, et.al., "Fundamental Concepts in the Cyclus Nuclear Fuel Cycle Simulation Framework", Advances in Engineering Software, 94, p. 46-59, 2016.
10. J.W.Bae, et.al., "Standardized verification of the Cyclus Fuel Cycle Simulator", Annals of Nuclear Energy, 128, p. 288-291, 2019.
11. L. Durpel, et.al., "DANESS v4.2: overview of capabilities and developments", Proceedings of GLOBAL 2009, Paris, 2009.
12. A.M. Yacout, et.al., "Modeling the Nuclear Fuel Cycle", The 23rd International Conference of the System Dynamics Society, Boston, MA, 2005.
13. B. Feng, et.al., "Standardized Verification of Fuel Cycle Modeling", Annals of Nuclear Energy, 94, p. 300-312, 2016.
14. OECD/NEA, "Benchmark Study on Nuclear Fuel Cycle Transition Scenarios Analysis Codes", NEA/NSC/WPFC/DOC(2012)16, OECD 2012.
15. C. Shay, et.al., "EPA U.S. National MARKAL Database: Database Documentation", U.S. Environmental Protection Agency Report EPA-600/R-06/057, 2006.

16. R. Gregg, C. Grove, "Analysis of the UK Nuclear Fission Roadmap using the ORION Fuel Cycle Modeling Code", Proceedings of the IChemE Nuclear Fuel Cycle Conference, Manchester, United Kingdom, 2012.
17. Á. Brolly et. al., "Physical model of the nuclear fuel cycle simulation code SITON", Annals of Nuclear Energy, 99, p. 471-483, 2017.
18. M. Halász et. al., "FITXS: A fast and flexible burn-up scheme based on the fitting of one-group cross-sections", Annals of Nuclear Energy, 104, p. 267-281, 2017.
19. J.J. Jacobson, et.al., "Verifiable Fuel Cycle Simulation Model (VISION): a Tool for Analysing Nuclear Fuel Cycle Futures", Nuclear Technology, 172, p. 157-178, 2010.
20. NEA internetsivut, <https://www.oecd-nea.org/>, 19.4.2018.
21. P. Juutilainen, "SITON polttoainekierto koodin käyttöönotto", VTT tutkimusraportti, VTT-R-00903-16, 2016.
22. OECD/NEA, "State-of-the-Art Report on the Progress of Nuclear Fuel Cycle Chemistry", NEA No. 7267, 2018.
23. World Nuclear Association internetsivut, <http://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/accelerator-driven-nuclear-energy.aspx>, 30.1.2019.
24. MYRRHA internetsivut, <https://myrrha.be/>, 30.1.2019.
25. IAEA, "Status of Accelerator Driven Systems Research and Technology Development", IAEA-TECDOC-1766, IAEA, Vienna, 2015.
26. SCK CEN, "MYRRHA a flexible fast spectrum research facility at SCK CEN, the Belgian Nuclear Research Centre in Mol", MYRRHA technical brochure, SCK CEN:in internetsivut https://sckcen.be/en/Technology_future/MYRRHA, 30.1.2019.
27. GIF-foorum internetsivut, <https://www.gen-4.org/>, 16.4.2018.
28. U.S. DOE and GIF, "A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems", GIF-002-00, 2002.
29. OECD/NEA, "Technology Roadmap Update for Generation IV Nuclear Energy Systems", Issued by NEA for GIF, 2014.
30. J. Gilleland, R. Petroski, K. Weaver, "The traveling wave reactor: design and development", Engineering, 2:1, p. 88-96, 2016.
31. TerraPower internetsivut, <http://terrapower.com/>, 11.4.2018.
32. Y. Fukaya et. al., "Proposal of a plutonium burner system based on HTGR with high proliferation resistance", Journal of Nuclear Science and Technology, 51:6, p. 818-831, 2014.
33. C. Rodriguez et. al., "Deep-Burn: making nuclear waste transmutation practical", Nuclear Engineering and Design, 222:2-3, p. 299-317, 2003.
34. SAMOFAR internetsivut, <http://samofar.eu/>, 31.5.2018.
35. J. L. Kloosterman, "A description of the molten salt fast reactor and the EU SAMOFAR project", ARGE Dergisi, 2017-1, p. 8-11, ISSN:2147-9550.

36. M. Straka, "Toward a Greenish Nuclear Fuel Cycle: Ionic Liquids as Solvents for Spent Nuclear Fuel Reprocessing and Other Decontamination Processes for Contaminated Metal Waste", *Physical Sciences Reviews*, 1(12), 2016.
37. K. Binnemans, "Lanthanides and Actinides in Ionic Liquids", *Chem. Rev.* 107, 6, p. 2592-2614, 2007.
38. S.H. Ha, R.N. Menchavez, Y.M. Koo, *Korean J. Chem. Eng.*, 27, p. 1360, 2010.
39. D. Allen, G. Baston, A. E. Bradley, T. Gorman, A. Haile, I. Hamblett, J. E. Hatter, M. J. F. Healey, B. Hodgson, R. Lewin, K.V. L. B. Newton, W. R. Pitner, D.W. Rooney, D. Sanders, K. R. Seddon, H. E. Sims and R. C. Thied, *Green Chem.*, 4, p. 152, 2002.
40. L. Berthon, S. I. Nikitenko, I. Bisel, C. Berthon, M. Faucon, B. Saucerotte, N. Zorz and Ph. Moisy, *Dalton Trans.*, p. 2526-2534, 2006.
41. C. D. Harmon, W. H. Smith and D. A. Costa, *Radiat. Phys. Chem.*, 2001, 60, p. 157, 2001.
42. P. Giridhar, K.A. Venkatesan, T.G. Srinivasan and P. R. Vasudeva Rao, *J. Radioanal. Nucl. Chem.*, 265, p. 31, 2005.
43. P. Giridhar, K.A. Venkatesan, T.G. Srinivasan and P. R. Vasudeva Rao, *J. Nucl. Radiochem. Sci.*, 5, p. 21, 2004.
44. A. Ouadi, O. Klimchuk, C. Gaillarda and I. Billard, *Green Chem.*, 9, p. 1160, 2007.
45. L. Chen, Y. Wang, X. Yuan, Y. Ren, N. Liu, L. Yuan, W. Feng, *Sep. Purif. Technol.*, 192, p. 152–159, 2018.
46. Ansari, S. A., Mohapatra, P. K., Chen, L., Yuan, L. and Feng, W. (2018), Complexation of Actinides with Phosphine Oxide Functionalized Pillar[5]arenes: Extraction and Spectroscopic Studies. *Eur. J. Inorg. Chem.*, p. 4022-4030, 2018.
47. A. E. Visser and R. D. Rogers, *J. Solid State Chem.*, 171, p. 109, 2003.
48. Y. Zuo, Y. Liu, J. Chen and D. Q. Li, *Ind. Eng. Chem. Res.*, 47, p. 2349, 2008.
49. F. Kubota, Y. Koyanagi, K. Nakashima, K. Shimojo, N. Kamiya and M. Goto, *Solvent Extr. Res. Dev. Jpn.*, 15, p. 81, 2008.
50. F.-L. Fan, Z. Qin, S.-W. Cao, C.-M. Tan, Q.-G. Huang, D.-S. Chen, J.-R. Wang, X.-J. Yin, C. Xu and X.-G. Feng, *Inorg. Chem.*, 58, p. 603 -609, 2019.
51. OECD/NEA, "National Inventories and Management Strategies for Spent Nuclear Fuel and Radioactive Waste", Nea No. 7323, 2016.
52. M.C. Bossio, C.C. Muñiz, "Current Situation of Spent Fuel Management in Argentina", Technical Meeting on Spent Fuel Storage Options, Vienna, Austria, 2.-4.7.2013.
53. M.P. Ram Mohan, V. Aggarwal (2009), "Spent Fuel Management in India", *Journal of Risk Research*, 12:7-8, 955-967, 2009.
54. Y. Zhou, "China's Spent Nuclear Fuel Management: Current Practices and Future Strategies", *Energy Policy* 39, 4360-4369, 2011.
55. S. Cornet, "Sixteenth Meeting of the Working Party on Scientific Issues of the Fuel Cycle", Summary Record, Paris, France, 7.2.2018.

56. A. Gheorghe-Sorescu, "Romania's Radioactive Waste Management Overview", Technical meeting on the establishment of a radioactive waste management organization, Paris, France, 7.-9.6.2010.
57. World Nuclear Association, Country Profiles, internetsivut <http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles.aspx>, 12.2.2019.
58. OECD/NEA, "State-of-the-Art Report on the Progress of Nuclear Fuel Cycle Chemistry", NEA No. 7267, 2018.
59. UK HM Government, "Nuclear Energy Research and Development Roadmap: Future Pathways", p. 1-128, 2013.
60. Enterprise and Regulatory Reform Department of Business, "Meeting the Energy Challenge: A White Paper on Nuclear Power", CM7296, p. 1-192, 2008.
61. National Nuclear Laboratory, "Small Modular Reactors (SMR) Feasibility Study", 2014.
62. Energy Technologies Institute, "Preparing for deployment of a UK small modular reactor by 2030", 2013.
63. OECD/NEA, NI2050 internetsivut <https://www.oecd-neo.org/ndd/ni2050/>, 13.2.2019.