

# ATS

YDINTEKNIikka

SUOMEN  
ATOMITEKNILLINEN  
SEURA —

ATOMTEKNISKA  
SÄLLSKAPET  
I FINLAND ry



1/2009

vol. 38

## Tässä numerossa

### *Pääkirjoitus:*

Hyväsydämistä reaktoria hakemassa ..... 3

### *Editorial:*

Core Issues in Selection  
of a New Reactor ..... 4

Uutisia ..... 5

### *Ydinasioista kultuna:*

Magnus von Bonsdorff ..... 6

A Historical Perspective on the  
Development of Studsvik's Core  
Management System ..... 10

Kiehusvesireaktorien  
polttoaineen käytön suunnittelu ..... 16

Loviisan sydänsuunnittelu ..... 19

Ohjelma HEXBU-3D: Neutronivuon  
kuvaus VVER-reaktorin sydämessä ..... 22

Den blågula atomen  
– vindarna vänder? ..... 26

VTT:n tutkimusreaktorin  
monta roolia ..... 28

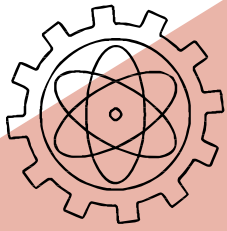
Monte Carlo – reaktorifysiikka-  
koodi Serpent / PSG2 ..... 30

Isotooppi- ja fissiotutkimusta  
Jyväskylän yliopiston kiihdyttimellä .... 32

ARES-sydänsimulaattori  
viranomaisen työkaluna ..... 35

Diplomityö ..... 38

Tapahtumakalenteri  
ja seuran uudet jäsenet ..... 39



# ATS

1/2009, vol. 38

## VUODEN 2008 TEEMAT

### 1/2009

Reaktorisydän  
ja -fysiikka

### 2/2009

Turvallisuus  
ja tutkimus

### 3/2009

Säteily

### 4/2009

Syysseminaari,  
ekskursio

## ILMOITUSHINNAT

1/1 sivua 700 €

1/2 sivua 500 €

1/4 sivua 300 €

## TOIMITUKSEN OSOITE

ATS Ydintekniikka  
c/o Riku Mattila  
Säteilyturvakeskus  
PL 14  
00881 Helsinki  
Puhelin 09 759 88680  
Telefax 09 759 88382  
toimitus@ats-ydintekniikka.fi

ISSN-0356-0473

Painotalo Miktor Ky



441 194  
Painotuote

## JULKAISIJA / PUBLISHER

Suomen Atomiteknillinen Seura –  
Atomtekniska Sällskapet i Finland ry.

## ATS WWW

www.ats-fns.fi

## Toimitus / Editorial Staff

### Päätoimittaja / Chief Editor

DI Riku Mattila  
Säteilyturvakeskus  
paatoimittaja@ats-ydintekniikka.fi

### Toimitussihteeri / Subeditor

Minna Rahkonen  
p. 0400 508 088  
fancymedia@saunalahti.fi

### Erikoistoimittajat /

#### Members of the Editorial Staff

TKT Jarmo Ala-Heikkilä  
Teknillinen korkeakoulu  
jarmo.ala-heikkila@tkk.fi

FM Sini Gahmberg

Teollisuuden Voima Oyj  
sini.gahmberg@tvo.fi

FM Johanna Hansen

Posiva  
johanna.hansen@posiva.fi

DI Tommi Henttonen

Fortum Nuclear Services  
tommi.henttonen@fortum.com

DI Kai Salminen

Fennovoima Oy  
kai.salminen@fennovoima.fi

DI Eveliina Takasuo

VTT  
eveliina.takasuo@vtt.fi

### Haastattelutoimittaja /

#### Journalist reporter

DI Klaus Kilpi  
klaus.kilpi@welho.com

## Johtokunta / Board

### Puheenjohtaja / Chairperson

Tkt Eija-Karita Puska  
VTT  
PL 1000, 02044 VTT  
p. +358 20 722 5036  
puheenjohtaja@ats-fns.fi

### Varapuheenjohtaja /

#### Vice-chairperson

DI Yrjö Hytönen  
Säteilyturvakeskus  
yrjo.hytonen@stuk.fi

### Sihteeri /

#### Secretary of the Board

DI Malla Seppälä  
VTT  
sihteeri@ats-fns.fi

### Rahastonhoitaja / Treasurer

DI Anna-Maria Länsimies  
Energiateollisuus ry  
anna-maria.lansimies@energia.fi

### Jäsenet /

#### Other Members of the Board

Tkt Jari Tuunanen  
Fortum Nuclear Services  
jari.tuunanen@fortum.com

DI Kai Salminen

Fennovoima Oy  
kai.salminen@fennovoima.fi

DI Veijo Ryhänen

Teollisuuden Voima Oyj  
veijo.ryhanen@tvo.fi

## Toimihenkilöt / Officials

### Jäsenrekisteri /

#### Membership Register

DI Malla Seppälä  
VTT  
sihteeri@ats-fns.fi

### Kv. asioiden sihteeri /

#### Secretary of International Affairs

DI Tommi Henttonen  
Fortum Nuclear Services  
tommi.henttonen@fortum.com

### Energiakanava /

#### Energy Channel

Tkt Karin Rantamäki  
VTT  
karin.rantamaki@vtt.fi

### Young Generation

DI Toivo Kivirinta  
Fortum Power and Heat Oy  
toivo.kivirinta@fortum.com

### Ekskursiosihteeri /

#### Excursion Secretary

DI Jani Pirinen  
Fortum Nuclear Services  
jani.pirinen@fortum.com

Suomen Atomiteknillisen Seuran (perustettu 1966) tarkoituksena on edistää ydintekniikan alan tuntemusta Suomessa, toimia yhdyskuntana jäsentensä kesken kokemusten vaihtamiseksi ja ammattitaidon syventämiseksi sekä vaihtaa tietoja ja kokemuksia kansainvälisellä tasolla.

ATS Ydintekniikka on neljä kertaa vuodessa ilmestyvä lehti, jossa esitellään ydintekniikan tapahtumia, hankkeita ja ilmoittaa numeroitain vaihtuvan teeman ympäriltä. Lehti postitetaan seuran jäsenille.

Lehdessä julkaistut artikkelit edustavat kirjoittajien omia mielipiteitä, eikä niiden kaikissa suhteissa tarvitse vastata Suomen Atomiteknillisen Seuran kantaa.

## Hyväsydämistä reaktoria hakemassa



**SUOMALAISEN YDINVOIMAYHTEISÖN** vuosi on alkanut historiallisessa tilanteessa. Valtioneuvostolla on tätä kirjoitettaessa käsissään kaksi hakemusta ydinvoimalaitoksen periaatepäätökseksi. Ydinenergialain perusteisiin kirjattiin lakia tehtäessä kaukoviisaasti "Mahdotonta ei myöskään ole, että yhtä useampi hakija jokseenkin samanaikaisesti hakee periaatepäätöstä [voimalaitokselle]. Yhteiskunnan kokonaisedun kannalta tarkoituksenmukaista on silloin valmistella ja käsitellä molemmat asiat yhdessä..."

**ATS YDINTEKNIIKAN** tämän numeron teemana on reaktorisydämen laskenta, ydinvoimatekniikan sisin olemus. Sekä reaktoreiden turvallisuus että käyttötalous rakentuvat suurelta osin juuri sydänsuunnittelun varaan. Reaktorianalysillä on maassamme pitkät ja kunniaikkaat perinteet, kuten viime numeron arkistojen helmi -artikkelista vuodelta 1979 näkyi.

**KEVYTVESIREAKTORIEN SYDÄNSUUNNITTELU** on edelleen monessa suhteessa samanlaista kuin 1960-luvulla, kun kaupallisen kevytvesireaktoritekniikan perusteet luotiin. Toki polttoaineen yksityiskohtia, kuten sauvahalkaisijaa, tai -lukumäärää on optimoitu varsinkin kiehutusvesireaktoreissa reippaasti vuosien mittaan, suojakuorimateriaalit ovat kehittyneet ja nippuihin on ilmestynyt vesikanavia ja osapitkiä polttoainesauvoja. Viime vuosisadalla nähtiinkin suuria tehonkorotuksia juuri polttoaineteknisten edistysaskelien ansiosta. Nytemmin tämä kehitys näyttää taas tasaantuneen.

**UUSISTA LAITOSMALLEISTA** suurimmat uutuudet sydänalueella löytyvät passiivisista kiehutusvesireaktoreista ESBWR ja SWR 1000. Kummassakin reaktorisydän on suhteellisen matala ja leveä. Tähän on

päädytty sekä luonnonkierron edistämiseksi että sydämen yläpuolisen vesimäärän suurentamiseksi. Molemmat ominaisuudet ovat edullisia sekä turvallisuuden että toiminnan kannalta – ESBWR toimii luonnonkierrolla tehoajollakin.

**SYDÄMEN POIKKILEIKKAUSTA** voi kasvattaa joko lisäämällä reunoille entisen kaltaisia polttoainenippuja tai suurentamalla polttoainenipun poikkileikkausta. ESBWR:n sydämessä on 1132 poikkileikkaukseltaan täysin nykyisen kaltaista 10x10 polttoainenippua. SWR 1000:n sydämessä taas on 664 polttoainenippua, joissa nykyisen kokoisia sauvoja 12x12 hilassa. Kumpikin ratkaisu aiheuttaa omanlaisiaan haasteita sekä turvallisuusanalyysissä että laitoksen käytössä.

**UUDENLAISTA LASKETTAVAA** on siis tiedossa, jos passiivisia laitostyyppisiä etenee rakentamislupakäsittelyyn asti. Tekniikan edistämisen kannalta on perin harmillista, että isot yhdysvaltaiset voimayhtiöt Exelon, Dominion ja Entergy näyttävät juuri nyt huonoa esimerkkiä perumalla suunnitelmiaan ESBWR:ien rakentamiseksi.

**SUOMESSA TEHDÄÄN** lähivuosina ydinvoima-alan asioissa tärkeitä päätöksiä. Jo hakuprosessin myötä alalle on tullut ennennäkemätöntä toimeliaisuutta. Hakijoita, laitostekniikoita, ja laitospaikkoja koskevien päätösten myötä ratkaistaan, missä määrin suomalaisen ydinvoima-alan perusrakenteita tällä kertaa uudistetaan. Tutkijayhteisömme vaalima analyysikyky on todelliseen tarpeeseen varsinkin pidempiä askeleita otettaessa.

## Core Issues in Selection of a New Reactor

**THE FINNISH** nuclear community has started this year in a historic situation. At the time of this writing, the Council of State has received two applications for a decision-in-principle of a new nuclear power plant. In the explanatory notes of the Finnish Nuclear Energy Act, there exists a far-sighted statement: "It is neither impossible that more than one applicant should apply for a decision-in-principle almost simultaneously. From the point of view of the overall good of the society, it is then expedient to prepare and process *both* issues jointly."

**THE THEME** of this issue of *ATS Ydintekniikka* is analysis of the reactor core, the essence of nuclear technology. Both reactor safety and plant economy are largely founded on core design. Reactor analysis has a long and distinguished tradition in our country, as was demonstrated by last issue's "Treasures from the Archive" article, initially published in 1979.

**CORE DESIGN** of light water reactors is in many ways similar to that in 1960's, when the fundamentals of commercial light water technology were created. Details of fuel – such as number of fuel rods per assembly, fuel rod diameter – have certainly been optimised in the course of time, particularly in BWR:s. Cladding materials have been developed further, and water channels and part-length fuel rods have been introduced. These improvements were crucial for the significant power updatings that took place in the previous century. Now it looks that this development has gradually calmed down.

**THE MOST** significant new features in the reactor cores of the new plant concepts can be found in the passive BWR:s – ESBWR and SWR 1000. In both reactors, the core is relatively flat and wide. The motiva-

tion for this is improvement of the coolant natural circulation on one hand, and increasing the amount of water above the core on the other. Both properties are favourable from the safety as well as operation point of view – ESBWR operates exclusively on natural circulation even at full power.

**THE CROSS** section of the core can be increased either by adding fuel assemblies of the same type that has been used in older reactors, or by increasing the dimensions of the fuel assembly. The core of ESBWR has 1132 fuel assemblies identical with the current 10x10 BWR fuel. SWR 1000 has 664 assemblies with a 12x12 grid of fuel rods identical to those used in today's assemblies. Both solutions bring about new challenges in safety analyses as well as in plant operation.

**NEW THINGS** are therefore to be analysed, if passive plant types will go ahead to the construction permit stage. From the point of view of advancing technology, it is rather regrettable that the big American utilities Exelon, Dominion and Entergy are currently showing bad example by cancelling their plans to build ESBWRs.

**IN THE** coming years, important decisions will be made in Finland concerning the nuclear energy field. Already at the application stage, unprecedented activity has emerged in the domain. When decisions are made concerning applicants, plant technologies and plant sites, they will also have an effect on the extent to which the fundamental structures of the Finnish nuclear energy area will be rebuilt. The analysis skills and capabilities, cultivated by our research community, come in useful – especially if longer steps are to be taken.

# UUTISIA

## Ruotsin hallitus pyörsi kielteisen ydinvoimakannan

**RUOTSIN PORVARIHALLITUKSEN** neljä hallituspuoluetta teivät 5.2.2009 sopimuksen, jolla kumotaan vuoden 1980 kansanäänestyksen jälkeen voimaan astunut uuden ydinvoiman rakentamiskielto.

**SOPIMUKSEN MUKAAN** uusia ydinvoimalaitoksia saa rakentaa paikoille, joissa ennestään on käyttöikänsä loppuun tulleita ydinvoimalaitoksia.

Siinä esitetään myös suurta panostusta tuulivoimaan (taavoitteena 30 TWh vuonna 2020), energiatehokkuuden paran-

tamiseen ja muihin uusiutuviin energiamuotoihin. Päätös vaatii vielä valtiopäivien vahvistuksen.

**RUOTSIN PÄÄMINISTERI** *Fredrik Reinfeldt* kuvaili hallituksen uutta ydinvoimapäätöstä historialliseksi, ja sanoi 30 vuotta sitten esitettyjen kysymysten tulevan sen myötä vastatuiksi. Pääministerin mukaan ratkaisulla voidaan varmistaa työpaikkoja ja houkutella Ruotsiin pitkän tähtäimen investointeja.

(Lähde: Svenska Dagbladet)

## Ydinvoima-alalle klusteri

**YLI 70** suomalaista ydinvoima-alan yritystä on järjestäytymässä toimialaryhmäksi Teknologiateollisuus ry:n yhteyteen. Ryhmän nimeksi on tulossa **Ydinvoima-alan toimittajat**. Teknologiateollisuus ry:n hallitus käsitteli hanketta 25.3.2009, ryhmän hallitus ja sen puheenjohtaja on määrä valita huhtikuussa.

**KLUSTERIN TARKOITUS** on toimia yhteistyössä Suomessa ja kansainvälisillä markkinoilla. Suomessa on yli 70 alan yritystä, joista monet ovat olleet mukana neljän jo toimivan ydinvoimalan tai rakenteilla olevan viiden laitoksen rakentamisessa ja palveluiden tuottajina.

**YDINENERGIA-ALAN TOIMITTAJIA** löytyy Suomesta niin elektroniikka- ja sähköteollisuudesta, kone- ja metallituoteteollisuudesta, metallien jalostuksesta kuin tietotekniikka-alaltakin. Porissa toimiva Prizztech-tekniikka-keskus on toiminut hankkeen moottorina alusta lähtien. Toimialaryhmän perustamisen jälkeenkin Prizztech vastaa suurelta osin yhteistyön pyörittämisestä.

(Lähde: Kauppalehti)

# www.ats-fns.fi

## Erkki Laurila -palkinto Mika Yli-Kauhaluomalle

**MIKA YLI-KAUHALUOMA** artikkelillaan "Kuulumisia Saksasta" valittiin vuoden 2008 Erkki Laurila -kirjoittajapalkinnon saajaksi. Palkinnon saajan valitsi lehden toimitus ja valinnan vahvisti seuran johtokunta. Artikkelin julkaistiin numerossa 4/2008.

**PALKINNON PERUSTELUIKSI** valinnan tehnyt ATS Ydintekniikan toimitus esitti seuraavaa: "Kirjoittaja on elävällä ja mukaansatempaavalla tavalla kertonut lehden lukijakuntaa laajasti kiinnostavasta aiheesta: Saksan ydinenergiatilanteesta. Aihe on ajankohtainen ja merkittävä, ja kirjoittajan näkökulma maassa työskentelevänä ja asuvana tukee vahvasti faktoihin pohjautuvaa esitystä. Artikkelin korkea kielellinen taso ansaitsee erityismaininnan."

**ERKKI LAURILA** -palkinto on jaettu vuodesta 2001 alkaen ATS Ydintekniikka -lehden parhaalle kirjoitukselle.





TVO:n toimitusjohtaja Magnus von Bonsdorff Olkiluoto 1:n peruskiveä muuraamassa 12.8.1974.

## Magnus von Bonsdorff

# TVO suomalaisen ydinturvallisuus- kulttuurin jykevää kivijalkaa

*Haastattelin lopulta kahdesti "ensimmäistä TVO-palkollista" Magnus von Bonsdorffia hänen kotonaan Kauniaisissa. Joku oli hoksannut, että onkin kaksi "haastateltavaa", 75-vuotias "juhlakalu" itse, ja myös hänen varsinainen elämäntyönsä, 40-vuotias Teollisuuden Voima Oyj (TVO). Niinpä pureuduin aina "TVO:n kivijalkavaiheeseen" asti ja perehdyin yhtiön osuuteen suomalaista ydinvoimahistoriaa, -politiikkaa ja ydinturvallisuuskulttuuria. Luonnollisestikin tiesin Magnus von Bonsdorffin pitkän TVO-uran useista merkittävistä vaiheista oman VTT-urani ajoilta, mutta että meillä molemmilla on ollut monivuotinen nuoren "atomi-insinöörin" ura myös Ruotsissa, AB Atomenergi:ssä Marvikenin ydinvoimalaitoksen parissa ja jossain määrin myös ASEA-konsernissa, se oli itselleni uutta.*

## Töölöstä ja Kruniksesta Polille

*Aloitettaisiinko jo tavaksi tulleella kysymyksellä, missä elit lapsuutesi ja kävit koulua?*

*"Bonsdorffit ovat vuosisatojen saatossa olleet tyypillisesti yliopistoväkeä, lääkäreitä, juristeja, pappismiehiä ja hallinnon alan miehiä. Olin alan valintani suhteen outo ilmentymys, koko suvun ensimmäinen insinööri, joka nuorukaisena korjailin sukulaisten radioita, polkupyöriä ja autoja ja josta äitini isän, lääketieteellisen laboratorion esimiehen ohjauksessa, ns. Uudessa Klinikassa Unioninkatu 33:ssa tuli kouluajanani melkein kemisti, ruudin tekijä. Äitini suvun puolelta olen siis imenyt itseeni tuota tekniikan harrastusta."*

”Olen paljasjalkainen helsinkiläinen, Töölön kasvatti Pohjoinen Hesperiankatu 5:stä. Aloitin koulunkäyntini pikkukoulussa Apollonkadulla ja kirjoitin ylioppilaaksi Nya svenska läroverketissä, ”Lärkanissa”, Mikonkatu 25:ssä. Jatkosodassa lääkärivanhempani komennettiin Pohjanmaalle, kävin silloin kouluani isovanhempieni luota. Olin 17-vuotias tullessani ylioppilaaksi v. -51 ja vuotta myöhemmin hakeuduin Polysteekkiin koneinsinööriostasolle. Pääproffani oli legendaarinen **P.H. Sahlberg**, jolle tein myös diplomityöni. Kaasuturbiinit, kaasudynamiikka ja termodynamiikka, niistä pidin erityisesti. Valmistuttuani v. -57 menin armeijaan, tykistöön. RUK:n perään suunnittelin mm. ohjuksen rakettimootoria, vähän niin kuin rauhansopimuksen vastaisesti.”

## Insinööri aika ennen TVO:ta

*Sitten aloitit insinöörin töissäsi. CV:stäsi käy ilmi, että ennen varsinaista elämäntyötäsi TVO:ssa olet työskennellyt Suomessa, Ruotsissa, Englannissa, taas Ruotsissa ja lopulta takaisin Suomessa. Kertoisitko vähän noista 12 vuodesta ennen TVO-aikaasi?*

”Aloitin armeijan jälkeen Wärtsilän Kone ja Sillassa Sörnäisissä, laskin kattiloita. Vajaan vuoden olin myynti-insinöörinä Oy Asea Ab:llä, jolla oli ruotsalaisen STAL-turbiinitehtaan edustus. Syksyllä -59 hakeuduin kaasuturbiiniosastolle STALin tehtaille Finspångiin. Vaimoni **Tinan** sukulainen, AB Atomenergin johtaja ja myöhemmin Marviken-projektin johtaja **Ragnar Nilson**, pyysi minua v. -60 AB Atomenergiin. Siitä alkoi ydintekniikan urani tammikuussa -61. Laskimme ns. funktionsanalys-ryhmässä Marvikenin ydinvoimalaitoksen käyttötilanteita.”

”Laitos rakennettiin valmiiksi asti, mutta heikkojen rakenteiden ja vaikean säädettävyyden vuoksi sitä ei turvallisuussyistä lopulta otettu käyttöön ja hyvä niin. Eräiden muiden kanssa ensimmäisten joukossa kritisoin Marviken-projektia ja olimme aika huonossa maineessa. Minut lähetettiin Englantiin OECD:n High Temperature Reactor Projectiin edelleen kehittämään



*Olkiluoto 1:n rakennustyömaa vuonna 1975 puolitoista vuotta rakentamisen alkamisesta.*

kaasujäähdytteistä korkealämpötilareaktoria. Aloitin ”kaasuturbiinimiehenä” UKAEA Winfrithissä syksyllä -63. Laskin Fortran II-ohjelmalla mm. suljettuja heliumin kaasuturbiinijärjestelmiä.”

”Talvella -66 palasin takaisin AB Atomenergiin ja jatkoin T&K-töissä nopeiden korkealämpötilareaktoriensa parissa. Ympyrä sulkeutui kesällä -67, palasin Suomeen ja aloitin konsulttisopimuksella Suomen atomiteollisuusryhmässä, Finnatomien edeltäjässä, jossa valmistelimme Loviisan ydinvoimalaitoksen komponenttien suomalaisia toimituksia.”

## TVO ja eri aikojen politiikat

*Käytäisiinkö läpi politiikka-aihepiiriä? On sisä-, kauppa-, yritys-, energia-, talous-, rahoitus- ja ympäristöpolitiikkaa, kaikki relevantteja valtapolitiikkoja TVO:n 40-vuotishistoriassa.*

”Ensimmäisen poliittisen vaiheen koin Atomiteollisuusryhmän tutkimusjohtajana ja Atomienergieneuvottelukunnan (AEN) jäsenenä Moskovassa heinäkuussa 1969, jolloin Loviisan laitoksen sopimus neuvoteltiin. Se oli ulkomaankauppapolitiikka

Neuvostoliiton kanssa. Keväällä 1970 TVO:n hallintoneuvoston pj. **Björn ”Nalle” Westerlund** kutsui minut toimitusjohtajaksi TVO:aan koeajalla, olihan TVO:kin alussa tavallaan koeajalla. Ensimmäisiä asioita oli ydinvoimalaitoksen mahdollinen paikka. Olimme jo ostamassa vuorineuvos **Sten Grönblomilta** maa-alueita Kopparnäsistä, kun Grönblom myikin alueen IVOlle. Se oli yrityspolitiikkaa, ei sisäpolitiikkaa.”

”Sitten rupesi syntymään poliittisia intohimoja. Vasemmistossa oli pyrkimystä, että ydinenergiatuotanto kuuluu valtion yhtiölle. Mm. Olkiluodon-alueen saaminen Metsähallitukselta oli eduskunnassa päätettävä maanvaihtoasia, mikä sitten ratkesi TVO:lle myönteisesti äänestyksessä 31.5.1973. Teollisuuden ja julkisen puolen omistussuhteet järjestettiin KTM:n kansliapäällikkö **Bror ”Bunta” Napoleon Wahlroosin** kehittämän laskentakaavan mukaan, IVO ei ensin halunnut mukaan. Alkusyöksystä -74 TVO 2:n rakentamiselle esitettiin ehdot, joihin kuului IVO:n mukaantulo 13,6 %:n osakkuudella. Lisäksi TVO:n tuli mm. esittää Suomen Pankin hyväksymä rahoitussuunnitelma.”



*Olkiluoto 2:n Final Take Over 24.3.1983.*

*Kuvassa vasemmalta Rauno Mokka, hra Jonson/Asea-Atom, Magnus von Bonsdorff, toimitusjohtaja Lars Halle/Asea-Atom, Åke Molin/Asea-Atom, Lars Leine/Asea-Atom, Esko Haapala.*

”Tuolloin elettiin TVO:n kannalta kriittistä aikaa. Pääjohtaja **Mauno Koiviston** johtama Suomen Pankki mm. epäsi TVO:ta ottamasta jo sovittua 85 miljoonan USD:n lainaa mm. projektin ja palkkojen maksuun, ja TVO joutui melkein keskeyttämään koko projektin. Asiat kuitenkin ratkesivat. Kun näin kokonaisuutena mietin tuota asiaa, niin oikeastaan se oli viimeinen oikein paha poliittinen painostus, ankara rahoituspoliittinen painostusprosessi TVO:ta vastaan.”

”Seuraavissa 1980-luvun ja sitä myöhemmissä projekteissa, erityisesti käytetyn polttoaineen loppusijoitusasiassa, ympäristöpolitiikka on tullut yhä enemmän mukaan kuvioihin. Selkeä käännekohta tapahtui v. -83, kun eduskunta vahvisti valtioneuvoston päätöksen, että TVO:n pitää vuoteen 2000 mennessä esittää lopullinen suunnitelma käytetyn ydinpolttoaineen loppusijoituksesta Suomeen. Tuon päätöksen yhtenä seurauksena TVO ja IVO perustivat Posiva Oy:n, joka on ollut loistava menestystarina ydinjätehuollon alalla. Myöhemmin mukaan tuli myös hiilidioksidikysymys ja päästöttömyys, ja asia sai sen myötä taas uuden vivahteen.”

”Uudenlaisen yrityspolitiikan aikaa eletään nyt, kun Perusvoima Oy -vaiheen jälkeen TVO ja Fortum toimivat taas omaan lukuunsa eivätkä pyri yhdessä rakentamaan ydinvoimalaitosta. Ydinenergialain määrittämä uusien ydinlaitosten päätök-

sentekoprosessi on aivan erityisen hieno suomalainen poliittinen ratkaisu. Ulkomailta on ihailtu ja ihmetelty, kuinka me Suomessa olemme saaneet luoduksi selkeän ja demokraattisen käytännön, jossa eduskunta joko hyväksyy tai hylkää valtioneuvoston periaatepäätöksen siitä, onko hanke kansakuntamme ’yleisen edun mukainen.’”

### TVO:n ydinturvallisuuskulttuurista

*TVO:n korkeat käyttökertoimet on kansainvälinen tähtitapaus. Siihen on tietysti useita syitä, ennakkohoito varmaan yksi tärkeimpiä. Mistä nuo korkeat käyttökertoimet oikein johtuvat?*

”Teimme heti TVO-projektin alussa tärkeitä päätöksiä. Mm. projektin toteutuksen ja käyttöön valmistautumisen välille syntyi erinomainen symbioosi, mikä on **Olavi Vapaavuoren** ja hänen käyttöorganisaationsa ansiota. Projektin edetessä käyttöorganisaatio kehitti jatkuvasti turvallisuus- ja käyttötekniisiä ohjeita. Näin sekä laitosten turvallisuus- ja käyttörotiinit että huoltotoimenpiteet opeteltiin luonnollisella tavalla jo ennen kuin käyttövastuu siirtyi TVO:lle. Revisioiden ja korjausten yhteydessä teimme järjestelmäkokeita. Ennakkohoito oli keskeisen tärkeä käytäntö, se ettei katsottu vain seuraavaa vuotta vaan jopa kymmenenkin vuotta eteenpäin.”

”Olennaista on tietenkin, että Olkiluoto 1 ja 2 ovat harvinaisen hyvin suunniteltu-

ja laitoksia, lopulta generaattoritkin. Asea-Atom ja Asea tekivät hienoa ennakkoluulotonta suunnittelua, jopa niin, että laitokset ovat käytännössä 3. sukupolven laitoksia. Eikä meidän suomalaisten tarvitse ollenkaan ujoilla, mekin olimme koko ajan laitoksia kehittämässä. Muita syitä ovat olleet, että viranomaisyhteistyö on aina ollut loistavaa ja että laitoksia on jatkuvasti modernisoitu ja niiden tehoa nostettu.”

*Olet kertonut tiedotuksen ja viestinnän tärkeydestä TVO:ssa. Ja ydinjäterahaston keräämisessä Suomi on ollut edelläkävijämaa, meillähän ruvettiin rahastoimaan heti alusta pitäen, ei vasta jälkijunassa. Mitä kaikkea olennaista kuuluu TVO:n ydinturvallisuuskulttuuriin?*

”Teimme tietoisesti neljä hyvää asiaa. Oli julkinen tiedotus Eurajoella syksystä 1972 lähtien, pidin mediakeskustelun aina omana tehtävänäni. TVO:n tiedotuselimet tietenkin avustivat tehokkaasti ja myös vierailutoiminta kehittyi heti avoimeksi. Sitten oli ydinjäterahastointi ja kaiken kaikkiaan ydinjätehuolto sen luonnollisena jatkeena. Rupesimme heti ensimmäisestä kWh:sta panemaan rahaa ydinjäterahastoon, joka ensi alkuun oli omassa kirjanpidossamme. Lainasimme keräämäämme rahaa sitten takaisin osakkaille. 80-luvun lopulla perustettu Valtion ydinjäterahasto otti sitten hoitaakseen varojen rahastoinnin. Muita olivat ennakkohoito ja Mankala-periaate.”

*Mankala-periaate? Mitä se tarkoittaa?*

”Korkein hallinto-oikeus teki 1930-luvulla päätöksen koskien Kymijoessa olevaa Mankala-nimistä vesivoimalaitosta, jossa mm. Helsingin kaupunki ja Tampella olivat osakkaina. Voimalaitoksesta saatava sähkö nähtiin osakkaiden omaisuudeksi, vastaavasti osakkaiden oli maksettava kaikki vuotuiset muuttuvat ja kiinteät kulut. Näin Mankala-yhtiölle ei synny verotettavaa tuloa, koska sähkö myydään täysin omakustannushintaan. Yhtiö ei myöskään saa maksaa osakkailleen osinkoa tai voittoa. Näin kaikki osakkaat ovat tasa-vertaisia. Myös Pohjolan Voima otti mallia Mankalasta ryhtyessään valjastamaan Etelä-Lapin jokia. Mankala-periaatetta sovelletaan myös asunto-osakeyhtiöissä.



Osakkeenomistajalla on oikeus asua asunnossa, mutta hän ei omista sitä. Ja hänen on maksettava omistussuutensa mukaiset asunto-osakeyhtiön vuosittaiset kiinteät ja muuttuvat kulut.”

”Mankala-periaatteen merkitys on suuri ja kauaskantoinen. Se nimittäin johti myös siihen, että TVO saattoi ottaa rahoituksen hoitaakseen, vieläpä ilman lisävakuuksia, Mankala-periaate kävi vakuuksista. TVO:lla oli hyvä maine ja sähkö meni hyvin kaupaksi. Niinpä TVO:n luottokelpoisuus oli melkein samaa korkeaa luokkaa kuin Suomen tasavallan.”

*TVO:n ja IVO:n, kahden ison toimijan välillä ollaan kai itse substanssissa samalla viivalla, siinä ei kai ole ollut eroja? On ollut aina korkealaatuista insinööritoimintaa...*

”...ja turvallisuus ykkösenä. Yritysmailman ja hallinnon asioissa on toki edelleenkin kulttuurieroja, mutta turvallisuuskulttuuri on sama. Myös STUK on samaa mieltä yhtiöidemme näkemyksistä.”

## Luottamustoimissa ja konsulttina

*Olet ollut mukana myös monissa hallituksissa ja yhdistystoiminnassa. Millaisia muistikuvia sinulla on niistä, varmaankin mielenkiintoisia?*

”Jo TVO:n aikana olin viisi vuotta hallituksen puheenjohtajana silloin vielä puunjalostusta harjoittavassa vanhassa sukuyhtiössä O/Y Kyro A/B:ssä. Eläkkeelle jäätyäni v. -94 olin jonkin aikaa hallintoneuvoston puheenjohtajana Interbank Oy:ssä ja jäsenenä Finvestin hallituksessa. Muutaman vuoden olin myös ruotsalaisen ABB Atomin ja ABB STALin hallituksissa.”

”V. -98 lähtien olen tehnyt konsulttitutkimuksia Vattenfallille. Jo silloin johtamani peer review-ryhmä kertoi konsernijohtajalle, mitkä ydinturvallisuuskulttuurin asiat oli hoidettu huonosti ja mitä niille pitäisi tehdä. Mutta he eivät välittäneet ohjeistamme ja vaikeuksia seurasi. Syksyllä 2007 konsernihallitus pyysi minut yhdessä ruotsalaisen ydinvoimapioneerin **Lars G. Larssonin** kanssa tekemään uuden seikka-peräisiä suosituksia sisältävän selvityksen. Ehdotimme asetettavaksi mm. ”koncernledningens kärnsäkerhetsråd” ja ”kon-

cernledningens kärnkraftexpert”. Teimme useita ehdotuksia, jotka kaikki on toteutettu. Nyt tarkoituksena on tehdä seurantaraportti.”

”Osallistuin AEN:n toimintaan 60-luvun lopulta vuoteen 2000 saakka ja vuodesta -94 olin 8 vuotta myös Nordisk Kärnsäkerhetsforskning:in (NKS) pj. Kotimaisina luottamustehtävinä tulivat lisäksi Johanniittain Ritarikunnan puheenjohtajuus sekä tekniset tiedekatemiati. Kuusi vuotta olin Svenska tekniska vetenskapsakademin i Finland, STV:n, esimies eli preses.”

## Uusydinvoiman rakentamisesta

*Aikoinaan TVO oli pieni ja nyt iso. Nyt mukaan on pyrkimässä Fennovoima Oy. Mitä kuvittelet, pääseekö Fennovoima mukaan Posivaan, jos se saa luvan rakentaa ydinvoimaa?*

”Minulla voi olla ajatuksia tuossa asiassa, mutta koska kyseessä on kilpailutilanne, en



*15-vuotias Magnus-poika itse suunnitteleman ja rakentamansa moottoriveneen ratissa Vessössä Pellingin saaristossa v.1949, veneessä nopeutta 25 solmua.*

## Assosiaatiosanaleikki

Ennakkohuolto?

”Suomalaisille hyvin ominainen ominaisuus.”

TVO ja IVO?

”Ovat sopineet reviiereistään.”

Posiva?

”Kronjuvel, kruununjalokivi.”

Kauniainen?

”Viihtyisiä, toistaiseksi.”

Ilmastomuutos?

”Huolestuttaa.”

Ydinvoima?

”Paras perusvoimaratkaisu, toistaiseksi.”

halua spekuloida. Kysymys on suuremman asiasta ja väitetään, että hyvä jos alalla on kilpailua. Mutta sellaisessa on myös vaaratekijänsä. Turvallisuus voi nimittäin olla vaarassa, jos ydinvoimayhtiöt keskittyvät kilpailemaan rahasta ja sähkön hinnasta, vaikka tuottavatkin sähköä vain omistajilleen omakustannushintaan. Missään oloissa turvallisuus ei kuitenkaan saa kärsiä. Sen sijaan tullaan varmaan käymään kilpailua hyvistä henkilöresursseista.”

*Talous pitää olla aina kunnossa, turvallisuus ei saa kärsiä, ja kolmantena on huolehdittava ympäristöstä.*

”Se että laitokset pysyvät käynnissä ja tuottavat taloudellisesti sähköä, menee käsi kädessä turvallisuuden ja ympäristövastuun kanssa. Tuo oli muuten **Antti Vuorista** ja minua yhdistävä asia. Hyvin suunniteltu ennakkohuolto tuo korkeat käyttökertoimet ja myös turvallisuutta. Olennaisinta on ymmärtää, että turvallisuus tulee ensiksi, jolloin muut asiat tulevat perässä.”

*Mitä visioit tulevasta, 3,2,1 vaiko 0 uuden ydinvoimalaitoksen rakentamislupaa seuraavana suunnilleen kymmenvuotiskauteksi? Kuinka tässä prosessissa käy?*

”Perussähkön lisätarpeen lisäksi vanhentunutta ydin- ja muuta tuotantokapasiteettia korvaava ydinvoiman uudisrakentaminen tulee väistämättä kuvaan mukaan. Vielä pitkään jatkuvan nykyisten ydinvoimalaitostemme käytön on oltava uskottavaa ja on huolehdittava voimayhtiöiden ja niiden omistajien taloustilasta ja luottokelpoisuudesta. Tämä on keskeinen asia pääomavaltaitien tulevien ydinvoimainvestointien rahoituksen kannalta. Suomessa tyypillisen sähkön kulutuksen ns. pysyvyyssäyrän alle ’mahtuu’ aika paljon ydinvoimaa, muttei liikaa. TVO:lla ja Fortumilla on maailman huipputasoa olevaa konkreettista näyttöä. Fennovoima rakentanee uskottavuutensa vielä omaan ja omistajien resursseihin ja asiantuntemukseen nojautuen. Se mitä eduskunta keväällä 2010 päättää, ja miten ratkaistaan suunnitteilla olevien ydinvoimalaitosten rakentamisjärjestys ja muut seikat, ovatkin asioita joista minun on vaikea lausua mielipiteitä.”

# A Historical Perspective on the Development of Studsvik's Core Management System

*The design and licensing of Light Water Reactors (LWRs) relies extensively on computational analysis of reactor core neutronics and thermal hydraulic behavior in both steady-state and transient conditions. The reactor analyst needs to know accurately many things, such as: the local heat generation in each fuel pin, the evolution of fuel pin isotopics during depletion, the sensitivity of fuel cycle economics to the reactor core loading patterns, the margins to operational safety limits, and the core response to a variety of off nominal plant conditions.*

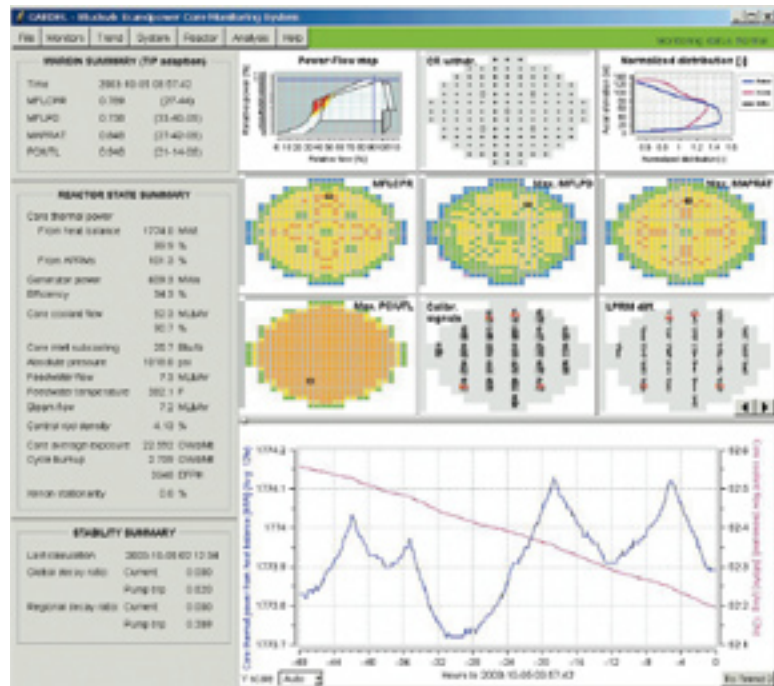


Figure 1. Gardel Online Core Monitoring Interface

From the 1950s to 1970s, one can trace a close link between computer hardware manufacturers, computer software developers (operating systems, compilers, and algorithms), and the commercial nuclear reactor analysis community. This link was very natural because reactor manufacturers and nuclear utilities of the day were aggressive purchasers of very expensive mainframe computing platforms; suppliers were anxious to keep these users satisfied and to develop these customers as purchasers of future generation computers. During the 1980s and 1990s, when engineering workstations and personal computers (PCs) burst onto the computing landscape, a major shift in reactor core analysis methods took

place. Suddenly, the direct cost of analysis dropped markedly, and more importantly, the rate at which individual engineers could perform calculations increased remarkably. These trends in analysis capabilities continue today and will undoubtedly continue into the foreseeable future. One can understand much of the historical evolution of nuclear reactor analysis methods by understanding the limitations of available computing resources.

## First Generation LWR Analysis Methods (1955 - 1975)

Much of the early development of reactor analysis methods is related to advancements in the U.S. Nuclear Navy Propulsion Program. These programs developed

much of the general understanding of neutron cross sections (interaction probabilities), the transport of neutrons within reactor cores, and the cooling of nuclear fuel with high pressure water. The basic analysis methods and thermal-hydraulic correlations developed in this program (and many of the people involved) were also directly involved in the development of commercial Pressurized Water Reactors (PWRs). The basic understanding of reactor core simulation at this time was sufficient to permit reasonably accurate computation of 3-D reactor cores in steady-state conditions. However, the memories of the most advanced computers of the day (CDC-6600 or -7600) contained only 128 kilo-words (roughly equivalent to 0.5 Meg-

abyte) of fast memory. Consequently, 2-D, two-group, quarter-core, pin-cell-based, finite-difference diffusion neutronic calculations of a PWR completely consumed the available main memory of these machines (e.g., 200 assemblies/4 x 300 pins/assembly x [7 two-group cross sections + 2 fluxes] = 135 kilo-words). In addition, a cycle depletion calculation with roughly 20 depletion steps in these 2-D models consumed an entire night's CPU time! For this reason, direct core simulations in 3-D were clearly well beyond the available memory and computing speed of the best computers of that time.

One can summarize the early PWR analysis approach: 1) detailed neutronic calculations in many energy groups were performed only for single fuel pins or a single fuel pin surrounded by a buffer material, 2) detailed radial power distributions were computed using 2-D homogenized pin-cell calculations in two-groups without hydraulic feedback, 3) gross 3-D core power distributions were computed with homogenized-assembly one-group nodal diffusion calculations using isolated channel thermal-hydraulics, 4) local pin-wise detail was synthesized by superimposing 2-D pin peaking on homogenized 3-D nodal power distributions, 5) transient core analysis was performed with "limiting condition" radial peaking factors superimposed on transient 1-D axial diffusion models with detailed thermal hydraulic feedback, and 6) full power plant systems studies were computed with 1-D primary coolant system models coupled to 1-D or ODE balance-of-plant component models. Such methods were used in the design and early licensing of virtually all PWRs.

Boiling Water Reactors (BWRs) were analyzed in a very similar way, except that detailed 2-D bundle calculations, with few neutron energy group data, were used to generate bundle-homogenized data for 3-D nodal simulators. Full core 2-D computations were not used because the axial enrichment/burnable absorber zoning of BWRs required 3-D models with local ther-

mal-hydraulic feedback, and 2-D/3-D synthesis was not directly applicable. Such simple 3-D one-group nodal models also consumed the complete memory of the best computers of the day.

## Second Generation LWR Nodal Method Development (1975 - 1983)

In the mid to late 1970s efforts focused on the development of numerical methods for solving homogenized, few-group neutron diffusion equations with 1-2 percent accuracy on bundle powers – while employing assembly-sized mesh. It was well known that finite-difference methods required mesh spacing no larger than one pin pitch to produce such accuracy, and such fine mesh methods were 100's to 1000's of time too slow to be useful for directly solving full core 3-D reactor problems. Developments at KWU (Germany), MIT and University of Illinois (U.S.) led to the establishment of a new type of nodal method (referred to as "Advanced Nodal Methods") that employed high order spatial approximations (fifth order polynomials or analytic functions) to the "transverse-integrated" 3-D diffusion equation and low order (usually quadratic) spatial representation of net leakages. These methods allowed 3-D diffusion problem to be broken down into a set of three 1-D diffusion problems (one for each direction) coupled through the transverse leakage terms. With these methods, large 3-D homogenized diffusion problems could be solved accurately with a factor of 1000 less computational effort than was required with direct application of fine-mesh finite-difference methods.

At the same time, it was widely recognized that LWR assemblies are often poorly represented by classical homogenized models. A major breakthrough in LWR homogenization theory was then developed by **Dr. Klaus Koebeke** of KWU, who first proposed that neutron fluxes at assembly (nodal) interfaces should be discontinuous and that the magnitude of the discontinui-

ties should be treated as a new type of homogenized parameter called "heterogeneity factors". This development, and its later extension by researchers at MIT to "discontinuity factors," permitted very accurate solution of heterogeneous 3-D LWR diffusion problems.

A third, and equally important, development of the day was that of "dehomogenization" or pin power reconstruction that allowed accurate recovery of individual pin powers. Efforts, again at KWU and MIT led to rapid acceptance of these new pin power reconstruction methods as an integral part of the advanced nodal codes.

## Development of SIMULATE-3 (1984-1985) at Studsvik

While all of the groundwork for successful advanced nodal methods had been developed by the early 1980s, actual development of easy-to-use, advanced nodal codes had yet to come to fruition. This is true, in part, because the success of any nodal code is intimately dependent on the lattice depletion code used to generate bundle cross sections, discontinuity factors, and pin power form functions. One of the most important events that influenced development of the SIMULATE-3 nodal code was the early work on the CASMO lattice physics code at Studsvik (Sweden) from 1979-1983.

The principal ideas behind the CASMO lattice physics code were presented by **Dr. Malte Edenius** (Studsvik, Sweden) to the U.S. Electric Power Research Institute (EPRI) in 1978. Edenius' idea was that an accurate and very fast running lattice physics code could be developed to solve 2-D multi-group transport problems, and the same tool could be used for production analysis of both PWR and BWR lattices. At the time, EPRI rejected this approach for two reasons: First, computing resources were thought to be too limiting to permit this lattice approach to be practical. Second, EPRI had already envisioned two separate LWR lattice analysis approaches: for PWRs, pin-cell-based data generation and for BWRs, few-



group 2-D finite-difference bundle diffusion (PDQ) calculations. At nearly the same time, EPRI also rejected the idea of using the advanced nodal methods for 3-D production reactor analysis as being impractical for computers of the day. EPRI envisioned the role of advanced lattice codes and advanced nodal codes more as benchmarking tools to validate their simpler production methods.

EPRI's rejection of both the advanced lattice physics and advanced nodal methods at an EPRI meeting in 1979 provided the opportunity for more forward thinking discussions between two meeting attendees: **Malte Edenius** and **Kord Smith** (developer of the EPRI-sponsored QUANDRY advanced nodal code at MIT). Edenius and Smith discussed their common view of the possible implementations of the advanced methods, and Edenius first suggested combining development efforts directly through Studsvik (Sweden). Edenius subsequently returned to Sweden and initiated the original CASMO project. Smith returned to MIT and finished working on LWR homogenization methods and then joined Argonne National Laboratory (ANL) working on reactor analysis methods. By 1981, Edenius had returned to the United States and started marketing CASMO directly to U.S. utilities. This effort was successful and established a Studsvik foothold in the commercial U.S. market. In 1983, Smith contacted Edenius about the possibility of developing an advanced nodal code.

The timing turned out to be very fortunate, as Edenius was currently working with **David VerPlank** (developer of Yankee Atomic Electric SIMULATE-E and SIMULATE-2 codes, both first generation nodal codes). Within a short period of time, Edenius convinced Studsvik to open a larger U.S. office to develop and market CASMO and a new advanced nodal code. These efforts lead to the establishment of the Studsvik of America office in 1984 with Edenius, Smith, and VerPlank working together in Newton, Massachusetts.

This collaboration was ultimately successful because it brought together a number of important things: 1) detailed knowledge of, and access to, an advanced lattice physics code, 2) detailed knowledge of advanced nodal codes, homogenization methods, and numerical methods, 3) detailed knowledge of, and access to, a production nodal code framework, 4) a Swedish focus on user convenience in analysis tools, 5) knowledge of, and access to, the U.S., European, and Asian nuclear utility markets, and 6) a company owner (Studsvik) with both financial resources and a long term approach to reactor code development.

During 1984-1985, numerous developments in the SIMULATE-3 advanced nodal code took place:

- A CASMO-style, user-friendly, input and output was created for SIMULATE-3.
- Many pre-existing kernel pieces from SIMULATE-2 (e.g., cross section processing, thermal hydraulics, thermal margins, output editing, etc.) were adopted for SIMULATE-3 and converted to Fortran-77.
- The KWU polynomial-expansion spatial flux approximation and MIT net-current formulation/ analytic solution approaches were combined into a new (QPANDA) nodal model.
- A non-linear solution method (originally developed by Smith at ANL in 1983) was incorporated, reducing both computer storage and CPU requirements.
- CASMO-3 was extended to be able to solve fuel/baffle/reflector problems and provide homogenized reflector data for SIMULATE-3.

By the end of 1985, SIMULATE-3 was able to run quarter-core 3-D LWR problems on CDC mainframe computers with 128 kilo-words of main memory and on IBM 360/370 mainframes with execution times of a few minutes per depletion step. At the same time, the first IBM PCs were entering the market with their 640 kilobyte memories, and Studsvik switched much of its in-

ternal development from external mainframes to in-house PCs. Here the decision to use the non-linear acceleration techniques to reduce computer storage and CPU proved to be very beneficial, as SIMULATE-3 was probably the first of the advanced nodal codes that could be successfully executed on PCs. However, execution times on PCs in 1985 were approximately 10 hours per depletion step! PCs were very useful for code development, but they were unusable for production analysis. Fortunately, engineering workstations were starting to gain a foothold in the engineering analysis world, and Studsvik of America purchased its first workstation, the SUN-260. The choice of the SUN machine at Studsvik was dictated solely by the requirement that its compiler be capable of successfully compiling and executing the SIMULATE-3 Fortran-77 code. It seems hard to believe today that no other workstation (DEC, MASCOMP, SGI, PDP, etc.) had sufficiently well developed Fortran compilers to successfully compile SIMULATE-3's Fortran-77 code. The SUN workstation was far slower than mainframes of the day, but SIMULATE-3 LWR cycle depletion calculations could be performed overnight – with no direct computing cost.

## The Maturing of SIMULATE-3

By the end of 1985, Studsvik's SIMULATE-3 code was used in-house for LWR analysis of reactors in the U.S., Sweden, and Japan, and code deliveries in those markets soon followed. Comparisons between computed and measured PWR and BWR plant data soon provided verification that significant improvements in the accuracy of core-follow predictions had indeed been achieved with the new methods. The two long sought goals of using a single nodal model for both PWR and BWR analysis and utilizing explicit reflector nodes to replace classic albedo baffle/reflector modeling were indeed successful. There remained at this time, numerous refinements of the basic nodal models that were ultimately to be added to SIMULATE-3 to



treat explicitly such things as: fuel spacer grids, nodes with partially inserted control rods, part length fuel rods, etc.

Studsvik also teamed with **Dr. Allan Henry** of MIT in 1985 to develop an accurate and efficient pin power reconstruction module for SIMULATE-3. This development led to one very important refinement of state-of-the-art reconstruction methods in which the impact of spectral interactions of neighboring assemblies on pin powers was accurately captured. These so-called "spectral history" terms were critically important in avoiding the use of multi-assembly lattice calculations (the approach that had been adapted by competitors at Westinghouse and KWU). The ability to obtain accurate reconstructed pin powers, while using single-assembly lattice data, proved to be crucial to utility engineers performing core design work. The MIT student directly involved in the SIMULATE-3 pin power reconstruction development, **Ken Rempe**, subsequently joined Studsvik of America and continues to work on SIMULATE-3.

With the pin power reconstruction capabilities having been incorporated into SIMULATE-3, numerous utilities then participated in benchmark testing of SIMULATE-3 which verified that predictions of PWR pin powers were indeed comparable in accuracy to those obtained with PDQ (and often better for bundles with burnable absorbers). Many of the testing engineers, although initially skeptical, soon came to appreciate the simplicity of setting up the SIMULATE-3 nodal models and the elimination of effort required to maintain and qualify their pin-by-pin PDQ core models.

The ultimate success of SIMULATE-3 in the commercial market was determined not so much by its accurate and efficient nodal methods, but perhaps more because of its vast expansion of automated engineering features. These important features came about gradually and were greatly influenced by many SIMULATE-3 users. In fact, Studsvik of America soon hired some of its early utility users (e.g. **Art DiGiovine**

and **Jerry Umbarger**) and benefited tremendously from their user focus.

A few of the important automation functions adopted in SIMULATE-3 included:

- Automated reactivity coefficient calculations
- Automated BWR shutdown margin computations (with associated screening)
- Automated PWR dropped or ejected rod worth calculations
- Automated search functions for flow, power, rod position, end-of-HFP exposure
- Automated control rod differential and integral worth curves
- Automated shutdown margin analysis during core refueling

Another very important development in SIMULATE-3 resulted from a collaborative analysis project between Studsvik of America and Nuclear Engineering Limited (NEL) of Japan. The collaboration with **Dr. Masaaki Mori** focused on improving the accuracy of SIMULATE-3 calculations for MOX-fueled PWRs. This led to the introduction of a number of important new models in SIMULATE-3:

- Extension of the polynomial model to a semi-analytic spatial model to capture extreme thermal flux gradients at MOX/UO<sub>2</sub> interfaces
- A rehomogenization model to treat flux tilts across heterogeneous assemblies
- A spectrum model to approximate leakage-induced effects on cross sections
- A model to capture interface transport effects on bundle-edge pin powers
- Extension of the pin form function model from one to two energy groups
- Treatment of pin power form function dependence on pin exposures

Each of these refinements, originally developed for PWR MOX applications, later found new applications for customers in Finland (TVO) in improving the accuracy of BWR predictions.

## Development of Transient SIMULATE-3K

By 1990, it was clear that computing resources were sufficiently advanced so that transient nodal calculations would soon be practical. Studsvik made the decision to create SIMULATE-3K and expanded the staff to include **Joel Rhodes**, **Jeff Borkowski**, and **Peter Esser** to work on this development. Methods for solving transient nodal diffusion equations were well known from earlier work in the 1970s and 1980s. However, finding an accurate and well behaved transient thermal hydraulics model proved to be much more difficult. An early decision was made that SIMULATE-3K would use one characteristic thermal-hydraulic channel for each fuel assembly to avoid arbitrary lumping of channels. Unfortunately, limitations of hydraulic models used in existing reactor systems codes (RELAP, RETRAN, TRAC, etc.) precluded the use of such methods for directly modeling 800 parallel channels, and Studsvik decided to develop its own transient thermal-hydraulic model for SIMULATE-3K.

The development of the fuel pin thermal model proceeded as anticipated, and a simple finite-difference model with spatial-varying fuel properties and an explicit dynamic gap model were implemented. Initially, the TRAC SETS (Semi-Explicit Two Step) channel hydraulic model was adopted in its 3-equation form using the EPRI-void drift-flux model. However, after extensive testing of this method, Studsvik concluded that the SETS methodology (actually any method with a linearized Jacobian) did not have the convergence characteristics and stability that were important for SIMULATE-3K applications. This necessitated a rapid development of a totally new channel hydraulic model, and the decision was made to follow the neutronic nodal approach by implementing a full linear nodal model in both space and time. Having recently joined Studsvik of America, **Dave Kropaczek** with his background in both nodal neutronics and advanced numerical methods, and **Kord Smith** spearheaded the new chan-

nel hydraulic development efforts. A novel marching method for solving the non-linear nodal hydraulics equations without linearization was developed. Great care was taken to ensure both the computational efficiency and the robustness of this model. At the same time, a 1-D BWR vessel model was developed so that all the important vessel internal components, recirculation loops, and steam lines could be modeled directly in SIMULATE-3K. With these models in place, SIMULATE-3K became useable for many LWR reactor transients.

Later, following the Studsvik of America/Scandpower merger in 1998, **Gerardo Grandi** (with his extensive RAMONA experience) continued development of SIMULATE-3K, and he merged the RAMONA steam line, safety and relief valve, pump, and control systems models directly into SIMULATE-3K. The fuel pin model was later extended to include the option to compute fuel pin temperatures and heat fluxes for every fuel pin in the core.

Today, SIMULATE-3K is capable of performing a wide range of safety analyses for both PWRs and BWRs, including:

- BWR time domain stability
- BWR dropped rod RIA
- BWR fast operational transients
- PWR ejected rods and inadvertent bank withdrawals RIA
- PWR dropped rods
- PWR boron dilution accidents
- Delta-CPR and DNBR analysis during transients

SIMULATE-3K has also been dynamically linked (time step by time step) to several reactor systems codes (e.g., RETRAN and RELAP), and this coupling provides high-fidelity 3-D core neutronics in plant transient simulations.

## Developments of Diverse Product Applications

As SIMULATE-3 and SIMULATE-3K matured, Studsvik found many applications for the kernels inside other application-orient-

ed products. As computer hardware continued to improve in the 1990s, it became possible to perform very rapid cycle depletion calculations (a few minutes) with SIMULATE-3K. Consequently, the necessity of quickly interpreting computational results became paramount, and XIMAGE was developed as a graphical wrapper around SIMULATE-3 that could be used for performing core reload pattern design. XIMAGE permits PWR and BWR engineers to perform interactive core loading pattern and control rod pattern development totally within its graphical environment. **John Stevens** and Ken Rempe also implemented a fully automated reload core optimization module (SIMAN – SIMulated ANealing) within XIMAGE, and it became possible for engineers to automatically evaluate hundreds of thousands of 2-D PWR candidate loading patterns in overnight runs. In today's computing world, it is now possible to perform such SIMAN automated PWR core loading optimization directly in 3-D models with overnight turnaround.

In the late 1990s, the speed of computers became sufficiently great that it was possible to envision using SIMULATE-3K directly as the core neutronic/thermal hydraulic model in full-scope operator training simulators. Studsvik embarked on a multi-year program to make a shared-memory parallel version of SIMULATE-3K (referred to as SIMULATE-3R) that could run in real time on advanced engineering workstations. When delivered in Japan, SIMULATE-3R became the first such "engineering-grade" simulator model to be incorporated into operator training simulators.

With only a few simplifications to the production cross section models and the axial nodalization (12 axial nodes), SIMULATE-3R was able to run at 5 Hz (five time steps computed per second) and maintain real time on a 4 CPU DEC ALPHA workstation. Today, such simulations are routinely performed on single-CPU Linux or Windows PCs, and Studsvik's simulator staff (**Jeff Borkowski, Lotfi Belbidia, Dan Ha-**

**grman** and **Jerry Judd**) has delivered core models for more than 50 full-scope simulators around the world.

Several utility customers have adopted SIMULATE-3 into their core monitoring systems, with numerous sharp operations in Europe and Japan. In addition, following the Studsvik/Scandpower merger in 1998, Studsvik embarked on the development of GARDEL, an online core monitoring system which uses SIMULATE-3 as its computational engine. This development leveraged **Alejandro Noel's** Scandpower and ABB ATOM experience with existing core monitoring systems, **Claudio Oña's** development of the HERMES data base system, and **Nestor Patino's** development of advanced graphical interfaces.

The resulting GARDEL system has been developed into not only a sharp online monitoring system for PWRs and BWRs, but also into a related operational support product (CMS-Ops) for reactor engineers and support staff. Rapid expansion of the GARDEL-related products continues with recent deployments in the U.S., Sweden, Germany, Switzerland, and Japan. As customers continue to focus on the need for improved engineering efficiency, many automated features are continually being added to both GARDEL and CMS-Ops to address users' needs. A typical GARDEL display as viewed by a reactor operator is displayed in Figure 1.

For applications on the backend of the fuel cycle, **Sigurd Børresen** and **Tamer Bahadir** have developed the SNF (Spent Nuclear Fuel) program that automatically accesses detailed CASMO isotopic data and SIMULATE-3 core simulation data to produce extremely accurate 3-D spent nuclear fuel isotopics, radiological source terms, and decay heat (as a function of cooling time) for any fuel assembly in the core or spent fuel pools. This represents a significant advancement over the traditional point and 1-D ORIGEN analysis that engineers have traditionally used.

Computer hardware advancements have made possible replacement of 2-D shut-

down margin analysis during core refueling with direct 3-D computations. **Dave Knott** has incorporated direct 3-D SIMULATE-3 calculations into Studsvik's recently developed MARLA graphical environment for refueling schedule design and automation. Such automated calculations can now be performed in a few hours, without need for the traditional modeling simplifications and associated uncertainties.

### Further Enhancements of Lattice Physics and Nodal Core Analysis Methods

Advances in modern computational hardware have provided many opportunities for making progress in both CASMO and SIMULATE. **Joel Rhodes, Deokjung Lee** and **Zhiwen Xu** have significantly advanced Studsvik's lattice physics capabilities in the recently released version of CASMO-5 to include:

- Extension of multi-group libraries from 70 to 586 energy groups
- Adoption of the latest ENDF/B-VII neutronic data library
- Extension of the 2-D transport from 8 to 19 energy groups – with fifth-order anisotropic scattering
- Improvements in resonance self-shielding models
- Extension of the number of isotopes treated as resonance absorbers from 21 to 112
- Generalization of geometries to permit modeling of some spent fuel pools and shipping casks
- Expansion of geometric capabilities to permit 2-D PWR and BWR core calculations

Figure 2 displays the computational geometry for a typical quarter-core BWR CASMO-5 calculation in which the fine detail of bundle analysis is carried forward into the entire 2-D core calculation.

**Tamer Bahadir** and **Sten-Örjan Lindahl** have recently completed a new version of Studsvik's SIMULATE code, called SIM-

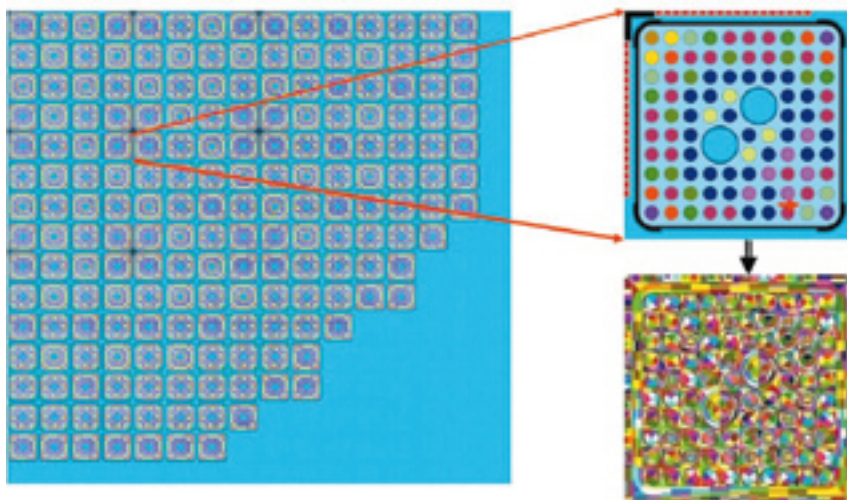


Figure 2. CASMO-5 Quarter-Core BWR Computational Model

ULATE-5, which includes many significant improvements, including:

- Generalization of the two-group diffusion model to full multi-group formulation
- Extension of the depletion model to microscopic depletion with more than 40 explicit nuclides
- Extensions of the axial heterogeneity model to treat explicitly each spacer grid, every material interface, and all control rod interfaces
- Improvement of the radial rehomogenization model to significantly improve modeling of bundle heterogeneities
- Improvement of the pin power reconstruction to treat detailed local pin isotopics
- Improvement of the channel hydraulic model to permit PWR inter-assembly cross flow and BWR intra-bundle cross flow

In the years to come, it is anticipated that the SIMULATE-5 engine will replace SIMULATE-3 in the many varied Studsvik product applications.

### A View Into The Future

Studsvik is very fortunate to have core analysis software customers in more than 15 countries, analyzing more than a hundred operating PWRs and BWRs. Much credit for the successful development of

Studsvik core analysis software is due to the many diverse users who have provided invaluable feedback.

It is also obvious that opportunities presented by the ever changing computing hardware will continue to open up new possibilities for improved accuracy in reactor analysis software and vastly expanded applications. The availability of inexpensive, PC-based, parallel CPU farms will someday make possible more advanced production analysis applications, such as: 3-D multi-cycle core loading optimization, MONTE CARLO-based lattice physics, 3-D fine-mesh transport reactor simulations, coupled fine-mesh transient neutronics/thermal hydraulics analysis, and coupled multi-phase CFD.

However, one should remember that the time required moving from initial methods exploration, to production code development, to regulatory licensing, and to significant market penetration is often a decade or more. Consequently, it remains certain that existing lattice physics and advanced nodal methods, like CASMO and SIMULATE will remain in use for years to come.

Dr. Kord S. Smith  
Studsvik Scandpower,  
Inc. 504 Shoup Ave., Suite 201  
Idaho Falls, ID 83402  
kord.smith@studsvik.com

# Kiehutusvesireaktorien polttoaineen käytön suunnittelu



*Olkiluodon kiehutusvesireaktorien reaktorisydän koostuu 500 polttoainenipusta, joista vaihdetaan vuosittain vajaa neljännes tuoreeseen polttoaineeseen. Nämä 500 polttoaine-elementtiä muodostavat melko heterogeenisen joukon, ja heterogeenisuus jatkuu nipun hienorakenteessa. Sydämen monimutkaisen rakenteen lisäksi polttoaineen käytön suunnitteluun vaikuttavat lukuisat turvallisuus- ja taloudellisuusnäkökohdat, jotka on otettava huomioon reaktorisydäntä suunniteltaessa.*

**R**eaktorisydämessä on normaalisti polttoainetta eri valmistajilta, jolloin käytettävien polttoainenippujen rakenteet ovat erilaiset, niput eroavat väkevöintiasteeltaan ja niissä on eri määrrät palavaa absorbaattoria  $Gd_2O_3$ . Lisäksi jokaisen polttoainenipun käyttöhistoria on uniikki – nippu on normaalisti noin 4-5 vuotta reaktorissa, jolloin sen paikka ja kokemat olosuhteet muuttuvat jokaisella käyttöjaksolla. Rakenteeltaan samanlaisilakin nipuilla on ainutkertaiset käyttöhistoriat, mikä pitää ottaa huomioon polttoaineen käyttöä suunniteltaessa.

Tarkasteltaessa nippua tarkemmin huomataan, että sydämessä havaittava heterogeenisuus jatkuu nipun hienorakenteessa.

Uraanipatsaan korkeus on vajaa neljä metriä, ja lisäksi osa polttoainesauvoista on ns. osapitkiä polttoainesauvoja. Lisäksi nippu sisältää polttoainevalmistajasta ja nipun suunnittelusta riippuen myös erilaisia vesirakenteita. Polttoainesauvojen väkevöintiasteet vaihtelevat nipun sisällä sekä radiaali- että aksiaalisuunnassa. Reak-

torisydämen suunnittelussa huomioitavia asioita siis riittää.

## Polttoainenipun mitoitus

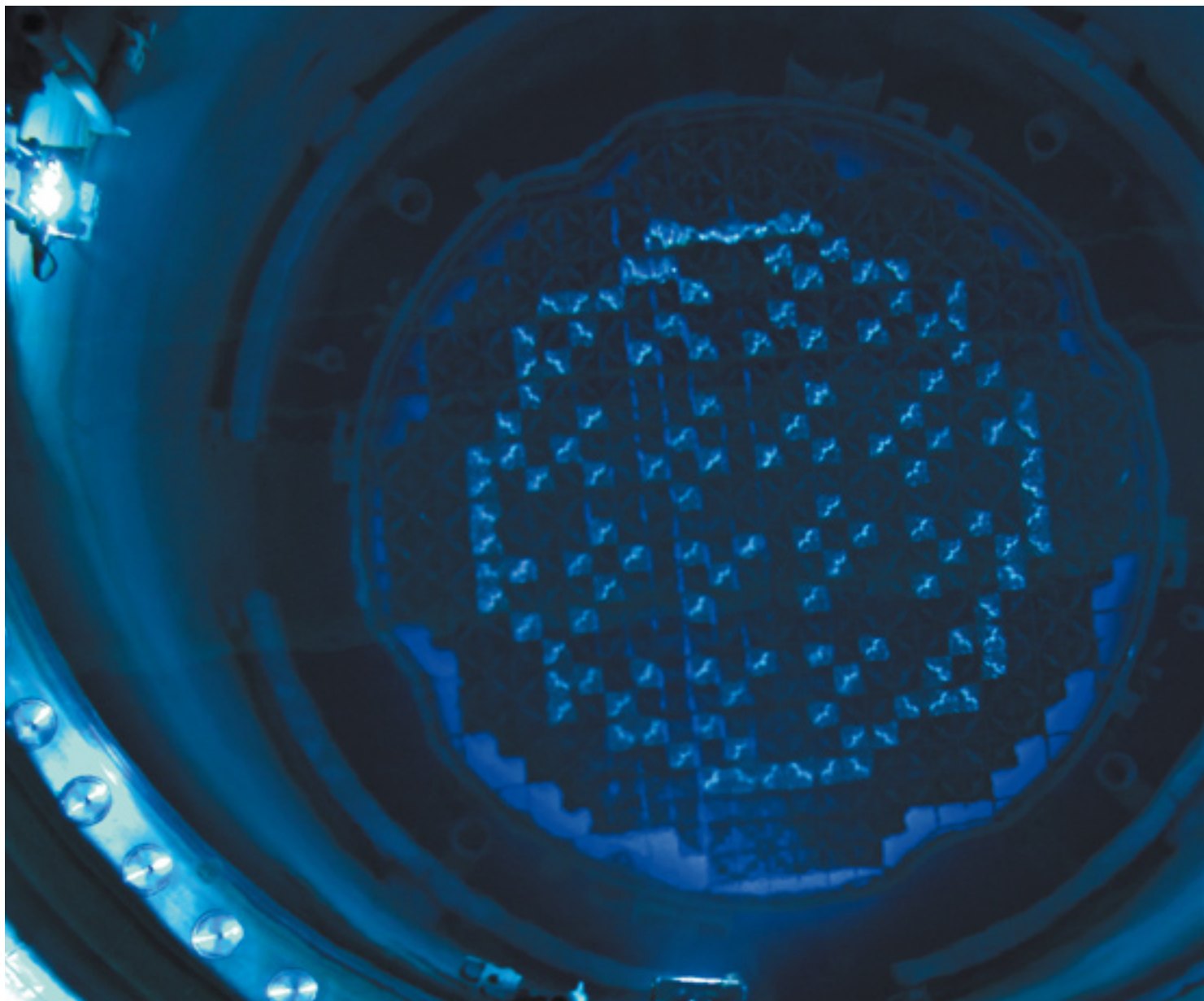
Olkiluodon kiehutusvesireaktorien polttoaineen käytön suunnittelu jakautuu kahden tärkeään työvaiheeseen. Ensimmäinen näistä on polttoainenipun reaktorifysikaalinen mitoitus. Tällä tarkoitetaan sopivien uraaniväkevöintiasteiden ja palavan absorbaattorin pitoisuuden löytämistä. Näiden reaktorifysikaalisten mitoitussuunnitelmien perusteella tilataan reaktoreissa käytettävät polttoaineniput. TVO tekee polttoaineen mitoituksen monijaksoanalyysillä, joilla mitoitetaan yhteensä kuusi käyttöjaksoa eteenpäin nykytilanteesta. Näiden kuuden jakson perusteella saadaan varsin kattava kuva polttoainenipun ominaisuuksista ja toimivuudesta eripituisilla käyttöjaksoilla ja käyttöhistorian eri vaiheissa. Myös erot nipun toimivuudessa sekasydämessä tai tasapainotilanteessa tulevat esille. Mitoitusjaksoille tehdään kattava joukko erilaisia analyysejä, joilla tarkastellaan muun muassa termi-

siä marginaaleja, sulkumarginaalia, erilaisia reaktiivisuuskertoimia sekä stabiilisuutta. Näiden lisäksi jaksoille tehdään transientianalysit, joilla varmistutaan polttoainenippujen käyttäytymisestä mahdollisissa häiriö- tai onnettomuustilanteissa.

## Polttoaineen vaihdon suunnittelu

Toinen tärkeä vaihe polttoaineen käytön suunnittelussa on polttoaineen vaihdon suunnittelu tai ”lataussuunnittelu”, kuten sitä yleisesti kutsutaan. Tämä työ aloitetaan jo talvella hyvissä ajoin ennen vuosihuoltoja. Polttoaineen vaihdon suunnittelun lähtökohtana on energiamäärä, joka käyttöjaksolla halutaan tuottaa. Ylijäämäreaktiivisuuden määrä mitoitetaan siten, että se kulutetaan loppuun hieman ennen käyttöjakson loppua, jolloin jakson loppuun jää lyhyt, tyyppillisesti noin 200-300 EFPH:n jakso, jota kutsutaan ”coast downiksi” eli venytysajoksi. Jaksolla tuotettava energiamäärä antaa hyvän alkuarvauksen tarvittavalle polttoainemäärälle. Tähän vaikuttavat kuitenkin myös turvallisuusmargi-





*Olkiluoto 1-reaktorisydän vuosihuollon jälkeen ennen paineastian kannen sulkemista. Kuva:TVO:n kuva-arkisto.*

naalit. Polttoaineen kannalta tärkeimmät turvallisuusmarginaalit ovat ns. termiset marginaalit eli lineaariteho ja dryout-marginaali sekä sulkumarginaali.

Lisäksi tarkastellaan isoa joukkoa muita polttoaineen käytön kannalta tärkeitä ominaisuuksia. Reaktorisydämen suunnittelussa pyritään huomioimaan myös reaktorisydämen käytettävyys ja joustavuus ajon aikana.

Polttoaineniput pyritään säteilyttämään mahdollisimman lähelle suurinta sallittua palamarajaa ja saamaan näiden keskinäisen palamahajonta mahdollisimman pieneksi. Näin pystytään vähentämään myös syntyvän käytetyn polttoaineen määrää ja vaikuttamaan loppusijoituskustannuksiin.

Olkiluoton ydinvoimalaitosten revisiojärjestystä vaihdetaan vuosittain siten, että jaksojen mitoituspituudet vaihtelevat noin 600 EFPH peräkkäisillä käyttöjaksoilla. TVO käyttää ns. "two-stroke"-latausstrategiaa. Tässä latausstrategiassa käytetään kahta eri keskimääräistä väkevöintiastetta sisältäviä polttoainenippuja. Lyhyet jaksot ladataan pääasiallisesti käyttäen matalamman väkevöintiasteen polttoainetta, kun taas pitkillä jaksoilla noin 25 - 50 % polttoaineesta on korkeampaa väkevöintiastetta. Tämä mahdollistaa tarvittavien tuoreiden polttoainenippujen määrän pitämisen lähes vakiona jaksosta toiseen.

Valtaosa tuoreista polttoainenipuista sijoitetaan reaktorisydämen reunalta lasket-

tuna neljännelle riville ja siitä sydämen keskiosaan päin. Näin reaktorisydämen reunalle muodostuu niin sanottu "ring of fire", ja loput tuoreesta polttoaineesta sijoitetaan diagonaalisesti sydämen keskiosaan. Tämä mahdollistaa reaktiivisten yksi- ja kaksivuotiaiden nippujen sijoittamisen sydämen keskelle reuna-alueiden sijaan. Lisäksi tällä pienennetään neutronien vuotoa ulos sydäimestä, mikä puolestaan parantaa neutronitaloutta ja samalla pienentää paineastian säteilyrasitusta. Korkeapalammaiset niput sijaitsevat reaktorin reunalla, ja tällä uudella latausmenetelmällä niiden jaksonaikainen palamalisäys jää pieneksi. Uuden latausstrategian ansiosta TVO on pystynyt kasvattamaan keskimääräistä



poistopalamaa merkittävästi 2000-luvun aikana.

Reaktorisydämen suunnittelussa käytetään puolisydän- ja kiertosymmetriä. Tämä tarkoittaa, että nippuja käsitellään kiertosymmetrisinä pareina. Käytännössä symmetrianippujen välilläkin voi olla pieniä eroja johtuen esimerkiksi erilaisista säätösauvoista nippupositioissa ja paikallisista olosuhteista reaktorissa. TVO:lla on käytössä standardisoidut säätösauvasekvenssit sekä lataussuunnittelussa että ylösajojen suunnittelussa. Osa säätösauvoista on ns. syviä säätösauvoja, joilla hallitaan ja sidotaan reaktiivisuutta käyttöjakson aikana. Lisäksi on mahdollista käyttää matalia säätösauvaryhmiä, joiden pääasiallinen tehtävä on tehojakauman muokkaaminen. Käyttöjaksoilla käytettävät säätösauvasekvenssit määritetään lataussuunnittelun yhteydessä ja niitä tarkennetaan käyttöjakson edetessä säännöllisesti neutronivuon mitausjärjestelmän kalibrointien yhteydessä, joita tehdään yleensä noin kerran kuu-kaudessa.

### Laskennassa käytettävä ohjelmisto ja sydämen optimointi

TVO:lla on käytössä Studsvik Scandpowerin CMS-ohjelmisto (Core Management System), jonka ytimen muodostavat vaikutusalaohjelma Casmo-4 ja sydänsimulaattori Simulate-3. Casmo-4 on 2-dimensioinen ohjelma, joka perustuu kuljetusteoriaan. Ohjelman ensisijainen tarkoitus on polttoainenipun hienorakenteen homogenisointi Simulate-3:lla tehtäviä kokosydänlaskuja varten. Sydänsimulaattorina käytettävä Simulate-3 on 3-dimensioinen laskentaohjelma, jonka tärkein tehtävä on ennustaa sydämen tehojakauma ja neutronivuo oikein. Simulate-3:n neutroniikkamalli perustuu kaksiryhmäisen difuusioyhtälön ratkaisemiseen nodaalimenetelmällä. CMS-ohjelmisto sisältää myös joukon muita ohjelmia, kuten polttoaineen lämpötilalaskentaan käytettävä INTERPIN ja reaktorin stabiilisuuskuihin käytettävä SIMULATE-3K.

Koska kiehutusvesireaktorin lataussuunnittelu sisältää melkoisen määrän vapausasteita, heräsi 2000-luvun alkupuolella ajatus lataussuunnittelun aiempaa suuremmasta optimoinnista.

Tällöin otettiin käyttöön TEPSYS:n kehittämä Fineload, jolla pystytään optimoimaan sydän entistä paremmin aiempaa lyhyemmässä ajassa. Ohjelmalle annetaan reunaehtoina halutut marginaalit, palama ja polttoaineen määrä, ja se järjestää sydämen näiden puitteissa mahdollisimman taloudellisesti.

Lisäksi sen avulla saadaan määriteltyä säätösauvakuviot jakson palamalaskua varten. Fineload on mahdollistanut entistä taloudellisemman polttoaineen käytön manuaalisen lataussuunnittelun jäätyä lähes kokonaan pois, ja on omalta osaltaan auttanut keskimääräisen palaman kasvattamisessa.

### Uuden reaktorisydämen toteuttaminen

Kun uusi vaihtolataussuunnitelma on valmis, se tarkastetaan TVO:n sisällä ja sen lisäksi sille tehdään riippumattomat tarkastuslaskut ulkopuolisen konsultin toimesta. Vastaavat riippumattomat tarkastuslas-

kut tehdään myös reaktorifysikaalisten mitoituskaskujen yhteydessä.

Tarkastuslaskujen jälkeen polttoaineen vaihtosuunnitelma lähetetään hyväksyttäväksi Säteilyturvakeskukseen. Vaihtolatauksen toteutus etenee tästä eteenpäin tuotanto-osastolla, joka tekee yksityiskohtaiset suunnitelmat uuden reaktorisydämen toteutuksesta.

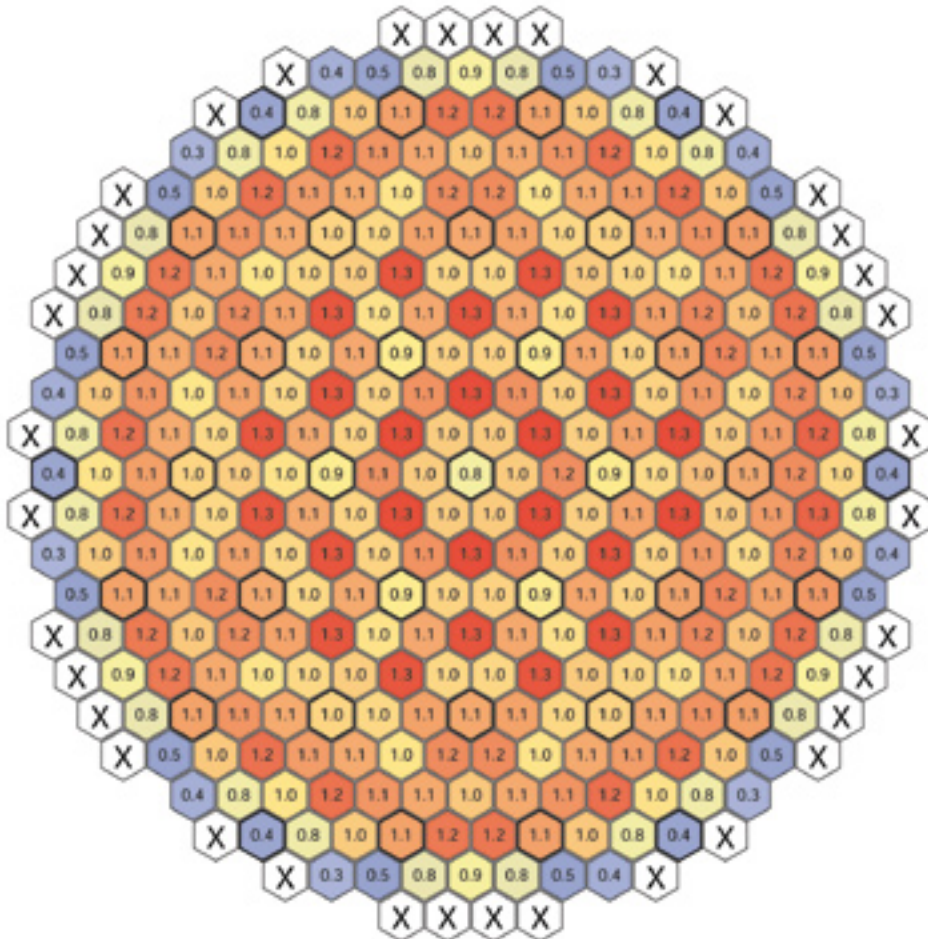
Tämä sisältää esimerkiksi polttoainesiirtoihin käytettävän ajan optimoinnin. Tässä käytetään apuna TVO:lla kehitettyä ohjelmaa OPTIMATICA, jonka avulla vuosiuhuloissa polttoainesiirtoihin käytettävää aikaa on pystytty vähentämään jopa neljänneksellä. Samassa yhteydessä jokaisen polttoainesiirron vaikutus reaktorisydämen sulkumarginaaliin tarkastetaan. Polttoainetöiden määrään pyritään vaikuttamaan jo lataussuunnitteluvaiheessa, jolloin polttoaineen vaihdossa paikalleen jäävien polttoaine-elementtien määrä on mahdollisuuksien mukaan pyritty maksimoimaan.

Myös tässä käytetään apuna edellä mainittua Fineload-ohjelmaa. ■



Tiina Kettunen  
Reaktori-insinööri  
Käyttöturvallisuus, TVO  
tiina.kettunen@tvo.fi

# Loviisan sydänsuunnittelu



Loviisan polttoainesydän. Kuvassa on esitetty jakson alun suhteellisen nipputehon jakauma 4,0 % polttoaineen tasapainosydämessä. X:llä merkityt paikat sydämen reunalla ovat reaktoripainesäiliön säteilyhaurastumisen rajoittamiseksi tarkoitettuja suojanippuja.

Loviisan ydinvoimalaitoksella alkusyksyisin pidettävien vuosihuoltojen yhteydessä vaihdetaan laitossyksiköillä palaneimpien polttoaineniippujen tilalle tulevan käyttöjakson energiatarvetta vastaava määrä tuoretta polttoainetta. Niippujen sijoittelu suunnitellaan yksilöllisesti jokaiselle käyttöjaksolle. Sydän-suunnittelulla varmistetaan polttoaineen turvallinen ja taloudellinen käyttö.

Loviisan laitossyksiköt toimivat tällä hetkellä kolmieräisessä polttoainekierrossa. Tämä tarkoittaa sitä, että jokaisen käyttöjakson lopussa noin kolmannes polttoaineniipuista poistetaan ja tilalle syötetään tuoreita niippuja. Samalla myös reaktoriin jäävät niput sijoitellaan uudelleen. Loviisassa käytetään ykkösyksiköllä Westinghousen valmistamaa 3,8 %

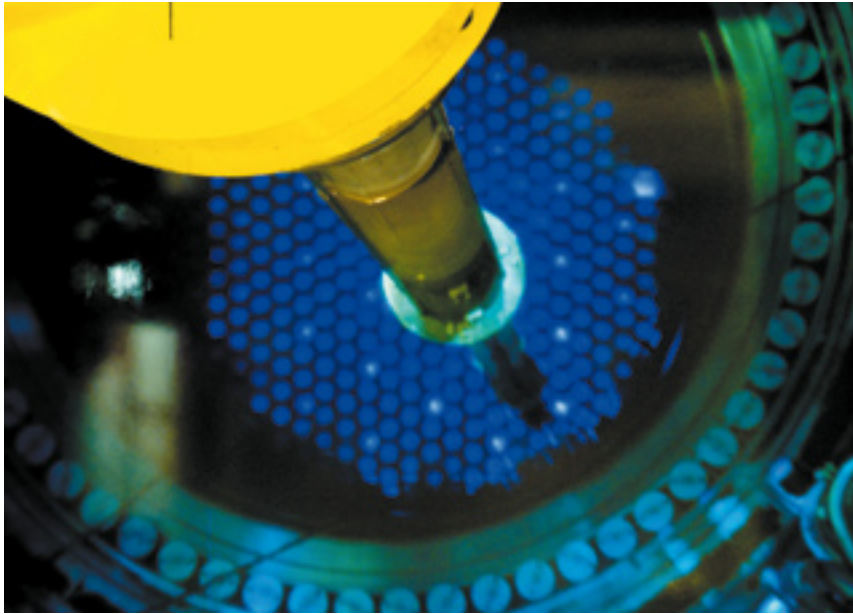
tasaväkevöityä polttoainetta ja kakkösyksiköllä TVEL:n valmistamaa 4,0 % tasaväkevöityä polttoainetta. Väkevöintiero johtuu lähinnä siitä, että Westinghousen niipuissa uraanimassa on hieman suurempi.

Polttoaineen turvallisen käytön kannalta reaktorisydämen suunnittelussa tärkeitä kriteereitä ovat termiset marginaalit, reaktiivisuuskertoimet ja reaktorin sammu-

tusmarginaali kaikissa kyseeseen tulevilla tilanteilla. Turvallisuuden kannalta merkittävä tekijä on myös polttoaineen palama, jolla on yhteys polttoaineen mekaaniseen kestävyYTEEN.

Polttoaineen taloudellisen käytön kannalta sydän-suunnittelussa oleellista on reaktorisydäimestä karkaavien neutronien eli neutronivuodon minimointi sekä riittä-





Polttoaineen vaihtotyö käynnissä Loviisassa. Kuvalähde: Fortum Generation Loviisan voimalaitos

vän korkea keskimääräinen poistopalama. Luonnollisesti tuleva käyttöjakso on pysyvä ajamaan suunnitellun pituisena ilman tehorajoituksia.

Sydänsuunnittelu on pohjimmiltaan optimointia turvallisuus- ja taloudellisuusvaatimusten suhteen. Tehtävänä on suunnitella tulevalle käyttöjaksolle sopiva turvallisuusvaatimukset täyttävä polttoainesydän mahdollisimman pienellä tuoreen polttoaineen syötöllä. Koska polttoaineniippuja säteilytetään vähintään kolme jaksoa, tulee myös huomioida sydänsuunnittelussa tehtävien valintojen vaikutus yhtä käyttöjaksoa pidemmälle aikavälille.

### Sydänsuunnittelussa tietokoneohjelmat keskeisessä asemassa

Tärkeimmät Loviisan sydänsuunnittelutyökalut ovat tietokoneohjelmat HEXBU-3D, ELSI-1440 ja CASMO-HEX/CASMO-4E.

HEXBU-3D on kolmidimensioinen koko reaktorisydäntä simuloiva nodaaliohjelma, joka perustuu kaksiryhmäiseen diffuusioteoriaan. HEXBU-3D:llä voidaan laskea reaktorisydämen tehojakauma nipputasolla sekä lisäksi vaihtoehtoisesti joko kasvutekijä tai kriittinen boorikonentraatio. Syöttötietona tarvitaan reaktorin vallitsevien käyttöparametrien, polttoaineniippujen palamien ja fissiomyrkkykonsentraatioiden lisäksi polttoainetyypikohtaiset 2-ryhmädiffuusiovakiot takaisinkytkentäker-

toimiseen. HEXBU-3D-ohjelmaa käsittelevä artikkeli on löydettävissä toisaalta tästä lehdestä.

Reaktorin tehojakaumalaskun lähtötietona tarvittavat diffuusiovakiot lasketaan polttoainetyypikohtaisesti ohjelmalla CASMO-HEX. Ohjelmasta on käytetty myös uudempaa versiota CASMO-4E. Laskun tuloksena saadaan 2-ryhmädiffuusioteorian yhtälöissä esiintyvät vaikutusalat polttoaineen käyttöolosuhteiden ja palaman suhteen parametrisoituna. Vaikutusaloja sovelletaan ohjelmassa HEXBU-3D sekä taukoituna että polynomisovitteita hyväksi käyttäen.

ELSI-1440-ohjelmaa käytetään 3D-tehojakaumalaskun jälkeen noodikohtaisesti sauvatehojen rekonstruointiin. Sauvatehot tarvitaan mm. lineaaritehon, alikanavan entalpianousun sekä DNB-suhteen laskemiseen. ELSI-1440 ratkaisee 2-ryhmädiffuusioyhtälöt reuna-arvottehtävänä laskenta-alueessa, joka käsittää tarkasteltavan nipun ja sen naapuriniput osittain. Reuna-arvot saadaan HEXBU-3D-laskun tuloksesta. Laskentaan sisältyy myös nipun sisällä tapahtuvan jäähdytteen sekoittumisen vaikutuksen huomioiminen alikanavan lähtölämpötilaa laskettaessa.

Reaktorin käytön aikana sydämen tehojakaumaa, termisiä marginaaleja, nippu- ja sauvapalamia sekä isotooppimääriä seurataan laitoksen prosessitietokoneella reaktorisydämen RESU-valvontaohjelmistol-

la. RESU-ohjelmistoon sisältyy mm. sydämen neutronivuo- ja lähtölämpötilamittauksen keruu, mittaustiedon tulkinta sekä mitatun ja lasketun tehojakauman yhteensovittaminen.

Kehittyneimpiinkin reaktorisimulointiohjelmiin sisältyy suuri määrä erilaisia yksinkertaistuksia. Tietokoneohjelmien ylläpito, kehitys ja kelpoistaminen laitokselta saadun mittaustiedon ja palautteen avulla ovatkin oleellinen osa sydänsuunnittelun laadunvarmistusta. VVER-440-reaktorin kattava mittausinstrumentointi yhdessä käyttöjakson alussa tehtävistä pientehokoikeista saatavan mittaustiedon kanssa mahdollistavat sydänsuunnittelussa käytettävien tietokoneohjelmien monipuolisen validoinnin.

### Loviisan sydän on osittain vähävuotoinen

Reaktorisydämen suunnittelu alkaa lähtötietojen kokoamisella. Lähtötiedoista oleellisin on tulevan jakson energiatarve. Yksilöllisten käyttöjaksojen pituudet saattavat huoltotöiden kestosta riippuen vaihdella noin kuukaudella, joten sydänsuunnittelun on mukauduttava jaksottain vaihtelevaan energiatarpeeseen. Polttoaineen taloudellinen käyttö edellyttää, että jakson lopussa käytetään myös ns. venytysajoa, jolloin lisäreaktiivisuutta saadaan tehoa ja jäähdytteen tulolämpötilaa alentamalla. Optimaalinen venytysjakson pituus määräytyy polttoaineen hinnan ja korvaavan sähköenergian hinnan suhteesta.

Energiatarpeen lisäksi muita sydänsuunnittelun lähtötietoja ovat tulevan jakson käyttöparametrit sekä kuluvan jakson lopun palamatila. Käyttökertoimen epävarmuudesta johtuen kuluvan jakson lopun palamatila on varmuudella selvillä vasta jakson päätyttyä, joten lopulliset laskut päivitetään vasta vuosihuollon jo allettua.

Lähtötietojen perusteella suunnitellaan uusi reaktorisydän 60 asteen symmetriasektorissa. Suunnittelun ensimmäisessä vaiheessa vähiten reaktiiviset polttoaineniiput poistetaan sydäimestä ja jäljelle jäävät niiput järjestellään uudelleen. Sydänkaavio



hahmotellaan ensin karkealla tasolla siten, että sydämen tehojakauma saadaan likimain vastaamaan tasapainojakson alun tehojakaumaa. Tasapainojakso on ideaalinen jakso, jossa jaksonpituus ja nippujen siirrot toistuvat vuodesta toiseen samoina. Kun käytetty tasapainojakson pituus on sama kuin yksilöllisten jaksonpituuksien keskiarvo, voidaan laitoksen pitkäaikainen polttoainetarve määrätä tasapainosydämen perusteella.

Vuonna 1998 toteutetun tehonkorotuksen jälkeen Loviisassa on sovellettu ns. osittain vähävuotoista lataustapaa, jossa sydämen reunalle painesäiliön säteilyhaurastumisen kannalta kriittiselle suunnalle sijoitetaan palaneimmat niput. Sydämen reunalle suojanippujen taakse joudutaan kuitenkin sijoittamaan tuoret niput tehojakauman tasoittamiseksi. Sydän on siis osittain vähävuotoinen.

Sydämen tehojakauman ollessa likimain tasapainojakson mukainen on neutronivuoto sydämen reunalta suurin piirtein tavoiteltu ja lasketun kriittisen booripitoisuuden avulla voidaan arvioida sydämen reaktiivisuutta eli toteutuvaa jaksonpituutta. Mikäli jaksonpituus ei vastaa tavoiteltua, muutetaan syötettävien tuoreiden nippujen lukumäärää. Jaksonpituuden hienosäätämiseksi voidaan sydäimestä myös poistaa tilapäisesti esimerkiksi vuoden säteilytettyjä nippuja jotka otetaan myöhemmin uudelleen käyttöön.

## Sydänkaavion hienovirityksellä termiset marginaalit kohdalleen

Tuoreiden nippujen lukumäärän selvityä vuorossa on sydänkaavion hienoviritys. Tarkastelun kohteena ovat tällöin erityisesti kuumen sauvan lineaariteho sekä kuumen alikanavan lähtölämpötila. Kuumalla sauvalla tarkoitetaan sitä reaktorisydämen polttoainesauvaa, jossa esiintyy korkein lineaariteho. Alikanava puolestaan tarkoittaa kolmen vierekkäin olevan sauvan – kuusikulmaisen polttoainenipun sauvat ovat kolmiohilassa – rajaamaa kolmion muotoista aluetta. Kuuma alikanava on se

alikanava, jossa jäähdytteen lähtölämpötila on korkein.

LOCA-analyysin alkuoletuksena käytettyyn lineaaritehorajaan 325 W/cm jää nykyisillä sydänkaavioilla jakson alussa tyypillisesti vain noin 1 % marginaali. Käytännössä virtaus- ja palamaepäsymmetrioista johtuen lineaaritehovara on kuitenkin todellisuudessa vieläkin tiukemmalla, joten sydänkaavion hienoviritys on syytä tehdä huolellisesti, jotta mahdollinen lineaaritehorajan ylitymisriskistä aiheutuva tehorojoitus vältettäisiin. Käyttöjakson kuluessa tehojakauma tasoittuu ja marginaali palamariippuvaan lineaaritehorajaan kasvaa.

Alikanavan lähtölämpötilaraja määräytyy jäähdytteen saturaatorajan perusteella. Entalpianousumarginaali rajoittaa sydänsuunnittelua molemmilla laitosyksiköillä. Loviisan ykkösyksiköllä sydämen nettovirtaus on noin 4 % kakkosyksikön virtaus-ta pienempi. Tätä kompensoi se, että LO1:llä käytettävän Westinghousen polttoaineen välihioloissa olevien sekoittajaväkästen entalpianousujakaumaa tasoittava vaikutus otetaan huomioon sekä sydämen suunnittelussa että valvonnassa.

Termisten marginaalien lisäksi sydänkaavion hienoviritysvaiheessa huomion kohteena on jakson lopun nippupalamajakauma. Nipun keskialaman rajoitus 45 MWd/kgU rajoittaa niiden kolmi- ja nelivuotiaiden nippujen sijoittelua, jotka ensimmäisellä käyttöjaksollaan ovat olleet korkeassa tehossa sydämen keskialueella.

## Sydänkaavio hyväksytetään viranomaisella

Sydänkaavion hienovirityksen jälkeen lasketaan jakson palaman funktiona muut reaktorisydämen ominaisuudet, kuten kriittinen booripitoisuus, reaktiivisuuskertoimet, säätösauvojen tehokkuudet ja sammutusmarginaalit.

Yksilöllisen reaktorisydämen ominaisuudet raportoidaan ja hyväksytetään viranomaisella ennen reaktoripainesäiliön kannen sulkemista. Raportin sisältövaatimukset määritellään YVL-ohjeen 1.13 kohdassa 4.3. Raportoinnin tarkoituksena on osoittaa,

että reaktorisydäntä voidaan tulevilla jaksoilla käyttää turvallisuusanalyseissä sovellettujen oletusten ja rajoitusten puitteissa.

## Kehitystyötä ja tulevia haasteita

Loviisan laitossyksiköiden polttoainetalo-utta tullaan lähivuosina parantamaan entisestään siirtymällä nykyisestä kolmieräisestä polttoainekierrosta nelieräiseen. Samalla polttoaineen väkevöinti nostetaan 4,4 % tuntumaan. Aikaisempaa korkeampi väkevöinti edellyttää palavan absorbaattorin (gadolinium) käyttöä riittävän alikriittisyysmarginaalin turvaamiseksi vaihtolautausaltaassa ja polttoaineen käsittelyjärjestelmissä.

Nelieräiseen polttoainekierto- siirtyminen kasvattaa polttoaineen poistopalamaa noin 10 MWd/kgU. Tätä varten Fortumilla on käynnissä palamankorotushanke, jonka tavoitteena on korkeamman nippupalamarajan lisensointi. Uuden polttoainetyypin käyttöönotto asettaa lisähaasteita myös sydänsuunnittelun menetelmien tarkkuudelle. Tämä koskee sekä teoriaan pohjautuvien neutronivu- ja tehotiheysjakaumien laskemiseksi tarkoitettujen tietokoneohjelmien mallinnustarkkuutta että mittauksien tulkin- tamallien tarkkuutta reaktorisydämen käytönaikaisessa valvonnassa.

Fortumilla on käynnissä erilaisia sydänsuunnitteluun läheisesti liittyviä kehitysprojekteja. Tällä hetkellä kehitystyötä tehdään mm. modernisoidun HEXBU-3D:n vaikutusala- ja reunaehtokuvauksen validoimiseksi sekä polttoainenippujen lähtölämpötilamittauksen tulkin- tamiseksi. Jatkuvalle kehitystyölle varmistetaan sydänsuunnittelun menetelmien ajanmukaisuus. Näin pystytään tulevaisuudessaakin huolehtimaan siitä, että polttoaineen käyttö Loviisan laitosyksiköillä on ta- loudellista ja turvallista.

DI Tuukka Lahtinen  
Fortum Nuclear Services Oy  
Suunnitteluinsinööri  
Turvallisuusosasto  
tuukka.lahtinen@fortum.com

# Ohjelma HEXBU-3D

## Neutronivuon kuvaus VVER-reaktorin sydämessä

1970-luvun alussa Loviisan tulevan ydinvoimalaitoksen reaktorien tyypiksi varmistui VVER-440. Vaikka kyseessä oli painevesireaktori, oli sen rakenteessa selviä eroja vastaaviin länsimaisiin reaktoreihin verrattuna. Polttoaineniput olivat poikkileikkaukseltaan kuusikulmaisia. Säätosauvat olivat polttoainenipun kokoisia neutronien loukkuja, joihin liittyi vielä samaa kokoa oleva liikkuva polttoainelatke. Koko reaktorisydämen neutronifysikaalisten ominaisuuksien laskentaa varten päätettiin kehittää oma suomalainen tietokoneohjelma, joka sai sittemmin nimekseen HEXBU-3D.

**K**ehitystyö käynnistyi KTM:n rahoittamassa Reaktorikoodiryhmässä ja jatkui vuonna 1974 perustetussa VTT:n Ydinvoimatekniikan laboratoriossa. Imatran Voima Oy panosti myös osaltaan ohjelman kehittämiseen lataussuunnittelun perustyökaluksi. Tätä tarkoitusta HEXBU-3D on palvellut 1980-luvun alusta tähän päivään asti hyvällä menestyksellä.

Koko sydämen ominaisuuksien laskennassa perustehtävänä on määrätä neutronivuon jakauma sydämessä ja edelleen tehotiheyden jakauma polttoaineessa. Tässä vaiheessa ei vielä välttämättä tarvita tietoa sauvakohtaisista jakaumista vaan riittää tuntea keskiarvot ns. noodeissa. VVER-440-reaktorissa polttoainenipun uraania sisältävä aktiiviosa jaetaan korkeussuunnassa tyypillisesti 10 noodiin, joiden korkeus on tällöin 25 cm. Nipun leveys on noin 15 cm. Täydessä sydämessä (ilman suojanippuja) on 349 polttoainenippua. Sen kuvaamiseen tarvitaan siten 3490 laskentanoodia. Jos polttoainelataus tiedetään symmetriseksi, voidaan laskentanoodien lukumäärää vastaavasti pienentää.

Mallintamisen teoreettiseksi lähtökohdaksi otettiin homogeenisista noodeista koostuva sydän, jossa neutronivuon käyttäytyminen kuvataan diffuusioiteorialla kahdessa energiaryhmässä. Ryhmä 1 eli nopeiden neutronien ryhmä kuvaa fissiossa syntyviä neutroneja ja niiden käyttäytymistä hidastumisen aikana. Ryhmä 2 eli termisten neutronien ryhmä kuvaa termi-

sille energioille hidastuneiden neutronien käyttäytymistä. Tällainen kuvaus koko sydämen tasolla on yleistä vielä nykypäivänä tietokoneiden huimasta kehityksestä huolimatta.

Diffuusioyhtälöt (2. kertaluvun osittais-differentiaaliyhtälöt) voidaan periaatteessa ratkaista hienojakoisessa laskentaverkossa käyttäen suhteellisen suoraviivaista differenssitekniikkaa. Verkon solmupisteiden välin tulisi kuitenkin olla luokkaa 1,5 – 2,0 cm. 3-dimensioisessa tehtävässä tarvittaisiin noin 1000 paikkapistettä jokaista noodia kohti. Toinen ääripää on soveltaa suoraviivaista differenssitekniikkaa karkeassa laskentaverkossa, jossa on vain yhdet neutronivuon arvot noodia kohti. Tällaista menettelyä on sovellettu aikanaan venäläisessä koodissa BIPR-5 sekä myös VTT:n APROS simulaattorissa. Approksimaation etuna on ratkaisun nopeus, mutta sen heikkous on viereisten noodien rajapinnan ylittävien neutronivirtojen epätarkkuus. Tämä on sama asia kuin neutronivuon gradientin epätarkkuus rajapinnalla. Se heikentää koko ratkaisun tarkkuutta.

Kuusikulmaisen geometrian ohella ohjelman HEXBU-3D kehittämisen keskeisenä tavoitteena oli parantaa noodien välisten neutronivirtojen approksimaatiota ja toisaalta säilyttää karkean verkon differenssitekniikan ratkaisunopeus. Valmiita esikuvia ei maailmalla juuri ollut, vaikka 1970-luvun alussa erilaiset nodaalimenetelmät olivat nousemassa esiin. Melko pian

kävi ilmeiseksi, että noodien välisten kytkentöjen yleispätevä parantaminen edellyttää neutronivuon muodon tarkempaa kuvausta noodin sisällä.

### Neutronivuon analyttiset moodit

Homogeenisessa väliaineessa kriittistä systeemiä kuvaavien diffuusioyhtälöiden yleinen ratkaisu kahdessa energiaryhmässä voidaan esittää kahden moodin eli karakteristisen ratkaisun summana, joista kumpikin on erottuva paikassa ja energiasa. Erottuvuus tarkoittaa sitä, että moodin nopealla ja termisellä neutronivuolla on yhteinen paikkajakauma ja neutronivuon energiaspektri eli nopean ja termisen neutronivuon suhde on paikasta riippumaton. Moodin paikkajakauma  $f(r)$  toteuttaa Helmholtzin yhtälön seisovalle aallolle:

$$(\Delta + B^2)f(r) = 0, \quad (1)$$

missä  $\Delta$  on Laplace-operaattori (toisten osittaisderivaattojen summa) ja  $B^2$  on kyseiselle väliaineelle ominainen kupevuus. Paikkajakauman konkreettinen muoto noodin sisällä riippuu  $B^2$ :n ohella noodin rajapinnoilla asetettavista reunat- tai jatkuvuusehdoista.

Kahdessa energiaryhmässä ominaiskupevuuksia on kaksi ja kumpaankin liittyy oma kiinteä energiaspektrinsä. Yhdessä vastaavien paikkajakaumien kanssa näitä moodeja kutsutaan perusmoodiksi ja transienttimoo-

diksi. Neutronivuon yleinen ratkaisu noodissa on niiden lineaarikombinaatio.

Tilannetta on havainnollistettu kuvassa 1. Perusmoodin kupevuus  $B_1^2$  vastaa tavanomaista materiaalin kupevuutta. Polttoaineessa se voi olla hieman positiivinen tai negatiivinen sen mukaan, onko noodin neutronituotossa ylijäämää tai vajetta, joka on tasattava neutronien nettovirralla rajapintojen yli. Perusmoodin energiaspektri on positiivinen molemmissa energiaryhmissä.

Transienttimoodin kupevuus  $B_{11}^2$  on kevytvesireaktorissa suuri ja negatiivinen vastaten likimain termisten neutronien diffuusion käänteisarvoa ( $-1/L_2^2$ ). Transienttimoodi esiintyy vain lähellä noodien rajapintoja, kun reaktorifysikaaliset ominaisuudet muuttuvat epäjatkuvasti noodista toiseen. Se on luonteeltaan eksponentiaalisesti vaimeneva. Transienttimoodin energiaspektri on erimerkkinen termisessä ja nopeassa neutronivuossa. Huomattakoon, että transienttimoodi esiintyy myös nopeassa neutronivuossa. Fysikaalinen selitys tälle ilmiölle on, että termisten neutronien siirtyminen noodin B puolelle luo sinne fissionen ylimääräisen lähteen. Nämä nopeat neutronit siirtyvät hanakasti takaisin noodin A puolelle, varsinkin kun siellä fissionen lähde on vastaavasti vajaa. Tulos on, että myös nopean neutronivuon perusmoodin taso on epäjatkua.

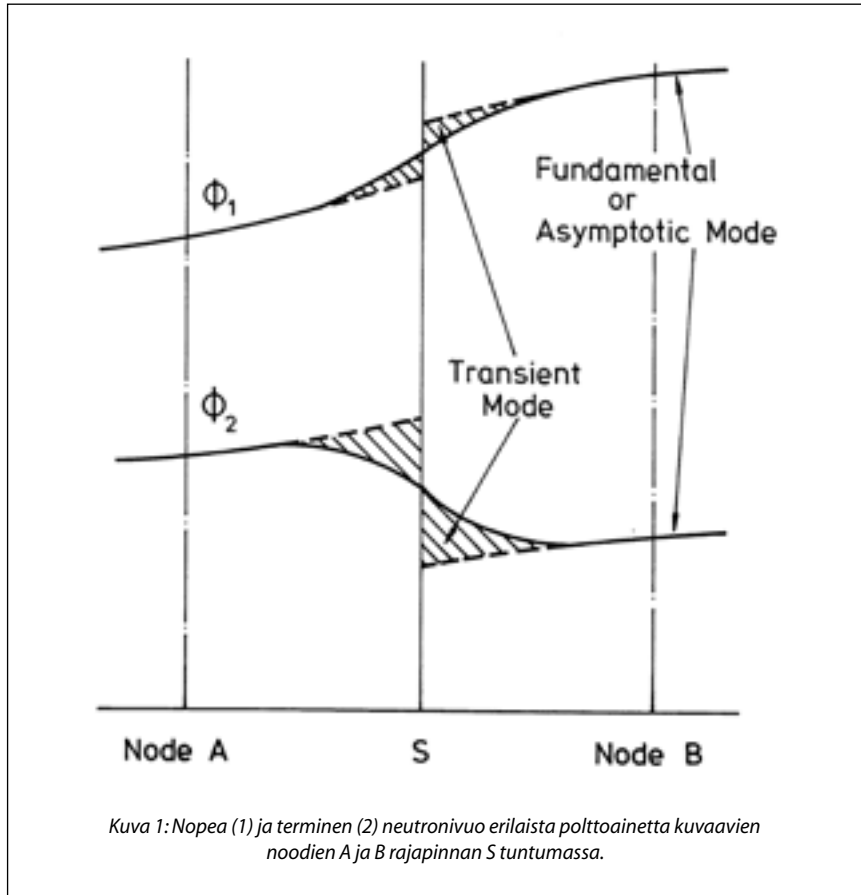
## Perusmoodin mallintaminen

Perusmoodin paikkajakauma on verraten säännöllisesti käyttäytyvä funktio yhden noodin sisällä. Sille on valittu 3. asteen polynomikuvaus erikseen poikkitasossa (x,y) ja pystysuunnassa (z):

$$f_z(r) = A f_{xy}(x_1, x_2, x_3) f_z(z), \quad (2)$$

missä A on vapaa amplitudi ja polynomin termit ovat

$$f_{xy} = 1 + \alpha_1 x_1 + \alpha_2 x_2 + \alpha_3 x_3 + \beta_1 x_1^2 + \beta_2 x_2^2 + \beta_3 x_3^2 + \gamma_1 x_1^3 + \gamma_2 x_2^3 + \gamma_3 x_3^3 \quad (3)$$



Kuva 1: Nopea (1) ja termisen (2) neutronivuo erilaista polttoainetta kuvaavien noodien A ja B rajapinnan S tuntumassa.

$$f_z = 1 + \alpha_4 z + \beta_4 z^2 + \gamma_4 z^3. \quad (4)$$

Kuusikulmioon sovitettu koordinaatisto ( $x_1, x_2, x_3$ ) on esitetty kuvassa 2 (sivu 24) yhdessä vaihtoehtoisten koordinaatistojen kanssa. Koska koordinaatit eivät ole riippumattomia, asetetaan ensimmäisen asteen kertoimien välille vielä symmetrinen lisäehto

$$\alpha_1 + \alpha_2 + \alpha_3 = 0. \quad (5)$$

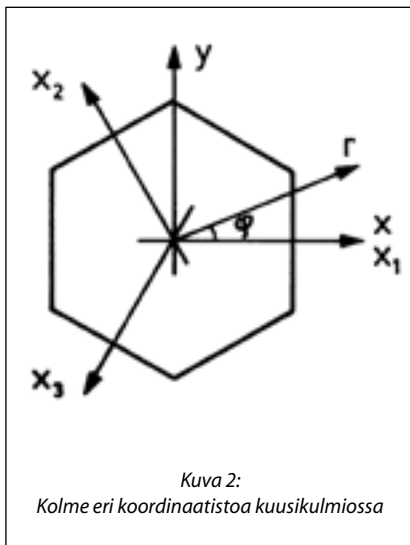
Lisäksi perusmoodin kupevuus jaetaan ratkaisun kuluessa poikittaiseen ja aksiaaliseen osittaiskupevuuteen, joita sovelletaan erikseen Helmholtzin yhtälössä (1). Niitä sitoo ehto

$$B_{xy}^2 + B_z^2 = B_1^2. \quad (6)$$

Taulukossa 1 (sivu 25) on esitetty perusmoodin poikittaiset kantafunktiot eri koordinaatistoissa. Kunkin kertaluvun termit virittävät saman funktioavaruuden. Kuusikulmioon sovitettujen koordinaatistojen termit

kertovat sen, että kaikki kolme pääsuuntaa ovat tasavertaisessa asemassa. Napakoordinaatiston termit osoittavat puolestaan, että funktiokanta kuvaa perusmoodin missä tahansa orientaatioissa samalla tavoin (cos/sin funktioparit). Lisäksi havaitaan, että täydellisestä 3. asteen Taylor-kehittelystä (x,y)-tasossa jää puuttumaan yksi termi. Se on kuitenkin sellainen, ettei se vaikuta perusmoodin keskiarvoon koko noodissa eikä sen eri rajapinnoilla. Se ei liioin vaikuta normaaliderivaatan keskiarvoon eri rajapinnoilla. Kaikki puuttuvan termin keskiarvot ovat nollia.

Edellä kuvattu polynomimalli on yleinen funktiokehitelmiä, jossa on nettomääräisesti 12 vapaata kerrointa. Jotta se edustaisi Helmholtzin yhtälön yleistä ratkaisua, kertoimien välille tarvitaan lisäehtoja. Ne saadaan sijoittamalla yrite yhtälöön (1) ja vaatimalla, että yhtälön integroitu jäännös on nolla eri painotuksilla. Malliin sopivat painofunktiot ovat vakio ja kaltevat tasot suunnissa x, y ja z. Tämä menettely tuottaa



neljä sitovaa ehtoa tuntemattomien kertoimien välille. Näistä yksi ehto sitoo toisen asteen kertoimet kokonaiskupevuuteen ja kolme ehtoa sitoo ensimmäisen ja kolmannen asteen kertoimia toisiinsa.

Vaihtoehto polynomifunktiolle (3) ja (4) olisi käyttää kantafunktioina Helmholtzin yhtälön analyttisiä perusratkaisuja. Tällaisia voisivat olla esimerkiksi tasoaallot eri pääsuunnissa (cos/sin funktiot). Analoginen valinta olisi kuusi tasoaaltoa noodin poikkitasossa ja kaksi pystysuunnassa. Tämän tapaisia neutronivuon kuvauksia on maailmalta raportoitu. Asiaa harkittiin ohjelman kehityksen alkuvaiheessa. Tällöin törmättiin seuraavaan ongelmaan. Jos noodin poikkitasossa kupevuus on nolla, tasoaallot pelkistyvät vakioksi ja kaltevaksi tasoksi. Erisuuntaisten aaltojen summa on tällöin vain jokin vakio ja kalteva taso. Tällainen kantafunktioiden joukko ei siten kuvaa mahdollista satulapintaa kuten polynomi (3), esim.  $f_{xy} = 1 + \beta xy$ .

### Transienttimoodin mallintaminen

Noodin kullakin rajapinnalla transienttimoodi kuvataan erikseen eksponenttifunktiolla. Tämä vastaa Helmholtzin yhtälön ratkaisua tasogeometriassa kupevuudella  $B_{II}^2$ . Eksponenttifunktion vaimenemisen relaxaatiopituus on vastaavasti  $L_{II} = 1/\sqrt{B_{II}^2}$ . Se on likimain yhtä suuri kuin termisten neutronien diffuusiopituus  $L_2$  eli noin 2 cm.

Tasogeometriset eksponenttifunktiot eivät kuvaa transienttimoodia kaikkialla noodin sisäosissa varsinkaan noodin kuusikulmaisessa vaakatasossa. Kukin niistä kuvaa kuitenkin verraten hyvin transienttimoodin keskiarvoa ja sen normaaliderivaa rajapinnalla. Asetetun tehtävän ratkaisu edellyttää vain transienttimoodin integraalisten ominaisuuksien tuntemista. Mallin vapaita parametreja ovat transienttimoodin keskimääräiset amplitudit noodin kullakin rajapinnalla. Niitä on yhteensä 8.

### Ratkaistavat yhtälöt

Neutronivuon mallissa on kahdessa energiaryhmässä yhteensä 20 tuntematonta kerrointa tai parametria noodia kohti. Niistä 12 liittyy perusmoodin kuvaukseen ja 8 liittyy transienttimoodin kuvaukseen.

Tuntemattomia kertoimia sitovia yhtälöitä on myös 20. Niistä neljä liittyy perusmoodin polynomikertoimiin, jotta se edustaisi Helmholtzin yhtälön yleistä ratkaisua. Tämän lisäksi vaaditaan neutronivuon ja neutronien nettovirran keskiarvojen jatkuvuutta molemmissa energiaryhmissä ja noodin kullakin rajapinnalla.

Yhdellä rajapinnalla jatkuvuusehtoja on yhteensä neljä eli kaksi ehtoa noodia kohti. Kaiken kaikkiaan jatkuvuusehtoja on 16 noodia kohti.

Sydämen ulkoreunoilla ja myös säästöauvojen absorbaattoreille käytetään yleensä reunaehtoja albedomatriisin muodossa. Jatkuvuusehdot kyseisellä noodin rajapinnalla korvataan tällöin kahdella reunaehtoyhtälöllä, joten yhtälöiden lukumäärä säilyy samana.

HEXBU-3D ratkaisee nämä yhtälöt ja niihin liittyvän ominisarvon eli kriittisyysparametrin, joka voi olla sydämen kasvutekijä tai jäähdytteen booripitoisuus.

### Iteratiivinen ratkaisu

Kaksitasoisen ratkaisumenettelyn taustalla on alkuperäinen tavoite parantaa noodien välisiä kytkentäkertoimia niin, että neutronivuon ja edelleen tehon jakaumia sydämessä voidaan iteroida tehokkaasti yhdellä tuntemattomalla amplitudilla noodia

kohti. Tämä vaihe muodostaa ratkaisun sisemmän iteroinnin. Sisemmässä iteroinnissa noodyhtälönä käytetään kaikkien neutronien integroitua balanssia noodissa. Periaate on:

$$\text{Vuodot + Absorptiot} = \frac{1}{k_{\text{eff}}} \text{Fissionituotot} \quad (7)$$

Yhtälö on yhtäpitävä edellisessä kohdassa mainittujen yhtälöiden kanssa. Neutronivuon tasoa kuvaavana muuttujana käytetään perusmoodin keskiarvoa noodissa (tässä  $f_1$ ). Iteroinnin konvergenssia nopeutetaan käyttämällä riviylirelaksointia yhdelle polttoainepulle kerrallaan. On huomattava, että iterointi tapahtuu suljetulla neutronikerrolla eikä fissionen lähdeprobleemana kuten yleensä.

Ulkoisissa iteroinneissa parannetaan arviota neutronivuon perusmoodin muodosta kunkin noodin sisällä sekä noodien välisiä kytkentäkertoimia. Samalla parannetaan myös diffuusioteorian mukaisia materiaavakioita vastaamaan noodissa vallitsevia olosuhteita kuten polttoaineen lämpötilaa sekä jäähdytteen tiheyttä, lämpötilaa ja booripitoisuutta. Polttoainepun rakenne, alkuväkevointi ja noodin palama vaikuttavat jo lähtökohtaisesti materiaavakioiden arvoihin.

Noodien välisillä kytkentäkertoimilla tarkoitetaan kertoimia K, joiden avulla neutronien nettovirran tiheys noodista A noodiin B voidaan esittää muodossa

$$j^{AB} = K^A f_1^A - K^B f_1^B \quad (8)$$

Noodin jokaisella rajapinnalla on oma kertoimensa. Kertoimille saadaan määrättyä arvot seuraavalla menettelyllä. Perusmoodin muoto noodeissa A ja B oletetaan tunnetuksi likimääräisesti. Perusmoodin amplitudit oletetaan vapaasti muuttuviksi. Lisäksi kumpaankin noodiin oletetaan vuon kallistuman muutoksia kuvaava perusmoodin pariton muototermi. Niidenkin suuruus on vapaa. Noodien rajapinnalla vaaditaan neutronivuon ja neutronien nettovirran keskiarvojen jatkuvuutta molemmissa



Kuusikulmion koordinaatisto	Napakoordinaatisto	Suorakulmainen koordinaatisto
0. asteen termit		
1	1	1
1. asteen termit		
$x_1$	$r \cos \varphi$	$= x$
$x_2$	$r \sin \varphi$	$= y$
$x_3$		
2. asteen termit		
$x_1^2$	$r^2$	$= x^2 + y^2$
$x_2^2$	$r^2 \cos 2\varphi$	$= x^2 - y^2$
$x_3^2$	$r^2 \sin 2\varphi$	$= 2xy$
3. asteen termit		
$x_1^3$	$r^3 \cos \varphi$	$= x(x^2 + y^2)$
$x_2^3$	$r^3 \sin \varphi$	$= y(x^2 + y^2)$
$x_3^3$	$r^3 \cos 3\varphi$	$= x(x^2 - 3y^2)$
(Puutuva termi)	$r^3 \sin 3\varphi$	$= y(3x^2 - y^2)$

Taulukko 1:

Neutronivuon perusmodin kantafunktiot noodin vaakatasossa tarkasteltuna eri koordinaatistoissa

sa energiaryhmissä. Näistä lähtökohdista saadaan ratkaistua rajapinnalla kaikki ryhmäsuureiden ja edelleen moodisuureiden arvot muodossa (8). Kertoimilla K on luonnollisesti eri arvot eri suureille.

Saattaa tuntua siltä, että kytkentäkeruotimet vaikuttavat osaltaan tehtävän lopulliseen ratkaisuun. Liittyhän niihin hie man epätarkka arvaus neutronivuon kallistuksen muodosta. Kyse on kuitenkin vain perusmodin muodon ekstrapoloimisesta konvergenssin kiihdyttämiseksi. Lopullisessa ratkaisussa kaikki neutronivuon kallistukset siirtyvät osaksi varsinaista perusmodin muotoa ja jatkuvuusehdot toteutuvat ilman lisäkallistuksia.

Kytkentäkertoimien laskenta on koko iteroinnin työläin osuus. Se vie karkeasti kolme neljänestä koko laskenta-ajasta. Ratkaisun konvergoituminen sydämen 60° sektorissa vaatii tyypillisesti kuusi ulkoista iterointikierrosta ja yhteensä 60 sisäistä iterointikierrosta.

Nykyisillä tietokoneilla ohjelma on kuitenkin erittäin nopea. Reaktorin yhden tilan ratkaisu on valmis lähes saman tien, kun sormi ehtii nousta käynnistysnäppäimeltä.

## Sovelluksia

Ohjelma HEXBU-3D sisältää paljon muutakin kuin vain neutronivuon mallinnuksen

VVER-reaktorin sydämessä. Kaiken kaikkiaan sen kehittäminen nykyiseen laajuuteen on vaatinut useita henkilötyövuosia.

Ohjelma on palvellut 1980-luvun alkuvuosista lähtien perustyökaluna Loviisan reaktorien lataussuunnittelussa. Ohjelman tarvitsemat neutronifysikaaliset materia- vakiot erilaisille polttoainepuille on parin viime vuosikymmenen ajan tuotettu VTT: llä ohjelman CASMO erityisversioilla, jotka on sovellettu kuusikulmaiselle VVER-nipulle ja polttoainesauvojen kolmiohilalle.

1990-luvun taitteessa **Riitta Kyrki-Rajamäki** kehitti VTT:llä HEXBU-3D-ohjelman pohjalta edelleen reaktorisydämen dynaamisen HEXTRAN-mallin täydentämällä ohjelmaa 3-ulotteisella neutronikinetiikalla ja dynaamisella polttoainepippujen termohydrauliikalla. Kehityslinjan huipentumana HEXTRAN kytkettiin edelleen yhteen **Jaakko Miettisen** kehittämän primääri- ja sekundääripiirin nopean dynaamisen SMABRE-mallin kanssa. Tätä ohjelmistoa on VTT:llä käytetty Loviisan ja muidenkin VVER-reaktoreiden vaativiin onnettomuusanalyysiin, joissa sydämen tehokauden epäsymmetrisellä käyttäytymisellä on oleellinen merkitys.

HEXTRAN-ohjelman erityisenä reaktori- fysikaalisena sovelluksena on aihetta mainita Loviisan säätösauvojen pudotusko- keiden simulointi aina pistekineettisen re-

aktiivisuusmittarin lukemaan asti. Mittarin virtasignaali saadaan tietyssä paikassa reaktorin biologisessa suojassa sijaitsevalta ulkoiselta ionisaatiokammiolta. Vaikka mittari antaakin reaktiivisuuslukeman, ei se yleensä vastaa suoraan sydämen staattisen kasvutekijän ( $k_{eff}$ ) muutosta vaan riippuu kammion paikasta ja sydämen neutronivuon jakauman muutoksista säätösauvojen pudotuksessa. Simuloinnissa tarvitaan myös tieto neutronivuon käyttäytymisestä sydämen ulkopuolella.

Sydämen noodien tuottamien fission neutronien influenssifunktiot kunkin ionisaatiokammion signaaliin on laskettu Monte Carlo -ohjelmalla MCNP. Koko tapahtumaketjun simuloinneilla on voitu osoittaa, että säätösauvojen kuvaus HEXTRAN-ohjelmassa tuottaa havaitut mitta- uslukemat 5 %:n luokkaa olevalla tarkkuudella. Johtopäätös on, että säätösauvojen reaktiivisuusvaikutus sydämessä on tällöin kuvattu riittävän oikein.

2000-luvulla HEXBU-3D on otettu käyttöön myös Loviisan prosessitietokoneella. Se korvaa aikaisemman synteesisimenetelyn teoreettisena lähtökohdana, jota siten muokataan sydämen sisäisten mittaus- tietojen perusteella parhaaksi ennusteeksi sydämessä vallitsevasta neutronivuon ja tehon jakaumasta reaktorin käytön valvonnan yhteydessä.

DI Pertti Siltanen  
Reaktori-  
fysiikan  
asiantuntija,  
eläkkeellä  
Fortum Nuclear Services Oy  
pertti.siltanen@kolumbus.fi



DI Elja Kaloinen  
Erikoistutkija,  
eläkkeellä  
VTT Ydinvoimatekniikka  
elja.kaloinen@kolumbus.fi



# Den blågula atomen – vindarna vänder?

*Käsite "den svenska linjen" – ruotsalainen linja – viittaa 1950-luvulla tehdyn, Ruotsin pitkän tähtäimen ydinvoimakehityksen suunnan määrittäneen "Atomenergiutredningen"-selvityksen mukaiseen ajatteluun. Selvityksen tuloksena oli, että ydinvoima olisi yksi Ruotsin energiantuotannon kulmakivistä ja että maa olisi tässä suhteessa omavarainen. Omavaraisuudella viitattiin tässä yhteydessä sekä laitosten konstruktion että polttoaineen tuotantoon. Skövden ja Falköpingin väliin sijoittuvasta Ranstadista oli löydetty urania, ja siellä kaavailtiin kaivostuotannon aloittamista.*

Selvityksen tuloksena kaavailtiin mitavaa ydinvoimaohjelmaa, johon liittyi myös mahdollisuus plutoniumin tuottamiseen oman ydinaseohjelman luomiseksi.

Tuohon aikaan uraanin hankinta maan ulkopuolelta oli kallista. Plutoniumin tuotannon mahdollistamiseksi ja maan omien uraanivarojen hyödyntämiseksi Ruotsin ydinvoimaohjelman suunniteltiin perustuvan raskasvesijäähdytteisiin, luonnonurania käyttäviin laitoksiin. Plutoniumin tuottaminen oli määrä aloittaa Marvikeniin rakennettavalla R4-/Adam-laitoksella.

Samaan aikaan päätettiin rakentaa R3-/Eva-laitos Huddingen Ågestaan. Laitos oli tarkoitus hyödyntää kaukolämmön tuottamiseen. Ågesta oli käytössä vuosien 1963-1974 aikana, minkä jälkeen voidaan sanoa ruotsalaisen linjan lakanneen olemasta. Koko laitos oli rakennettu kallion sisään, ja ulkopuolelle laitoksesta näkyvää vain sen jäähdytystorni.

Vuonna 1968 Ruotsi allekirjoitti ydinaseiden leviämiskieltosopimuksen. Tämän sekä uraanin maailmanmarkkinahinnan laskemisen myötä ruotsalainen linja ja R4-laitoksen rakentaminen keskeytettiin ennen laitoksen valmistumista. Asiaan vaikutti osaltaan myös R4-projektiin liittyvät vaikeudet.

Ruotsalaisen ydinvoimaohjelman perustaksi valittiin kevytvesilaitokset osaltaan ruotsalaiseen, osaltaan ulkomaiseen tekniikkaan pohjautuen.

## 1970-luku

Aina 1970-luvun alkuun energiapoliittinen keskustelu oli toissijaisessa asemassa eikä herättänyt sen suurempaa kiinnostusta poliittisella kentällä. Lämmitysöljyn hinta oli suhteellisen alhainen ja vesivoiman rakentamiseen panostettiin ahkerasti.

Energian kulutuksen arvioitiin tuki kasvavan vuoteen 1980 mennessä noin 145 TWh:iin ja tämän jälkeen noin 5-6 % vuosittain. Ennusteiden mukaan tämän tarpeen kattamiseksi Ruotsiin tarvittaisiin 24 ydinvoimalaitosta vuoteen 1990 mennessä.

Tilanne muuttui vuonna 1973, jolloin sota Israelin ja arabimaiden välillä johti öljykriisiin. Tämä johti energiapoliittisen keskustelun uudelleen lämpiämiseen.

Samana vuonna astui voimaan valtiopäivien päätös, jonka mukaan Ruotsin ydinvoimaohjelma rajoitettaisiin 11 reaktoriin: Oskarshamn 1-3, Barsebäck 1-2, Ringhals 1-4 ja Forsmark 1-2 (ei siis Forsmark 3). Vuonna 1975 päätöstä muutettiin siten, että reaktorien lopulliseksi määräksi muodostuisi 13. Kaksi lisäreaktoria tulitaisiin sijoittamaan Forsmarkiin.

Monien vaiheiden jälkeen, Forsmark 3:n rakennustöiden aikana, maaliskuun lopussa vuonna 1979 sattui Harrisburgin onnettomuus, joka jätti lähtemättömät jälkensä ruotsalaiseen ydinvoimakeskusteluun.

## 1980-luku

Ydinvoiman kohtalosta järjestettiin kansanäänestys vuonna 1980. Kansan valittavaksi oli asetettu kolme vaihtoehtoa:

- Linja 1: ydinvoimasta luovuttaisiin siihen tahtiin, joka energia- ja yleistaloudellisesti olisi edullisin (18,9 % äänistä).

- Linja 2: sama kuin edellinen muun muassa sillä lisäyksellä, että erityinen panostus tulitaisiin kohdistamaan vaihtoehtoihin energiamuotoihin sekä ydinvoimalaitosten turvallisuuden parantamiseen (39,1 % äänistä).

- Linja 3: yhtäkään rakenteilla olevista Ruotsin reaktoreista, joihin polttoainetta ei ollut ladattu, ei saataisi ottaa käyttöön, ja jo käytössä olevat reaktorit tulisi poistaa käytöstä 10 vuoden aikana (38,7 % äänistä).



Barsebäck (Lähde: Wikimedia commons, GNU Free Documentation License)

Kansanäänestyksen perusteella päätettiin valtiopäivillä, että Ruotsin reaktorien määräksi jäisi 12. Samalla säädettiin ns. "tankeförbudslag" – ajatuskieltolaki, joka kielsi kaiken toiminnan, jonka tarkoituksena olisi saada aikaiseksi uusi ydinvoimalaitos Ruotsin rajojen sisäpuolelle.

Samaan päätöksen liitettiin poliittinen päätös siitä, että kaikki reaktorit tulaisiin sulkemaan viimeistään vuoden 2010 kuluessa. Tämä perustui 25 vuoden tekniseen käyttöikänsä. Turvallisuuskysymykset tulisivat ratkaisemaan, missä järjestyksessä reaktorit suljettaisiin.

### 1990-2008

Barsebäckin reaktorit olivat ensimmäiset, jotka suljettiin tehdyn poliittisen päätöksen perusteella.

Barsebäck 1 suljettiin vuonna 1999 ja Barsebäck 2 vuonna 2005. Sulkemispäätökseen vaikutti vahvasti tanskalaisten negatiivinen suhtautuminen Barsebäckin laitoksiin.

Kasvihuoneilmiö ja hiilidioksidipäästöjen vähentäminen ovat leimanneet viime vuosien keskusteluja vahvasti. Ydinvoimalla tuotettu energia on puhdasta, ja tuulet ovat alkaneet kääntyä, jopa Ruotsissa. Ydinvoimarenessanssin aika on koittanut. Lahden toisella puolella, Suomessa, OL3 on rakenteilla ja YVA-raportteja ydinvoiman lisärakentamiseksi on laadittu jopa kolmen toimijan taholta.

Käynnissä olevien reaktorien tehonkorotusten avulla on korvattu mm. Barsebäckin sulkemisesta seurannutta tuotannon vähenemistä.

Vuonna 2005 jätettiin eduskunnalle aloite em. ajatuskieltolain kumoamiseksi. Laki kumottiin vuoden 2006 aikana. Ydinvoima alkaa jälleen olla poliittisesti korrekti puheenaihe, jopa Ruotsissa.

### 2009

Vattenfall julkisti uuden strategiansa "Making electricity clean", joka panostaa vahvasti ydinvoiman uuteen tulemiseen.

Strategian kolme tukipilaria ovat:

- Uudistuvat energialähteet,
- Fossiilisten polttoaineiden käyttö yhdistettynä hiilidioksidipäästöjen minimoinen varastoimalla sekä
- Ydinvoima.

Vattenfall aikoo hyödyntää nykyisiä reaktoreitaan niin kauan, kuin se teknisen käyttöön puitteissa on mahdollista, ja julistaa jopa mahdollisuuksien mukaan korvaavansa vanhoja yksiköitä rakentamalla uusia.

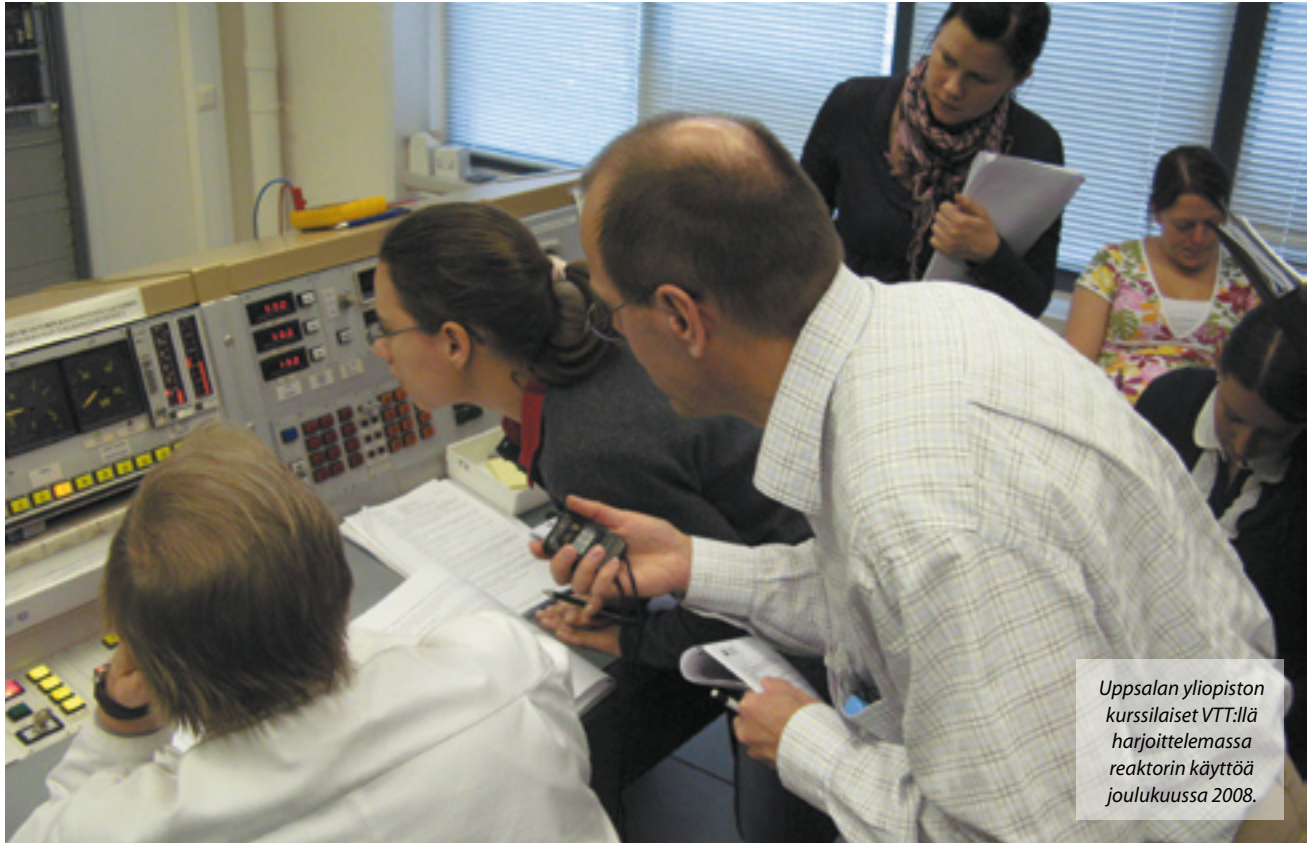
Uusien tuulien vaikutusta Ruotsin energiapolitiikkaan odotellaan mielenkiinnolla alan ihmisten parissa.

Kenties, kenties ydinvoimarenessanssi nostaa päätään myös Svea-mamman syllissä.



Virva Nilsson  
Säteilysuojeluasiantuntija  
Forsmarks Kraftgrupp Ab  
vpa@forsmark.vattenfall.se





Uppsalan yliopiston kurssilaiset VTT:llä harjoittelemassa reaktorin käyttöä joulukuussa 2008.

# VTT:n tutkimusreaktorin monta roolia

*Tutkimusreaktori Espoon Otaniemessä on säilyttänyt alkuperäisen tehtävänsä eli ydinvoimaloiden ammattilaisten kouluttamisen. Uppsalan yliopisto järjesti vuonna 2008 yhteensä viisi koulutuspäivää Otaniemessä. Muuttuvien markkinoiden ja tarpeiden takia VTT mukauttaa toimintaansa. Reaktorin kyljessä toimii myös hoitoasema, jossa hoidetaan pään ja kaulan alueen syöpäsairauksia. VTT tuottaa hoidoissa tarvittavan neutronisäteilyn.*

**F**IR 1 -tutkimusreaktoria hyödynnetään ydintekniikan opetuksessa Teknillisessä korkeakoulussa ja Lappeenrannan teknillisessä yliopistossa sekä ydinturvallisuuskoulutuksessa Suomessa, Ruotsissa ja IAEA:n piirissä.

Yksi reaktorin rakentamisen tärkeimpiä syitä 60-luvulla oli kouluttaa tulevien ydinvoimalaitosten käyttöhenkilökuntaa. Suurin osa alan pioneereista on käynyt hake-massa käytännön kokemusta reaktorin ohjaamisesta ja valvonnasta Otaniemestä.

TKK:n ja Lappeenrannan teknillisen yliopiston opiskelijaryhmiä käy tekemässä vuosittain harjoitustöitä FIR 1-reaktoril-

la. Lisäksi Tukholmassa toimivan Kungliga Tekniska Högskolanin (KTH) koulutusohjelmia varten on suunniteltu laaja kurssi.

## Ruotsalaiset intensiivikursilla

Uppsalan yliopisto järjesti joulukuussa intensiivikurssin Oskarshamnin ydinvoimalan kahdeksan hengen ryhmälle. Joukkoa johti **Staffan Jakobsson Svärd**, yliopisto-opettaja ja ydinvoimatutkija yliopistosta. Kahdeksan viikkoa pitkän kurssin yksi osuus toteutetaan tekemällä harjoitustöitä VTT:n reaktorilla. Ruotsissa ei ole enää koulutuskäyttöön soveltuvaa reaktoria sen jäl-

keen, kun Studsvikin reaktori purettiin pari vuotta sitten.

Kurssin tavoitteena oli kouluttaa uusia asiantuntijoita Ruotsin ydinvoimaloiden käyttöön. Kyseessä on yliopiston ydinvoimateollisuudelle tarjoama palvelumuoto. "Kurssien tarve on kasvanut viime vuosina, koska 70-luvulla uransa aloittanut ydinvoimalaitosten henkilökunta alkaa pikkuhiljaa siirtyä eläkkeelle ja laitokset ovat menettämässä kokeneita työntekijöitään", kertoo Jakobsson Svärd.

Kurssilaiset työskentelevät Oskarshamnin ydinvoimalassa hyvin erilaisissa tehtävissä. Suuri osa heistä on yliopistosta vas-



tavalmistuneita. Heillä on aluksi 18 kuukauden koulutusjakso, jolloin he keräävät kokemusta työskentelemällä yrityksen eri osastoilla. Vasta koulutusjakson jälkeen tehdään päätökset varsinaisista työtehtävistä.

”Harjoitustyöt perustuvat korkeakouluopiskelijoille laatimaamme harjoitussarjaan. Ruotsalaiset saavat nyt meillä pikakurssin”, kertoo FiR 1 -reaktorin varakäyttöpäällikkö, erikoistutkija **lira Auterinen**.

”Otaniemen reaktori soveltuu hyvin koulutuskäyttöön, koska se on hyvin vakaa ja sen käyttäminen on helppoa ja joustavaa: reaktori voidaan käynnistää ja sulkea helposti, ja voit välittömästi nähdä, miten eri toimenpiteet vaikuttavat”, kertoo Jakobson Svärd.

## Aktivointianalyysiä ja isotooppi tuotantoa

Suomen ensimmäinen ydinreaktori Espoon Otaniemessä saavutti kriittisyyden 27.3.1962. FiR 1 -reaktori rakennettiin TKK:n käyttöön tutkimus-, koulutus- ja isotooppien tuotantoa varten. Reaktorin hallinnointi siirrettiin TKK:lta VTT:lle vuonna 1972.

Aluksi reaktorin lämpöteho oli 100 kW, mutta se nostettiin myöhemmin 250 kW:iin. Alkuvuosien yhtenä erityissovelluksena oli kuusta tuotujen näytteiden alkuainekoostumuksen määrittäminen. Tutkimusreaktorin tuottamia palveluita hyödynnettiin erilaisiin teollisuuden ja viranomaisien tarpeisiin. Esimerkiksi Geologian tutkimuskeskus hyödynsi 1970-luvulla VTT:n neutroniaktivointianalyysiosaaamista Suomen maaperäkartoituksessa ja malminetsintänäytteiden analysoinnissa.

80-luvulla VTT kehitti reuman ja luuydinsyövän hoitoa varten radiofarmasiaosaamista. Osaamisen pohjalta syntyi yksi VTT:n ensimmäisistä spin-off-yrityksistä: Tikkakoskella toimiva MAP Medical Technologies. Aineiden rakenneanalyysiä (esim. DNA) varten kehitettiin neutronien lentoaikadiffraktometri-laite.

Pääosa reaktorilla tuotetuista radioaktiivisista isotoopeista käytetään edelleen teollisuuden merkkiainemittauksissa esi-



VTT:n reaktorin yhteydessä toimii BNCT-hoitoasema, jossa hoidetaan pään ja kaulan alueen syöpään sairastuneita.

merkiksi virtausmittareiden kalibroinnissa. Näiden isotooppien tuotantomäärät ovat kasvaneet merkittävästi viime vuosina. Vähäisemmässä määrin reaktorilla tehdään myös aktivointianalyysiä. Lääketeollisia isotooppeja voidaan myös tuottaa, mutta niille ei ole ollut kysyntää viime vuosina.

## BNCT-hoitoasemalla hoidetaan syöpiä

Reaktorin tärkein tehtävä tällä hetkellä on toimia BNCT-hoitoaseman neutronien tuottajana.

VTT:n tutkimusreaktoria uudistamalla kehitettiin ensimmäisenä maailmassa matalatehoisesta reaktorista epiterminen neutronisädehoitoasema kallon sisäisten kasvainten hoitoa varten. Epitermisessä hoidossa neutronisuihku pystyy läpäisemään luun ja saavuttamaan syöpäkudoksen. VTT kehitti BNCT-hoitoa varten Fluenta<sup>TM</sup>-hidastinaineen, joka mahdollisti huip-

putehokkaan neutronisuihkon toteuttamisen. Reaktorirakennus muutettiin BNCT-hoitoasemaksi kaikkine hoitotoiminnan tarvitsemine tiloineen. Ensimmäinen potilas hoidettiin vuonna 1999.

Hoitoasemaa hallinnoi Boneca Oy, joka on solminut puitesopimukset HUS:in ja VTT:n kanssa BNCT-hoitojen kehittämisestä. Hoitoyhteistyö toteutetaan HYKS Syöpätautien klinikan kanssa. Hoitoja annetaan aivokasvainten lisäksi pään ja kaulan alueen syöpäkasvaimiin.

VTT:n tutkijat ovat osallistuneet BNCT-hoitojen kehittämiseen tutkimushankkeen alusta lähtien, ja ovat kehittäneet mm. hoidot mahdollistavan teknologian, Fluenta<sup>TM</sup>-neutronihidastinaineen. VTT:n asiantuntijat ovat mukana myös hoitotilanteissa ydinreaktorin ja BNCT-säteilytysasemaan käyttöön liittyviltä osin yhteistyössä Boneca Oy:n ja HYKSin kanssa.

# Monte Carlo – reaktorifysiikkakoodi **Serpent** / **PSG2**

*Mikroprosessorien komponenttien määrän kasvua kuvaa nk. Mooren laki, jonka eräs tulkinta on että tietokoneiden laskentateho kaksinkertaistuu 18 kuukauden jaksoissa. Tämä empirinen laki on pitänyt paikkansa 1960-luvulta lähtien, ja sen uskotaan ennustavan kehitystä vielä vuosien ajan. Käytettävissä olevan laskentakapasiteetin kasvu heijastuu suoraan tieteelliseen tutkimukseen, ja se on selvästi nähtävissä myös ydinreaktoreiden mallinnuksessa. Reaktorifysiikkapuolella tämä pitää erityisen hyvin paikkansa Monte Carlo -laskennassa, jolla on selviä yhtymäkohtia jo ensimmäisten tietokoneiden kehitykseen 1940-luvun lopulla.*

Säteilyn kulkeutumisen mallintamisessa Monte Carlo –menetelmän perusajatuksena on simuloida yksittäisten massa- tai sähkömagneettisten hiukkasten liikettä väliaineessa. Menetelmän nimi viittaa simulaation satunnaisuuteen. Hiukkasen elinkaari muodostuu peräkkäisistä törmäyksistä, joiden välillä kuljettu matka ja jokaisen törmäyksen lopputulos arvotaan tapahtumaa kuvaavista todennäköisyysjakaumista. Tulosten keräämiseen käytetään tilastollisia menetelmiä, jotka voidaan helposti rinnastaa kokeellisiin mittauksiin. Menetelmä on periaatteeltaan yksinkertainen, mutta vaatii paljon laskentatehoa, kun tilastollisesti merkittävien tulosten saamiseksi joudutaan simuloimaan suuri määrä hiukkasten elinhistorioita.

Ydintekniikassa Monte Carlo -menetelmää on perinteisesti käytetty sovelluksiin, joissa vaaditaan erityisen tarkkaa geometrian ja fysiikan kuvausta. Menetelmällä voidaan mallintaa hiukkasten kulkeutumista lähes missä tahansa geometriassa, ja laskennassa voidaan hyödyntää suoraan parasta olemassa olevaa tietoa

hiukkasten vuorovaikutuksista. Reaktorifysiikassa menetelmän etuna on lisäksi sen monipuolisuus.

Neutronien vuorovaikutusten fysiikkaa simuloidaan yksittäisten ytimien tasolla, ja samoja ydinreaktioiden todennäköisyyksiä kuvaavia vaikutusaloja voidaan käyttää minkä tahansa polttoaine- tai reaktorityypin mallinnukseen.

Deterministisistä menetelmistä poiketen vaikutusalojen monimutkainen energiariippuvuus voidaan kuvata tarkasti, ilman yleistettävyyttä rajoittavia approksimaatioita, kuten resonanssihiukkinen itsevarjostuskäsittelyä.

## Uudet Monte Carlo -sovellukset reaktorifysiikassa

Reaktorifysiikassa Monte Carlo –menetelmää on jo vuosikymmeniä käytetty erityistapauksiin, joihin nopeammat deterministiset laskentakoodit eivät rajoitustensa puolesta sovellu, tai jotka ovat selvästi niiden pätevyysalueen ulkopuolella. Menetelmää on käytetty paljon myös determinististen koodien kelpoistamiseen. Viimeisten kymmenen vuoden aikana Monte Carlo

-laskenta on kuitenkin selvästi yleistynyt myös determinististen transportkoodien perinteisemmissä sovelluskohteissa, kuten palamalaskennassa ja polttoaineniipputason reaktorifysiikkalaskuissa. Tämä sovellusalueen laajentuminen on osa mallinnumenetelmien luontaista kehitystä, joka on tullut mahdolliseksi juuri tietokoneiden laskentatehon kasvun ja rinnakkaislaskennan yleistymisen myötä. Uusiin käyttökohteisiin Monte Carlo -menetelmä tuo mukanaan perinteiset etunsa: tarkkuuden ja monipuolisuuden.

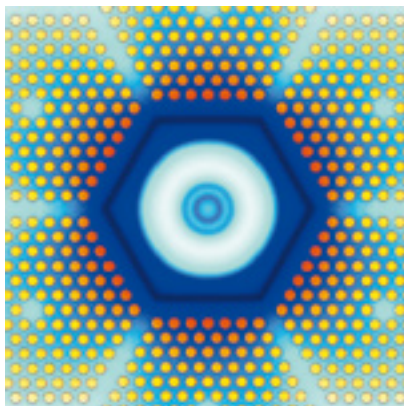
Uusia sovelluskohteita edustaa myös Monte Carlo –menetelmän käyttö vaikutusalojen homogenisointiin, eli nk. moniryhmävakioiden tuottamiseen. Näitä moniryhmävakioita tarvitaan esimerkiksi kuvattaessa reaktorisydämen kokonaiskäyttäytymistä ja neutroniikan ja termohydrauliikan välistä kytkentää nodaalidiffuusiomenetelmiin perustuvilla reaktorisimulaattorikoodilla, esimerkkinä toisaalla tässä lehdessä esiteltyt HEXBU- ja ARES-sydänsimulaattorit. Moniryhmävakioiden tuottamiseen käytetyt deterministiset transportkoodit on tyypillisesti suunnit-

teltu olemassa olevia reaktoreita varten, eivätkä ne välttämättä sellaisenaan sovellu kehittyneiden polttoainetyyppien tai seuraavan sukupolven reaktoriteknologian mallinnukseen. Monte Carlo -koodilla ei vastaavia rajoituksia ole, ja uusien menetelmien käyttö perinteisten rinnalla voi periaatteessa lisätä myös nykyisille reaktoreille tehtävien analyysien luotettavuutta.

Homogenisoitujen moniryhmävakioiden tuottaminen vaatii Monte Carlo -koodilta tiettyä erikoistumista, eikä kaikkia reaktorisimulaattorin tarvitsemia syöttöparametreja pystytä laskemaan yleiskäyttöisillä koodilla. Useimmat Monte Carlo -koodit eivät myöskään mallinna polttoaineen isotooppikoostumuksen muutoksia, mikä on välttämätöntä laskettaessa ryhmävakioita säteilytettylle polttoaineelle. Monte Carlo -palamalaskentaan on kyllä 1990-luvun lopulta lähtien kehitetty kytkettyjä laskentakoodia, mutta näiden ongelmana on ollut laskennan hitaus. Yksityiskohtainen polttoaineniippuvuuden palamalakku kytketyillä koodilla saattaa nykyisilläkin tietokoneilla viedä viikkoja tai jopa kuukausia. Käytännön sovelluksissa Monte Carlo -menetelmän käyttöä rajoittavaksi tekijäksi muodostuukin usein juuri laskenta-aika, varsinkin jos lasku pitää toistaa kaikille niipputyypeille kaikissa reaktorin toimintolosuhteissa.

## Serpent-koodin kehityshistoria

Edellä mainitut ongelmat synnyttivät ajatuksen kokonaan uudesta Monte Carlo -koodista 2000-luvun reaktorifysiikkalaskennan tarpeisiin. Aluksi työnimellä PSG (Probabilistic Scattering Game) kulkenut projekti alkoi syksyllä 2004, ja se otettiin virallisesti osaksi VTT:n tutkimusohjelmaa seuraavan vuoden keväällä. Aiheesta valmistui väitöskirja kesällä 2007 (katso ATS Ydintekniikka 3/2007). Vuoden 2008 aikana työ painottui sisäisten palamalakentaruutiinien kehitykseen ja testaukseen. Työnimessä luovuttiin, ja koodin uudeksi nimeksi tuli Serpent. Tärkein syy nimenmuutokseen oli PSG-lyhenteen yleinen käyttö mitä erilaisimmissa asiayhteyksissä Suomessa ja ul-



*Serpent-koodilla laskettu terminen neutronivuo (sinisen sävyt) ja fissioteho (punaisen ja keltaisen sävyt) VVER-440 -reaktorin säätöelementissä ja sitä ympäröivässä polttoainehilassa. Neutronit termalisoituvat elementin sisäisessä vesialueessa ja absorboituvat booriteräsläpelyyn, joka näkyy kuvassa tummansinisinä.*

komailta. Serpent-koodin ensimmäinen virallinen versio on ollut testikäytössä VTT:n lisäksi muissa alan tutkimusorganisaatioissa. Yleistä jakelua OECD:n ydinenergiajärjestö NEA:n koodipankin kautta valmistellaan parhaillaan.

Useimmilla nykyisin käytössä olevilla Monte Carlo -koodilla on takanaan pitkä kehityshistoria, joka ulottuu jopa vuosikymmenien päähän. Vaikka pitkä historia lisää koodilla laskettujen tulosten luotettavuutta, se on toisaalta myös taakka kehitykselle. Serpentin laskentaruutiinien toteutuksessa on voitu hyödyntää paremmin nykyisen tietokonekapasiteetin tarjoamia mahdollisuuksia.

Hyvä esimerkki tästä on koodin sisäisesti käyttämä, kaikille vaikutusaloille yhteinen energiapistejako, jolla laskentaa saadaan nopeutettua muistinkulutuksen kustannuksella parhaimmillaan monikymmentä kertaisesti vähentämällä paljon prosessoriaikaa kuluttavia iteraatioita. Menetelmän toteuttaminen ei olisi ollut mahdollista vielä vuosikymmenen alussa, kun tietokoneiden muistikapasiteetit rajoittuivat muutama sataan megatavuun.

## Haasteita ja mahdollisuuksia tulevaisuudelle

Serpent ei kykene, eikä sen ole tarkoituskaan kilpailla maailmalla yleisesti käytettyjen laskentakoodien kanssa erityistä tarkkuutta tai luotettavuutta vaativissa perinteisissä Monte Carlo -menetelmän sovelluksissa, kuten detektorimallinnuksessa tai säteilysuojelulaskuissa. Koodin vahvuus on sen pitkälle viety erikoistuminen reaktorifysiikkaan ja polttoaineen neutroniikan mallinnukseen. Vaikka Serpent ei tieteellisessä mielessä tarjoa kovin paljon uutta Monte Carlo -laskentaan, se yhdistelee olemassa olevia tekniikoita mahdollistaen menetelmän käytön ryhmävakioiden tuottamiseen ja muihin sovelluksiin, joihin on tähän asti käytetty lähes yksinomaan deterministisiä niippupalamakoodia. Serpentin toinen valtti on sen nopeus. Palamalakennassa laskenta-ajat ovat tyypillisesti tunteja tai päiviä viikkojen tai kuukausien sijaan. Parhaimmillaan koodi laskee yli 80 kertaa kytkettyjä Monte Carlo -palamalakentakoodia nopeammin.

Serpentin kehitys on edelleen kesken, ja erityisesti palamalakentaruutiinien viimeistely ja testaus vaatii vielä paljon työtä. Nykyisellään koodin pääasiallinen rooli on toimia tutkimuksen työkaluna muiden Monte Carlo- ja determinististen transportkoodien rinnalla. Kuluneen neljän vuoden aikana kehitettyjä menetelmiä ja koodilla laskettuja tuloksia on esitelty säännöllisesti kansainvälisissä konferensseissa. Vastanotto on ollut hyvä, ja koodin käytölle on ollut paljon kiinnostusta ulkomailta. Julkisen jakelun toivotaan kasvattavan käyttäjäkuntaa ja vauhdittavan koodin kehitystä ja testausta. Käyttäjiltä saatu palaute on avainasemassa tulevaisuutta suunniteltaessa, ja tietokoneiden laskentatehon kehityksen odotetaan tuovan mukanaan uusia sovelluksia.

<http://montecarlo.vtt.fi>

TkT Jaakko Leppänen  
Erikoistutkija  
VTT  
jaakko.leppanen@vtt.fi

# Isotooppi- ja fissiotutkimusta Jyväskylän yliopiston kiihdyttimellä

*Jyväskylässä eletään jännittäviä aikoja, kun yliopiston fysiikan laitoksen kiihdytinlaboratorion laajennusosa valmistuu hyvää vauhtia. Intensiivisessä käytössä olevan nykyisen 130 MeV syklotronin rinnalle tullaan asentamaan 30 MeV vetyioneja ja 15 MeV deuteroneja kiihdyttävä uusi syklotroni.*



*Rakenteilla oleva uusi koehallin laajennusosa, johon uusi syklotroni ja isotooppien on-line-erotinlaitteisto IGISOL ja JYFLTRAP tullaan sijoittamaan.*

**U**usi kiihdytin tulee avaamaan mielenkiintoisia mahdollisuuksia neutroni- ja fissiotutkimukselle muun soveltavan käytön kuten radioisotooppien tuotannon ohella. Sen avulla voidaan kiihdyttää noin 100 mikroampeerin protonisuihkuja vastaten lähes  $10^{15}$  ionia sekunnissa kohtiossa. Vastaaviin intensiteetteihin

päästään myös deuteronisuihkuilla. Näiden suihkujen avulla voidaan tuottaa sekundaarisia hyvin intensiivisiä nopeiden MeV neutronien suihkuja aktivointeihin sekä materiaalien säteilynkoston ja fissioprosessin tutkimuksiin. Protoni- ja deuteronisuihkut tulevat tarjoamaan myös erinomaisen mahdollisuuden laajentaa radioisotooppi-

tuotantoa PET-isotooppeihin, esimerkiksi fluori-18. Samanaikaisesti jo käytössä oleva kiihdytin, jolla voidaan kiihdyttää sekä keveitä että raskaita ioneja suurempiin energioihin, jatkaa toimintaansa, jolloin koko laboratorion tehollinen kiihdytinaika kasvaa lähes kaksinkertaiseksi eli noin 10.000 tuntiin vuodessa.



## Soveltava tutkimus kehitty

Kiihdytinlaboratorion soveltava tutkimus on kehittynyt voimakkaasti viime vuosina. Se on keskittynyt lähinnä kolmeen aiheeseen, jotka ovat lääketieteen radioisotooppiutuotanto (Jodi-123-isotooppi), avaruuslaitteiden säteilykestotutkimukset Euroopan Avaruusjärjestölle ESAlle ja avaruusalan yrityksille sekä muu radioaktiivisen säteilyn käyttöön ja havaitsemiseen perustuva laitekehitys ja tutkimus. Vuonna 2008 solmittiin Säteilyturvakeskuksen ja Jyväskylän yliopiston fysiikan laitoksen välinen yhteistyösopimus, jonka tarkoituksena on tehostaa uusimman ydin- ja säteilyfysiikan perustutkimustiedon käyttöä STUKin eri toimialoilla. Ensimmäiset hankkeet liittyvät ympäristönäytteiden analytiikkaan ja ydinkoekieltovalvontaan [Applied Radiation and Isotopes 66(2008)534].

## Uusia isotooppeja löydetään yhä

Toisaalta, subatomaarisen fysiikan perustutkimus on jatkunut vahvalla kansainvälisellä pohjalla. Useiden miljoonien eurojen ulkomaiset laiteinvestoinnit ja kansainvälinen yhteistyö lähes 200 ulkomaisen tutkijan kanssa on johtanut moniin merkittäviin tuloksiin eksoottisten kaukana stabiilien ytimien alueesta sijaitsevien ytimien rakennetutkimuksissa, ydinastrofysiikassa ja alkeishiukkasfysiikassa.

Eräs sivutuloksista näistä tutkimuksista on ollut lukuisten uusien isotooppien löytäminen. Kiihdytinlaboratorion koeohjelman puitteissa tutkijat ovat löytäneet noin 60 uutta lyhytikäistä radioisotooppia IGISOL on-line-isotooppien erottimella sekä RITUREKYYLI-ioni-erottimella. Näistä noin 30 uusia fissiosta löydettyjä hyvin neutronirik-

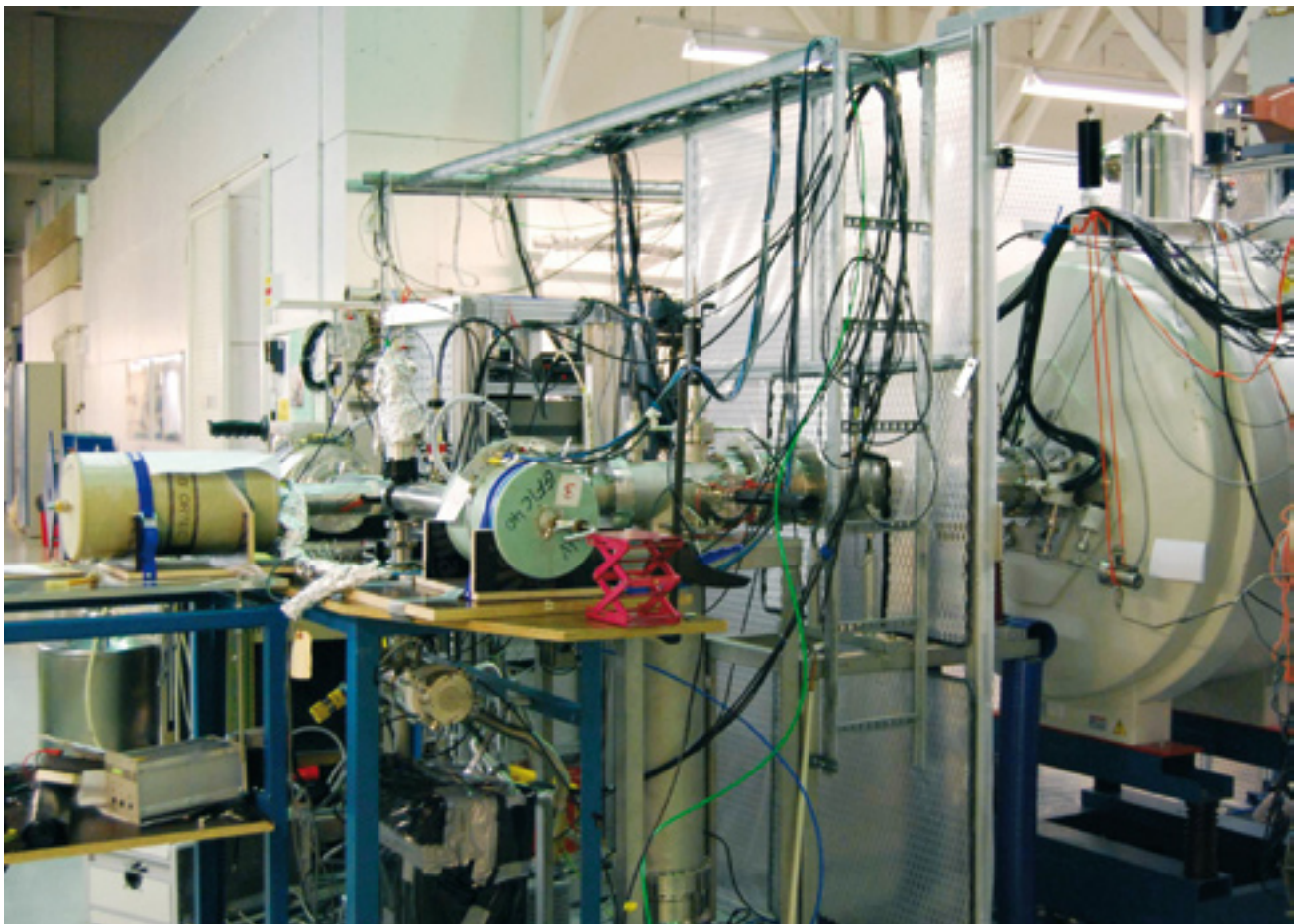
kaita Zr, Nb, Mo, Tc, Ru, Rh ja Pd fissiotuoteisotooppeja sekä 30 raskaiden ionien fuusioreaktioissa tuotettuja neutronivajaita protoni- ja alfa-radioaktiivisia isotooppeja tantaalista ( $Z=73$ ) ja toriumiin ( $Z=90$ ).

## Perustutkimus avaa uusia mahdollisuuksia

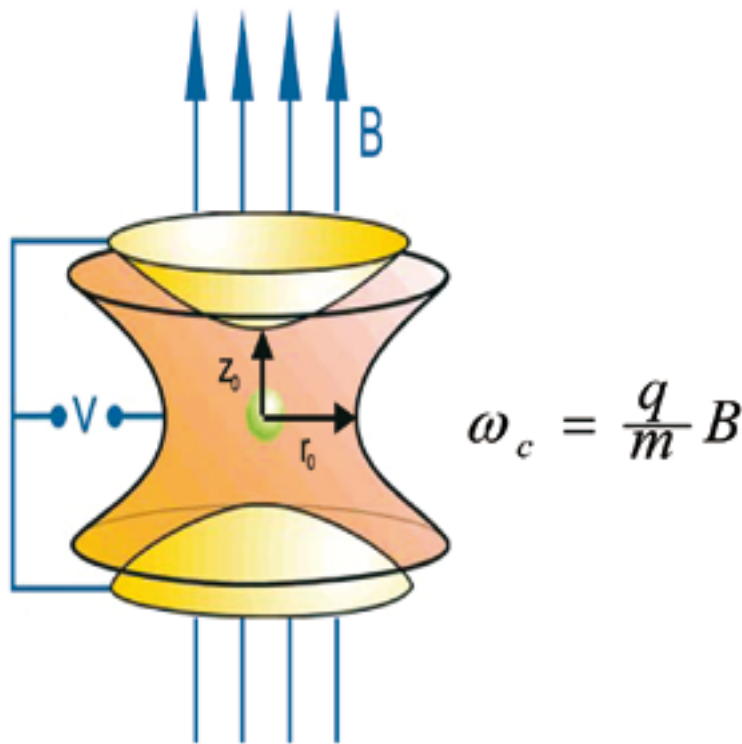
Perustutkimuksen tarpeisiin kehitetyt tutkimusmenetelmät ovat nyt avaamassa myös mielenkiintoisia mahdollisuuksia uusien sovellusten kehittämisessä esimerkiksi ydinenergiaan liittyvässä tutkimuksessa. Tästä hyvänä esimerkkinä on sähkömagneettisiin ioniloukkuihin perustuvat separointimenetelmät ja tarkkuusmittaukset.

Ioniloukussa radioisotoopin massan määrittäminen perustuu ionin syklotroniaajuuden määrittämiseen ulkoisessa magneettikentässä. Jyväskylässä IGISOL-isotooppien

→ →



Osa JYFLTRAP-laitteistoa. Oikealla oleva harmaa sylinteri on 7 teslan suprajohtavan magneetin kryostaattiastia. Vasemmalla näkyy tyypillinen germanium-ilmaisimista koostuva gamma-säteilyn mittausasema.



*Ioniloukun toimintaperiaate, jossa ionien radiaalinen liike aiheutetaan ulkoisella radiotaajuuskentällä ulkoisessa magneettikentässä.*

erottimen jälkeen on rakennettu kolmesta sähkömagneettisesta ioniloukusta koostuva JYFLTRAP-massaspektrometri, jonka suhteellinen massaerotuskyky on noin  $10^{-5}$ , kun laitetta käytetään massaerottimena. Koska IGISOL-menetelmä kykenee käsittelemään kaikkien alkuaineiden radioisotoopeja niiden kemiallisista ominaisuuksista riippumatta, se tarkoittaa, että esimerkiksi kaikki fissiossa syntyvät neutronirikkaat isotoopit voidaan erottaa toisistaan täysin puhtaiksi isotooppinäytteiksi. Sopivin koejärjestelyin laitteen erotuskyky mahdollistaa jopa saman isotoopin eri isomeeristen tilojen erottelun [Nuclear Instruments and Methods B266(2008)4527].

Laitetta voidaan käyttää myös radioisotoppien massamäärittäisiin, jolloin suhteellinen tarkkuus voi olla jopa luokkaa  $10^{-8}$ , mikä vastaa noin 1 keV:n tarkkuutta massaenergiassa [Physical Review Letters 96(2006)042504]. Menetelmällä on useita sovellusmahdollisuuksia ydinenergian ja säteilöfysiikan tutkimuksen alueilla.

JYFLTRAP-laitteistolla on aloitettu IAEA:n aloitteesta fissioreaktoreiden hajoamislämpöön liittyvä tutkimusohjelma espanjalaisen, saksalaisten, englantilaisten ja japanilaisten tutkijoiden kanssa. Ensimmäiset koetulokset liittyvät  $^{104}\text{Tc}$ - ja  $^{105}\text{Tc}$ -isotoppien hajoamisessa vapautuvan kokonais-

energian määrittämiseen kokonaisabsorptiospektrometrin avulla [European Physical Journal, Special Topics 150(2007)383]. Jatkossa tavoitteena on noin 30 muun huonosti hajoamislämmön kannalta tunnetun isotoopin hajoamismittaukset. Erityisen mielenkiinnon kohteena tulee olemaan viivästettyihin neutroniemittereihin kohdistuvat tutkimukset.

### Neutronivaikutusalojen määrittäminen

Toisaalta JYFLTRAP-laitteisto soveltuu erinomaisesti myös vaikutusalojen, fissiotuotteiden isotooppijakaumien ja atomimassojen tarkkoihin määrittäisiin. Näillä tutkimuksilla tuotettavalla datalla tulee olemaan käyttöä esimerkiksi neljännen sukupolven fissioreaktoreiden suunnittelussa. Niissä tarvittavat neutronien vaikutusalat, fissiotuotteiden jakaumat ja hajoamisominaisuudet ovat vielä ainakin osittain koekemillisesti määrittämättömiä.

Uuden kiihdyttimen intensiiviset protoni- ja deuteronsuihkut mahdollistavat sekundaarineutronien tuottamisen laajalla keV – 10 MeV energia-alueella. Neutroneja käyttäen IGISOL-JYFLTRAP-laitteistoa voidaan siten soveltaa myös neutroneilla indusoidujen fissioreaktioiden ja fissiotuotteiden mittauksiin. Kohtiona voisivat tulla aluk-

si kysymykseen  $^{238}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{232}\text{Th}$  and  $^{233}\text{U}$  isotoopit, jotka ovat tärkeitä neljännen sukupolven reaktoriteknikan kannalta.

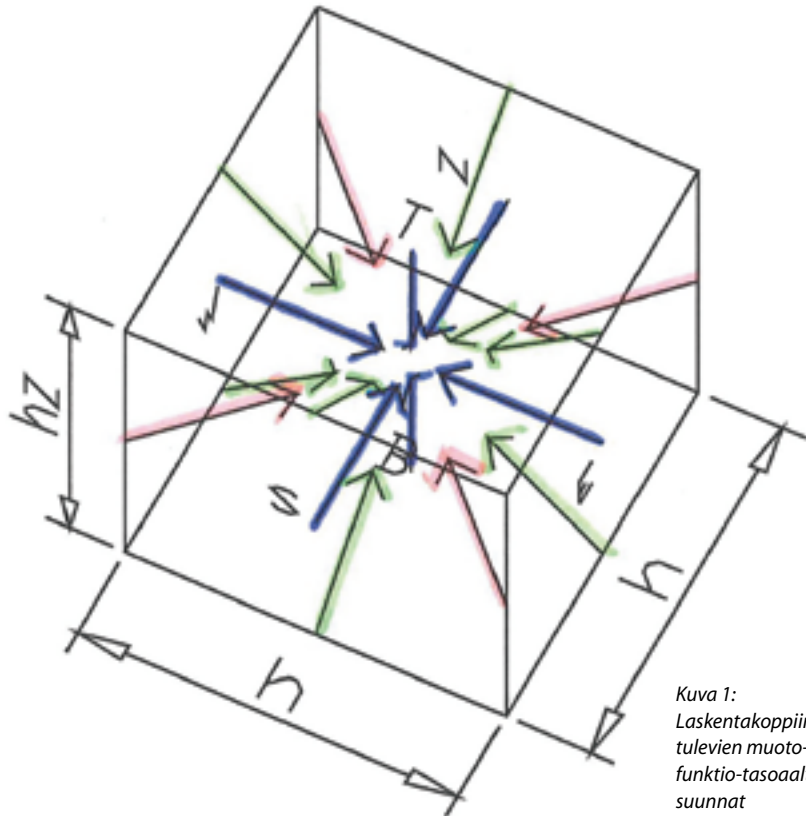
Uuden kiihdyttimen voidaan odottaa olevan käytössä jo vuoden 2010 alussa. Nykyinen tutkimuslaitteisto tullaan siirtämään kiihdytinhallin uuteen 700 m<sup>2</sup>:n laajennusosaan keväällä 2010 ja tulee olemaan käytössä samana vuonna. Kiihdytinlaboratorio on kansallinen voimavara, ja se on avoin ulkopuolisille käyttäjille. Perustutkimukseen liittyvien tutkimushankkeiden toteuttaminen vaatii kansainvälisen arviointiryhmän hyväksynnän. Koe-esityksiä voi tehdä kaksi kertaa vuodessa 15.3. ja 15.9. mennessä. Kaupallisen käytön ja soveltavan tutkimuksen osalta käyttäjiä kehoitetaan ottamaan suoraan yhteyttä laboratorion johtoon tai tutkijoihin.

Lisätietoa: <http://www.jyu.fi/science/laitokset/fysiikka/en/research/accelerator/>

Juha Äystö, Professori  
Jyväskylän yliopisto, fysiikan laitos  
ja kiihdytinlaboratorio  
juha.aysto@phys.jyu.fi

# ARES-sydänsimulaattori viranomaisen työkaluna

ARES-sydänsimulaattorin kehitys lähti liikkeelle VTT:llä v. 2000 tarpeesta saada sydänsimulaattori polttoaineniippugeometrialtaan neliönmuotoisten reaktorien analysointiin. Kehitystyötä on jatkettu v:sta 2004 alkaen STU-Kissa. Koodia on toistaiseksi käytetty pääasiassa OL3-reaktorin luvituksessa tehtyihin erityistarkasteluihin.



Kuva 1:  
Laskentakoppiin  
tulevien muoto-  
funktio-tasoaaltojen  
suunnat

VTT:llä oli jo v. 2000 vuosikymmeni- en perinteet reaktorisydänten analysoinnista: kuusikulmaisia nippuja käyttäviin reaktoreihin oli olemassa IVO:n kanssa kehitetty HEXBU-3D-simulaattori, ja neliönippureaktorien analyyseja varten Studsvik Scandpowerin (tuolloin Studsvik of America) SIMULATE-3; molemmista jutut toisaalla tässä lehdessä.

Tutkimuslaitoksen tarpeisiin tuotantokäyttöä varten suunnitellut kaupalliset koodit ovat kuitenkin usein liian jäykkiä ja erilaisten erikoistarkastelujen edellyttämät ohjelmamuutokset vaikeasti toteutettavissa. Lisämotivaatiota uuden koodin kehitykselle tarjosi pyrkimys luoda voimayhtiöiden käyttämistä koodeista riippumaton työkalu viranomaisen teettämiä analyyseja varten.

## Sydänsimulaattorin päämallit

Reaktorisydämen simuloinnissa tavoitteena on ratkaista sydämen tehojakauma, jota tarvitaan joko sellaisenaan tai välisuurena, josta edelleen saadaan johdettua esim. lämpötiloja, detektorivasteita tai jäähdytyksen riittävyttä kuvaavia parametreja. Tehojakaumaa tarvitaan myös sen selvittämiseen, miten ydinpolttoaineen isotooppikoostumus muuttuu käyttöjakson aikana: käyttöjakson simulointi tehdään niin, että jakson alun sydänkoostumusta muutetaan vähitellen esim. viikon mittaisilla askelilla muuttaen jokaisen laskentakopin isotooppikoostumusta kuvaavia historiasuureita ko. viikon tehojakauman edellyttämällä tavalla. Laskentakopit eli -noodit ovat nykyisissä sydänsi-

mulaattoreissa yleensä kooltaan polttoaineniipun läpimitan luokkaa.

Tehojakauman ratkaiseminen edellyttää reaktorin neutronien paikka- ja nopeusjakauman ratkaisemista. Neutronien kulku riippuu niitä ympäröivän väliaineen koostumuksesta, tiheydestä ja lämpötilasta, ja nämä taas puolestaan tehojakaumasta. Tästä muodostuu kolmen toisiinsa kytkeytyneen tehtävän kehä, jossa yksi tehtävä kerrallaan voidaan ratkaista, jos muiden ratkaisut oletetaan tunnetuiksi. Ratkaisemalla vuoron perään tehojakauma, neutronien kulkuolosuhteet ja väliaineen ominaisuudet, ja toistamalla lasku useita kertoja – käyttäen kunkin tehtävän viimeisimmän ratkaisukerran tulosta sen ”tunnetuksi oletettuna ratkaisuna” – päädytään lopulta tilaan, missä ratkaisu on sama kierroksesta ➔ ➔

toiseen: tehojakauma tuottaa sellaiset materiaaliominaisuudet, että niitä vastaavat neutronien kulkuolosuhteet tuottavat jälleen alkuperäisen tehojakauman.

Edellä kuvattua iteratiivista laskenta-algoritmia vastaten sydänsimulaattorin kolme tärkeintä osaa ovat

- **neutroniikkamoduli**, joka ratkaisee reaktorin tehojakauman, kun laskentakoppien vaikutusalat (=materiaalien ominaisuudet neutronien kannalta) oletetaan tunnetuiksi

- **termohydrauliikkamoduli**, joka ratkaisee reaktorissa olevien materiaalien tiheys- ja lämpötilajakaumat, kun tehojakauma oletetaan tunnetuksi

- **vaikutusalamoduli**, joka määrittää kullekin laskentakopille sitä neutronien kannalta kuvaavat kahteen energiaryhmään jaetut diffuusioteorian mukaiset vaikutusalueet, kun laskentakopin tiheys- ja lämpötilajakaumat sekä polttoaineen isotooppikoostumus oletetaan tunnetuksi

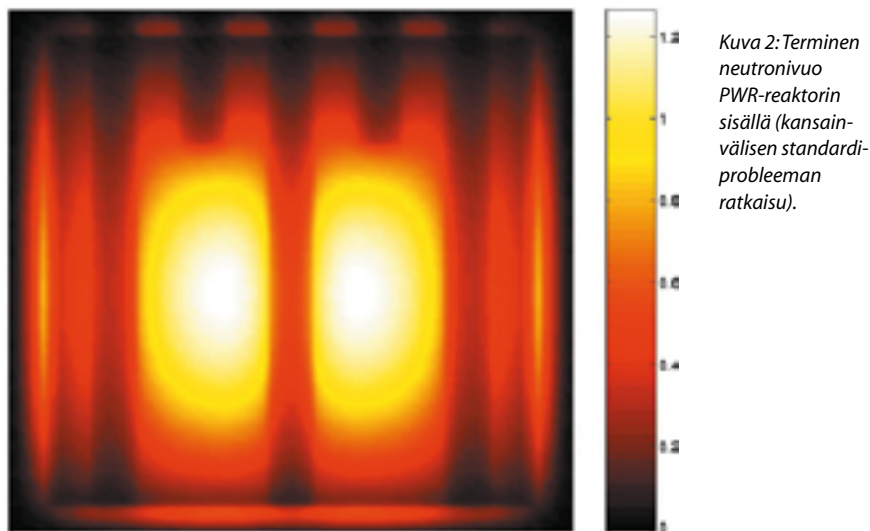
Näiden modulien ”yläpuolelle” tarvitaan vielä **palamalaskentamoduli**, joka muuttaa polttoaineen isotooppikoostumusta laskentapisteen välillä tehojakauman ja materiaalien tiheys- ja lämpötilajakaumien edellyttämällä tavalla.

## Neutroniikkamalli

ARES-sydänsimulaattorin neutroniikkamalli perustuu kahteen energiaryhmään jaetun neutronivuon käsittelemiseen ryhmävöiden ominaisfunktioiden eli moodien avulla. Tätä ajatusta on esitelty lähemmin toisaalla tässä lehdessä HEXBU-koodia käsittelevän artikkelin yhteydessä. ARESin erityispiirre on, että moodien  $\psi$  kuvaukseen laskentanoodien sisällä käytetään suoraan niitä vastaavan ominaisfunktioita (Helmholtzin yhtälö)

$$\Delta \psi = b^2 \psi$$

toteuttavia trigonometrisia tai hyperbolisia sini- ja kosinifunktioita yleisemmin käytettyjen polynomi- tms. approksimaatioiden sijaan. Kukin em. kantafunktiois-



Kuva 2: Terminen neutronivuo PWR-reaktorin sisällä (kansainvälisen standardiprobleeman ratkaisu).

ta vastaa laskentakoppiin tulevan taso-aallon yhtälöä. Koska näin saatava ratkaisu toteuttaa tarkasti diffuusioyhtälön ko-tasoaallon suunnassa, kokonaisratkaisun tarkkuus on kiinni enää käytettävien tarkastelu-suuntien määrästä ja laskentamallin muista epätarkkuuksista. ARESissa taso-aallot tulevat laskentakoppiin 45 asteen välein (kuva 1), joten yhtä neutroniryhmää ja laskentakoppia kohti neutronivuon kuvaukseen saadaan yhteensä 18 vapausastetta. Kaikki nämä vapausasteet voidaan hyödyntää reunaehtojen sitomiseen, koska analyyttiset kantafunktiot toteuttavat diffuusioyhtälön automaattisesti.

Suuri vapausasteiden ja tarkastelu-suuntien määrä on ARESin heikkous ja vahvuus: sen neutroniikkaratkaisu on ”perinteisiin” malleihin verrattuna hyvin tarkka, mutta laskenta vastaavasti näitä hitaampaa. Ilman tehokasta kiihdytysalgoritmia malli ei olisi lainkaan käyttökelpoinen reaktorisydänsimulaattorin iteratiivisen laskentatavan edellyttämään nopeaan neutronivuon ratkaisuun.

## ARES-simulaattorin käyttö OL3:n luvituksessa

ARESia ei toistaiseksi ole validoitu todellista PWR-mittausdataa vastaan. OL3-laitokselle tehtävien analyysien pohjaksi tehtiin tästä syystä ensin joukko erilaisten alkulataus- ja tasapainosydänten palamalaskuja, joista saatuja tulossuureita (kriittinen boo-

ripitoisuus, tehojakauman piikittyminen ja aksiaalipoikkeama, säätösauvojen tehokkuudet jne.) verrattiin luvanhakijan aineistoissaan esittämiin arvoihin.

Em. ”osittaisvalidointiprosessin” jälkeen aloitettiin laskut, joiden tarkoituksena oli perehtyä OL3-reaktorin marginaaleihin erilaisissa tilanteissa. On syytä korostaa, että varsinaiset luvituslaskut ovat tietysti luvanhakijan tekemiä, eikä viranomaisen tekemillä laskuilla näin ole suoranaista roolia luvitusprosessissa. Ne antavat kuitenkin käytännössä hyvän vertailukohtaan, joka mahdollistaa viranomaisen huomion suuntaamisen tehokkaasti sinne, missä marginaalit näyttävät tiukoilta tai missä muuten näyttää olevan epävarmuuksia.

Laskuilla tarkastettiin mm., että painevesilaitoksen turvallisen käytön kannalta tärkeä moderaattorin lämpötilatakasinkytkentä pysyy negatiivisena nollateholle ja ksenonvapaaseen sydämeen asti. Seuravassa on esimerkinomaisesti lueteltu eräitä muita turvallisuuden kannalta tärkeitä suureita, joita laskuilla selvitettiin.

## Jälleenkriittisyyslämpötila höyryputken katketessa

Höyryputken katkeamisen seurauksena painevesilaitoksen primääripiiri jäähtyy. Tämä ei saa johtaa jäähtyneen negatiivisen lämpötilatakasinkytkennän kautta niin suureen reaktiivisuuslisäykseen, että onnistuneesta pikasulusta huolimatta re-



aktori tulisi jäähtymisen johdosta uudelleen kriittiseksi.

Analyseilla selvitettiin esimerkksydänten uudelleenkriittisyyslämpötilat jakson kaikissa vaiheissa niin, että kriittisestä täyden tehon tilanteesta ajettiin kaikki säätösauvat sisään, alennettiin teho nollaan, poistettiin sydäimestä yksi säätösauva (oletus yhden säätösauvan toimintahäiriöstä pikasulussa) ja alennettiin jäädytteen lämpötilaa, kunnes reaktori tuli uudelleen kriittiseksi. Sama toistettiin olettaen kukin säätösauva vuorollaan ulos jääneeksi, ja korkein näin saavutettu uudelleenkriittisyyslämpötila kirjattiin talteen. Koska jäädytteen lämpötilatakasinkytkentä muuttuu jakson edetessä yhä negatiivisemmaksi, on höyryputken katkon uudelleenkriittisyysmarginaali pienimmillään jakson lopussa.

## Primääriveden homogeeninen laimeneminen

Yksi potentiaalinen huolenaihe painevesireaktorissa on sekundääripiirin booritoman veden virtaaminen primääripiiriin päin tilanteessa, jossa yksi tai useampi höyrystimen tuubi on rikki ja primääripiirin paine pääsee jostakin syystä laskemaan sekundääripaineen alle. Ilmiöstä aiheutuvan boorin laimenemisen seurauksena reaktori saisi positiivisen reaktiivisuussyksen, joka saattaisi viedä sen uudelleen kriittiseksi onnistuneesta pikasulusta huolimatta.

Laimenemismarginaalin selvittämiseksi tehtiin joukko laskuja, joissa täyden tehon tilanteesta säätösauvat (taas tehokkainta lukuun ottamatta) ajettiin sisään, teho alennettiin nollaan ja pienennettiin booripitoisuutta, kunnes reaktori tuli uudelleen kriittiseksi. Näin saatiin prosenttiarvo, joka kertoo, kuinka paljon reaktoriin sisään menevässä vedessä tulee olla alkupe- räistä primääriä, jotta uudelleenkriittisyys vältetään.

## Ksenonstabiilisuus

Laajat painevesireaktorit ovat tunnetusti alttiita ksenon-fissionmyrkyn pitoisuusvaihteluiden aiheuttamille tehovärähtelyil-

le, joiden jaksonpituus on muutaman tunnin luokkaa. Aksiaalisuunnassa ilmiö esiintyy lähes kaikissa länsimaisissa PWR-aktoreissa, joiden sydämen korkeus on suuruusluokkaa neljä metriä. Aksiaalinen ksenonvärähtely on helposti hallittavissa seuraamalla sydämen aksiaalista tehojakaumaa ja ohjaamalla tehtävään valittuja säätösauvoja automaattisesti niin, että tehon aksiaalipoikkeama pysyy halutuis- sa rajoissa.

Mikäli ksenonvärähtelyä esiintyisi myös radiaalisuunnassa, sen vaimentaminen olisi paljon vaikeampaa, koska erilaisia värähtelymuotoja (ja seurattavia parametreja) olisi paljon. Koska PWR-reaktorit käyvät poikkeikkaukseltaan yhä suuremmiksi (EPR 241 nippua vs. N4 205) ja sisältävät muitakin ksenonvärähtelyille altistavia piirteitä (lähinnä raskaan rautaheijastimen tuottama tasainen tehojakauma), alttiutukselle ksenonvärähtelyille pitää analysoida. Tämä tehdään laskuilla, joissa aksiaalinen tehojakauma pidetään kurissa em. säätösauvaliikutteluilla ja seurataan, ovatko reaktorin tehojakaumaan tehdyt pienet häiriöt poikisuunnassa vaimenevia.

## Syöttödatan tuottaminen transienttiallyseja varten

ARES-koodia käytettiin OL3:n luvitusvaiheessa tuottamaan pistekineettisiä reaktiivisuuskertoimia STUKin teettämiä riippumattomia analyseja varten. Pistekineettisillä analyseilla ei kuitenkaan ole mahdollista selvittää reaktorisydämen käyttäytymistä riittävällä tarkkuudella sellaisissa analyseissa, joissa sydän kokee paikallisen häiriön.

Jos transienttiallysit edellyttävät reaktorisydämen kolmidimensioista mallintamista, niitä varten pitää luoda oma sydänkuvaus. Sydänsimulaattorin kuvaus sisältää paljon transienttilaskennan kannalta tarpeetonta (ja laskentaa hidastavaa) dataa: transientin aikana mm. nippujen paikat sydämessä ja polttoainetablettien isotooppikoostumukset pysyvät muuttumattomina, joten vaikutusaloja ei tarvitse parametrisoida kuin hetkellisten suureiden

suhteen. Näissäkin riittää usein kohtuullisen karkea – lineaarinen tai matalan kertaluvun polynomeihin perustuva – parametrisointi. Sydänsimulaattorilla voidaan tuottaa tämä data suoraviivaisesti tekemällä joukko stationäärilaskuja, joissa reaktorin tilaa varioidaan, ja sovitamalla vaikutus- alat näiden laskujen tuloksiin. ARESiin on tätä tarkoitusta varten koodattu valmiiksi joukko perturbaatiomatriiseja erilaisia transientteja varten.

## Omat koodit parantavat ymmärrystä

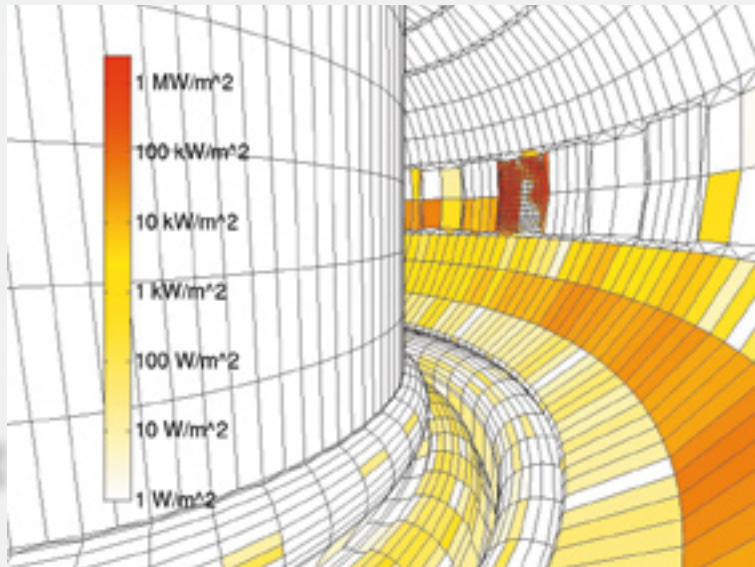
Uskottava viranomaisvalvonta edellyttää, että viranomainen voi tarvittaessa pienellä aloituskynnyksellä suorittaa pistokokeen- omaisia riippumattomia analyseja, joilla vakuutaudutaan siitä, että luvanhaltijan esittämät viralliset analyysit on tehty asianmukaisesti.

Oman analyysivalmiuden ylläpitäminen on yksi - tosin melko raskas - tapa tähän pääsemiseksi: reaktorit muuttuvat vähitellen uusien polttoainetyyppien myötä, ja vain itse laskemalla viranomaisen on mahdollista muodostaa rehellinen käsitys siitä, mitkä ovat eri ydinreaktorien turvallisuuden kannalta tärkeimmät parametrit eri onnettomuus- ja häiriötilanteissa, ja kuinka suuri pelivara eri turvallisuusrajoihin on olemassa. Vähintään yhtä tärkeää kunnollisen yleiskuvan saaminen on silloin, kun ollaan luvittamassa kokonaan uudentyyppisiä reaktoria.

Vaikka valmiitakin koodeja on (kovaan hintaan) markkinoilta saatavissa, turvallisuuteen liittyviä analyseja ei milloinkaan saa tehdä olettamalla koodit "mustiksi laatikoiksi", vaan laskijan on tunnettava niiden sisältämien mallien rajoitukset ja sovellusalueet riittävän syvällisesti. Omat koodit ovat hyvä rokotus liiallista numerosokeutta vastaan.



## Nopeiden hiukkasten vaikutus seinärakenteisiin ITER -fuusiokooreaktorissa



ASCOT-simulaatioiden yhteenlaskettu tulos nopeiden ionien aiheuttamasta tehokuormituksesta, ITERin sisäpuolelta nähtynä. Logaritminen väriskaala kertoo keskimääräisen tehovuon jokaiselle seinätielle. Oikeassa yläreunassa näkyvä limitteri, jolta korkeimmat tehotiheydet löytyvät, on jaettu pienempiin osiin tarkemman jakauman esittämiseksi.

daan puolestaan sisällyttää seinästä ulostyöntäviä moduuleita kuten plasmaa rajaavia limittereitä. Työn päämääränä oli selvittää, voidaanko magneettisen kareen vaikutus kompensoida lisäämällä reaktorin tyhjökamion seinämään ferriittisiä inserttejä,

joita luovat kareta kumoavan magneettikentän.

Työssä käytettiin ASCOT-koodia, joka on TTK:n ja VTT:n yhteistyönä kehitetty varattujen hiukkasten johtokeskusta seuraava Monte Carlo -koodi. Simulaatioissa seurattiin kymmenientuhansien hiukkasten populaatioita, joiden avulla laskettiin seinään kohdistuvat tehotiheydet, tiilikohittaiset tehokuormat ja kokonaistehokuormat. Simulaatiotulokset osoittavat, että etenkin limitteritiilien kuormat nousevat vaarallisen korkeiksi, mikäli magneettista kareta ei kompensoida. Suurimmaksi osaksi alfahiukkasten seinälle kuljettava tehotiheys pinta-alaa kohti nousee yli  $1 \text{ MW/m}^2$ :n, jota monetkaan seinämateriaalit eivät kestä.

3D-seinällä tehty simulointi osoittaa, että limitterit keraävät suurimman osan plasmasta vuotavista hiukkaskista ja siten suojelevat muita seinätiiliä. Ferriittinen kompensointi havaittiin hyvin tehokkaaksi: sen ansiosta seinäkuormat pienenevät 75 - 99 %. Ongelma ferriittisen kompensoinnin toteuttamisessa on kuitenkin tilanpuute, sillä ITERin seinä halutaan pakata mahdollisimman täyteen diagnostiikkaa. Näiden tulosten valossa ferriittiset insertit tulisi kuitenkin ehdottomasti toteuttaa seinätiilien eheyden turvaamiseksi.

**K**ansainvälisen fuusiotutkimuksen seuraava suuri projekti on ITER-kooreaktorin rakentaminen Cadaracheen, Ranskaan. ITER tulee olemaan tokamak-tyyppinen reaktori, ja sen kunnianhimoinen päämäärä on osoittaa fuusioenergiantuotannon tieteellinen ja tekninen toteutettavuus. ITERin tekninen suunnittelu tullaan lyömään lukkoon lähivuosina ja siksi nyt on tärkeää tehdä mahdollisimman tarkkaa mallinnustyötä fataalien rakennusvirheiden välttämiseksi.

ITERissä tulee olemaan ennennäkemättömiä määriä hyvin korkeaaenergiaa hiukkasia, sekä fuusioreaktioissa syntyviä alfahiukkasia että ulkoisen kuumennuksen kiihdyttämiä ionisoituneita vedyn isotooppeja. Reaktorin toiminnan kannalta on elintärkeää, että reaktorin magneettikenttä pystyy vangitsemaan nämä kuumat hiukkaset plasman sisään, jotta ne pitävät yllä fuusiopalon vaatimaa lämpötilaa eivätkä vahingoita seinämateriaaleja. Alfahukkasta on kuitenkin päästävä eroon sen jäähtyttyä, jottei se laimenna polttoainetta. Magneettinen koossapito onkin saatava pitämään nopeat hiukkaset plasmassa juuri oikean ajan, jotta ne poistuvat plasmasta saavutettuaan ympäröivän plasman lämpötilan.

Tässä diplomityössä simuloitiin nopeiden ionien ITERissä aiheuttamaa seinäkuormaa käyttäen täysin kolmiulotteisia magneettikentän ja reaktorin seinän malleja. Kolmiulotteinen magneettikenttämalli mahdollistaa niin sanotun toroidaalisen magneettisen kareen (ripple) sisällyttämisen simulaatioihin. Kolmiulotteiseen seinämalliin voi

DI Tuomas Koskela  
Tutkija  
TKK, Tekninen fysiikka –  
Energiafysiikka -laboratorio  
tuomas.koskela@tkk.fi

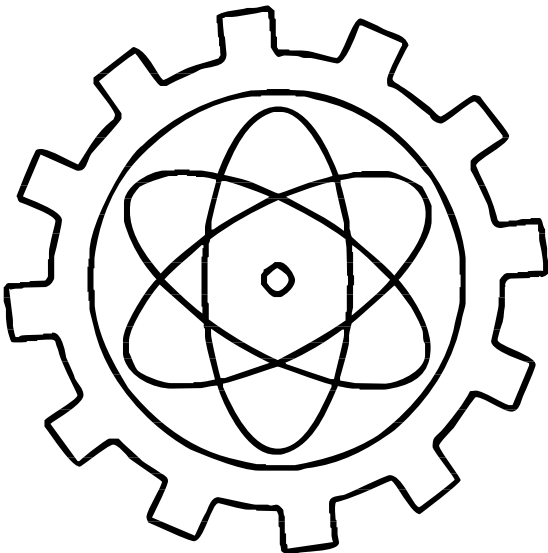


# TAPAHTUMAKALENTERI

**ATS Young Generation ekskursio  
European Nuclear Young Generation Forumiin**  
(Cordoba, Espanja) toukokuussa.

Kutsu jäsenpostissa.  
Lisätietoja: Toivo Kivirinta  
toivo.kivirinta@fortum.com

Lisätietoja kaikista ATS:n tapahtumista  
löytyy internetistä: [www.ats-fns.fi](http://www.ats-fns.fi)



# JÄSENET

## Varsinaiset jäsenet:

- Elizaveta Vainonen-Alhgren, FNS
- Anu Lakkala, Fortum
- Heidi Lampén, Fortum
- Petteri Vuorio, Posiva
- Maria Palomäki, TVO
- Joonas Koskinen, FNS
- Antti Inkala, Fortum
- Joni Pasi, Fortum
- Jarmo Tuominen, Fennovoima
- Mauri Riihonen, TEM
- Lars Gustaf Martin, Wärtsilä Finland Oy
- Anna Raitanen, TVO
- Iiro-Ville Lehtinen, TVO
- Paula Karhu, STUK
- Miska Hirvelä, Fortum Generation Loviisa
- Hanna Koivumoro, HUS
- Ossi Hietanen, FNS

## Nuoret jäsenet:

- Juha Luukka, LTY
- Lauri Pyy, LTY
- Annamaria Mustonen, LTY
- Juha Pero, LTY
- Mika Aalto, LTY
- Tuomas Viitanen, TKK

Suomen Atomiteknillisessä Seurassa oli 26.2.2009 pidetyn johtokunnan kokouksen jälkeen 539 varsinaista jäsentä ja 30 nuorta jäsentä eli opiskelijaa. Kunniajäseniä oli 12 ja kannatusjäseniä 19. Seuran jäseneksi pääsee johtokunnan hyväksymällä hakemuksella. Hakemukseen tarvitaan kahden jäsenen suositus.

ATS:n jäsenhakemus internetissä:  
<http://www.ats-fns.fi/info/jasenhakemus.html>

## Adi-NG® ydinvoimalan eristysmoduulijärjestelmä

Nopea asentaa ja purkaa → Matalampi säteilyannos → Lyhyempi vuosihuolto



**adiabatix**   
advanced insulations



Adi-NG® Forsmark NPP 1 & 2 MSIV

[www.adiabatix.fi](http://www.adiabatix.fi)

SUOMEN  
ATOMITEKNILLINEN  
SEURA —

ATOMTEKNISKA  
SÄLLSKAPET  
I FINLAND ry



Palautus  
**Suomen Atomiteknillinen Seura**  
c/o VTT (Tietotie 3, Espoo)  
PL 1000  
02044 VTT

## **Kannatusjäsenet**

Alstom Finland Oy  
Fennovoima Oy  
Fintact Oy  
Fortum Oyj  
Patria Finavitec Oy  
Platom Oy  
Pohjolan Voima Oy  
Posiva Oy  
PRG-Tech Oy  
Pohjoismainen Ydinvakuutuspooli  
PrizzTech Oy  
Rados Technology Oy  
Saanio & Riekkola Oy  
Siemens Osakeyhtiö  
Teollisuuden Voima Oyj  
TVO Nuclear Services Oy  
Valtion teknillinen tutkimuskeskus VTT  
Voimaosakeyhtiö SF Oy  
Wärtsilä Finland Oy  
YIT Installaatiot

## **ATS internetissä:**

<http://www.ats-fns.fi>