

ATS

Ydintekniikka n:o 4/1978

MIELIPIDE JULKISESTA KESKUSTELUSTA	T. Salonen	s. 3
ENS NEWSLETTERS 9&10		s. 4
KOTIMAAN TAPAHTUMIA		s. 15
ENSIMMÄINEN NUKLEAARINEN JÄÄHDYTTENMENETYSKOE LOFT-REAKTORILLA SUORITETTIIN		s. 21
SUOMEN VOIMALAITOSYHDISTYS RY:N YDINVOIMAN INFORMAATIOJAOSTON TOIMINNASTA	A. Rastas	s. 23
YDINPOLTTOAINEPÄIVÄ 78		s. 26
THE BIRTH AND EARLY HISTORY OF NUCLEAR POWER (reprint)	J.E. Kenton	s. 77

ATS YDINTEKNIikka

NUMERO 4/1978

JOULUKUU 1978

JULKAISIJA: SUOMEN ATOMITEKNILLINEN SEURA
VALTION TEKNILLINEN TUTKIMUSKESKUS
YDINVOIMATEKNIIKAN LABORATORIO
LÖNNROTINKATU 37
00180 HELSINKI 18
PUHELIN: 90-648931

TOIMITUS: PÄÄTOIMITTAJA
LASSE MATTILA

TOIMITTAJA
JORMA KARJALA

ATS YDINTEKNIIKAN RISTIAALLOKOSSA

Ydinenergian käyttöön kohdistuva kritiikki on osaltaan lisännyt ydinenergian tuotannon turvallisuutta. Kuitenkin on näkyvissä merkkejä arvostelun muuttamisesta entistä selvemmin yleiseksi teknillisen kehityksen vastustamiseksi. Tämä saattaa johtaa selviin ihmiselämää kohtaaviin riskeihin, jotka ovat huomattavasti merkityksellisemmät kuin kritiikin arvostelmat ydinenergian riskit. Ydinenergiakritiikin haitallinen piirre on, että se perustelee vaatimuksia väitteillä, joita pidetään itsestään selvinä ja moraalisesti oikeina. Nämä eivät sitä kuitenkaan yksikäsitteisesti ole. Tyypillinen arvostelun kohde on, että ydinenergia asettaa epäoikeudenmukaisia velvoitteita tuleville sukupolville. Kuitenkin pahinta on, ellemmme jätä tuleville sukupolville perustekniikkaa energiakysymysten ratkaisemisessa. Ydinenergian tuotanto- ja käyttötapojen kehittäminen kuuluvat niihin energiantuotannon perusmahdollisuuksiin, joita tulevat sukupolvet tarvitsevat. Muistaa täytyy, että itse asiassa energian kysyntä on koko maailman puitteissa suuri, vaikkakin teollisuusmaissa suhdannevaihtelujen seurauksena energian kulutuksen kasvu on näyttänyt eräissä vaiheissa jopa pysähtyvän.

Energia- ja ydinenergiakeskusteluun liittyen Suomen Atomiteknillinen Seura julkaisee lähitulevaisuudessa ydinenergia-alaa käsittelevän informaatiokirjasen, jonka päämääränä on korkeatasoisen, helposti ymmärrettävän ja neutraalin asia-aineiston esittäminen niille, jotka joutuvat osaltaan tekemään ydinenergiaan liittyviä päätöksiä. Kirjasessa tullaan esittämään ydinenergian käytön eri puolia valottavaa asia-aineistoa, joka kerätään käyttämällä Suomen Atomiteknillisen Seuran asiantuntemusta ja haastatteleamalla maamme energia-, ydinvoima-, yhteiskunta- ja ympäristöalan asiantuntijoita.

Ydinenergian käyttö voimantuotannon ohella uusissa kohteissa on viimeaikaisten selvitysten mukaan perusteltua. Esimerkiksi ydinkaukolämmitysmahdollisuuksia tutkitaan Suomen lisäksi Ruotsissa, Neuvostoliitossa ja Tanskassa sekä Keski-Euroopan ja Pohjois-Amerikan maissa. Pienessä mittakaavassa siitä on saatu jo käytännön kokemuksia ja pitkälle meneviä käytännön ratkaisumalleja on usealla taholla kehitetty. Meillä on Suomessa toistaiseksi hyviä kokemuksia rakentamamme ydinvoimalaitoksista, mikä merkinnee vientimahdollisuuksia teollisuudellemme. Tämän vuoksi on tärkeää, että säilytämme ydinvoimalaitosten rakentamisessa saavuttamamme tietämyksen. Tätä auttaa, jos maassamme toteutetaan uusia ydinenergiահankkeita lähivuosina. Niistä saatava hyöty olisi monitahoinen. Suomen Atomiteknillinen Seura on luonut jäsenoimintoja ja kansainvälisiä yhteyksiä, jotka ovat hyödyllisiä maamme ydintekniikalle. Tämän on oltava seuran pyrkimyksenä vastedeskin.

Olli J A Tiainen

MIELIPIDE JULKISESTA KESKUSTELUSTA

Suomessa tunnetusti keskustelu ydinvoimasta on viime päiviin asti ollut melko latteata. Pienen aktiivisen vastustajaryhmän lisäksi on suuren yleisön joukosta tullut julkisuuteen hajanaisia vastustavia mielipiteitä.

Viime kesästä lähtien, kun Olkiluodon käyttö lupa tuli ajankohtaiseksi, on ydinvoimaa vastustava ääni voimistunut. Siinä ovat yhtä hyvin saaneet osansa niin Olkiluodon kuin Loviisan laitokset. Keskustelua jätehuollosta vauhditti syksyllä julkaistu voimayhtiöiden yhteinen ydinjätteselvitys.

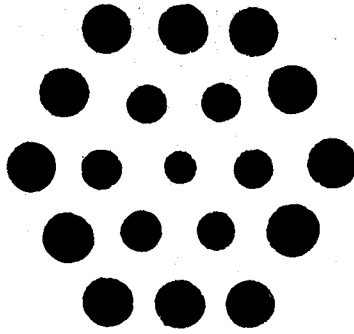
Se, että asioista keskustellaan, ei ole paha asia. Sen sijaan se, että keskustelu pääasiassa on vastustajien yksinpuhelua tai voimayhtiön vastaus siihen, on huolestuttavaa. Jos ulkopuolisena seuraa keskustelun kulkua, näyttää siltä, että kaikki muut ovat ydinvoimaa vastaan paitsi voimayhtiöiden "leipäpapat", jotka työpaikkansa pitääkseen kyhäilevät vastauksia.

Ja näinhän ei ole, ATS:n jäsenkunta?

Vaikka useat teistä askartelevat jo työkseen ydinvoimaan ja siihen liittyvien asioiden parissa ja vaikka julkisuudessa esitetyt negatiiviset väitteet ja mielipiteet saattavatkin tuntua lapsellisilta, ne menevät yleisöön aivan täydestä.

Jaksakaa vastata, kertoa ja kirjoittaa oman mielipiteenne ja tietämyksenne mukaan. Ajatuksena ei ole käynnistää valtaisa debattimyllyä, vaan huolehtia, että valtaosa kansasta, joka tällä hetkellä kuuluu "en osaa sanoa" -joukkoon, saa myös asiallista informaatiota. Mielipiteitä puolelle ei voiteta vaikenemalla eikä siten ketään käännytetä.

Taina Salonen
tiedotuspäällikkö
TEOLLISUUDEN VOIMA OY



EUROPEAN NUCLEAR SOCIETY NEWSLETTER

Plutonium Handling and Safety

It is reported from Japan that operation of the pilot plutonium plant has been suspended following a reported leakage of plutonium in the atmosphere.

This follows a major suspension of the military plutonium handling plant at Aldermaston, in the U K, reported in the national press. It seems that the authorities have recently introduced whole body plutonium monitoring on a regular basis for process workers. Three laundry staff had results indicating an unacceptable level of plutonium.

These readings however are not conclusive and are to be verified. They apparently conflict with other measures of plutonium in the atmosphere and as body burden. The civilian program (the UKAEA) have been using whole body monitoring on a regular basis for some years; admittedly the weapons grade plutonium (essentially Pu-239 only) is more difficult to monitor and this may be the reason for the recent introduction of whole body monitoring in the weapons program.

The whole question of the safe handling of plutonium at Aldermaston is to be investigated by Sir Edward Pochin, senior member of the International Commission on Radiation Protection (ICRP). The safeguards procedures are complicated by the fact that as this is a government installation, it is not subject directly to the authority of the Health and Safety Commission and its Executive.

Meanwhile there is parallel interest in an incident in which it appears that small pox infection escaped from a University laboratory in Birmingham. An admittedly minor outbreak has led however to one direct death and the suicide of the man in charge of the laboratory. It will be interesting to see what guidance the government report on this incident has for general security, keeping in mind the public vulnerability to small pox, the lack of general vaccination, the scare nature of the disease, the possibility of terrorist activity and not least perhaps the fact that unlike a release of plutonium contaminant, small pox is an immediately lethal disease.

International News

The United Kingdom and Germany, are reported to have persuaded the Dutch government, third partner in URENCO, the uranium centrifuge project, to permit the export of enriched uranium to Brazil under appropriate guarantees.

The new French chemical enrichment process (which is claimed not to admit high enrichment and thus militates against weapons diversion) is to be considered by several other countries, particularly the United States and West Germany, with a view to entering into manufacturing partnerships. It is understood that French keenness to replace the technology previously offered Pakistan with this new non-proliferation method lies behind the delays in fulfilling the French-Pakistan contract to supply an enrichment facility.

The new copyright conventions are proving something of a headache to publishers. As an example, an author may have been employed working for his government and in connection writes an article. Whether the copyright is legally the government's may depend on a subtle distinction between work for which the author was hired or work he undertook to do by contract. This is analogous to the distinction between a contract of service or a service contract. In other cases, publishers wish to be free to sell reprints, further copies etc of a work and need, in their opinion, to own the copyright. Authors however expect some protection or recompense.

It is of course pleasing that further nations, Russia in particular, have joined the International Copyright convention but life is certainly going to be more complicated in the publishing world to comply with the legalities of the new agreement.

The EEC and Switzerland announce an agreement to share the funding and the benefits of fusion research. This would include the Joint European Torus (JET) at Culham, where work has now started. This cooperation will be on a similar basis to the agreement reached between the EEC and Sweden in 1976.

Publications of Interest

Guide International de l'Energie Nucleaire, Editions Lesourd, 252 rue du Faubourg-Saint-Honore, 75008 Paris. 190 Franc, 732 pages.

The Self-splitting Atom by Thaddeus J Trenn, Taylor and Francis, London, 1977. A history of the pioneer work of Rutherford and Soddy in laying the foundations of modern nuclear physics and the nuclear power industry.

Courses of Interest

The UK National Radiological Protection Board have announced details of a intensive post-graduate course to be held at the Harwell Education Centre. This is an introductory course for graduates, 12 March - 6 April 1979. Further details from the Harwell Education Centre, Oxfordshire OX11 0QJ, England.

National News

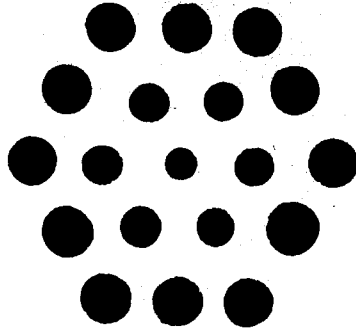
The Australian Prime Minister announced in early September that uranium mining would commence in the Ranger mines, Northern Australia. The mining and export of uranium in Australia had become a substantial political issue but the current delays have been more concerned with the payment of appropriate royalties to the Aborigines.

The OECD announced in July the transfer to Belgium sovereignty of Eurochemic, the European company for the chemical processing of irradiated fuels, the transfer taking place by 1 October 1978 under suitable guarantees of finance. Eurochemic was established in 1957 and supported by some twelve European countries and Turkey. It was successfully built and operated at Mol, Belgium but with the proposals by many member countries in the consortium to establish their own national reprocessing plants, it seemed advantageous to wind up the international consortium and hand over the plant to Belgium. However, one must remark that this seems to be in the opposite direction to some of the initiatives coming from the U S A in the INFCE program.

News of Member Societies

The Belgian society (section of the ANS in Belgium) are hosts to a substantial International Meeting in October arranged as an ANS Topical Meeting, on nuclear reactor safety.

The joint ANS ENS publication, Nuclear Technology, has had further developments under the new chairmanship of Mr P Tempus (Switzerland) while Dr Roy Post continues the excellent work of Editor. The new and broadened Editorial Advisory Board will meet not only twice yearly in the USA at the time of the ANS main meetings, but also regularly in Europe. The first European meeting is planned to take place at the time of the Hamburg ENS conference, May 1979.



EUROPEAN NUCLEAR SOCIETY NEWSLETTER

THE NEXT OBJECTIVE OF POLITICS

by Reino Ekholm *

I would like to go here a step further regarding energy R & D as published in the April issue of our Newsletter, where I based my arguments on the fact that human lives can still today be saved at the cost of only a few dollars. I implied that nuclear could save more lives than other major sources of energy can.

Based on that observation, one can accuse the industrialised countries for not valuing people in the under developed countries higher than that. Now politicians object to this, saying that lives cannot or should not be valued in dollars, while in reality they are doing just that as exemplified by the way national defences are being planned and/or wars are fought.

Our problem in trying to reap the benefits offered by nuclear energy is to convince the public and the politicians about its advantages. This is extremely hard, as evidenced by the development in Sweden. There, the government had mobilized most domestic and also some foreign expertise to investigate, in research projects lasting over two years, whether nuclear energy is, as required by their new nuclear law, "perfectly" safe. The government concluded indeed that this was the case, as communicated by the three coalition party leaders to the people on the national television network on September 29. Still the opposition to nuclear power in Sweden as championed by the Centre Party (whom we should "thank" for this unique declaration of a government) retains its original belief and policy from prior to this extensive investigation, namely that all nuclear power should terminate (by 1990) while one is apparently accepting more polluting and less safe other energy sources or industrial activities.

Statistics show, as is well known and not disputed, that most of the occupational and public casualties in power generation generally result from the normal operation of power plants and associated fuel cycle facilities and less from accidents associated with these activities. The record of nuclear power suggests it to be the best now available major energy source.

Should we not in this situation try another approach, that of emphasizing the need to use government support in practical areas where most lives can clearly be saved per dollar spent?

This should result in an upgrading of the value of man and in the politically widely acceptable equality of men in all parts of the world. Is this not what it is really all about, the next objective of politics, agreeable to everybody? It would also result in a sound solution to the energy crisis with abundant cheap energy and a stabilization of the peace for a more prosperous world, as I tried to explain in the ENS Newsletter No 6.

* Mr Ekholm is Technical Coordinator of the OECD NEA Gas Cooled Fast Reactor Cooperative Programme. He is the representative of the Swedish Nuclear Society in the ENS Steering Committee. He writes the above editorial in a personal capacity.

International News

Japan has now installed over 9.5 GW of nuclear electrical power and has thus become second only to the USA in installed capacity. This successful program should be kept in mind when questions of opposition to nuclear power in Japan are aired. Whilst the reported availability of the US designed LWRs built in Japan is lower than for the home market, this is largely attributable to the more conservative nature of the licensing process in Japan than to any inherent technical difference.

The Soviet Union is reported to have completed a contract to supply Libya with a 300 MW(e) light water reactor. Libya recently established a Department of Nuclear Engineering in the Al Fatah University, Benghazi. The Soviet Union has built similar reactors in the Commencon countries and in Finland.

The new ICRP review No 26 looks at permissible levels of ingested radio-active matter and, in some cases, leads to a reduction in permissible body burdens. This is particularly so for the burden of plutonium to account for the uncertainties in the spread of such matter and the effect from one body organ to another. The new limits are not without their controversial element but are likely to be widely adopted.

Publications of Interest

Les Problems de l'Energie de Demain, conference proceedings from the French Nuclear Energy Society, Groupe Nord-Pas de Calais, 110, rue de l'Hopital Militaire, 59000 Lille.

Nuclear or Not, Choices for our Energy Future, Royal Institution Forum Report, Heinemann, London £5.90.

Energy or Extinction, the case for nuclear energy, by Sir Fred Hoyle, Heinemann, London, £1.50 (paper back).

The British Nuclear Energy Society (BNES) announce that its renamed journal, Nuclear Energy, will now be published six times annually, instead of quarterly, commencing 1979.

The ENS are joint publishers with ANS of the journal Nuclear Technology, under the Editorship of Dr Roy Post. The journal is both a natural medium for publication by our members and furthermore, favourable membership subscriptions are available. Subscriptions to members of ENS Societies will cost \$29 with a further charge of \$35 for postage in Europe. This represents a substantial reduction compared to commercial (library) rates and is available on a personal basis only. For this reason, applications to subscribe should be made in the first instance to your own ENS organisation member society (addresses are given later in the Newsletter) who will certify your membership on forwarding the application to the American Nuclear Society. Bills for payment will be sent out by the ANS and no money need be sent with the original application.

Contents of the January issue Nuclear Technology are published in this Newsletter as a matter of immediate interest to members.

CONTENTS / JANUARY 1979—VOL. 42, NO. 1

TECHNICAL PAPERS

REACTORS

- 5 Summary of the ALARA Nature of Design Effluents from the Clinch River Breeder Reactor Plant / *Kenneth L. Ferguson*
- 13 Assessment of Criticality Safety / *R. C. Lloyd, S. W. Heaberlin, E. D. Clayton, R. D. Carter*
- 22 A Parametric Study of a Lithium-Cooled Tokamak Blanket / *J. Chao, B. B. Mikić, N. E. Todreas*
- 34 Preliminary Design and Neutronic Analysis of a Laser Fusion Driven Actinide Waste Burning Hybrid Reactor / *D. H. Berwald, J. J. Duderstadt*

REACTOR SITING

- 51 Decision Table Development and Application to the Construction of Fault Trees / *S. L. Salem, J. S. Wu, G. Apostolakis*

CHEMICAL PROCESSING

- 65 Proposed Extension of Raschig Ring Standard to Low Enriched Uranium Fuels / *N. Ketzlech*

MATERIALS

- 71 Proton Simulation of Irradiation-Induced Creep / *E. K. Opperman, J. L. Straalsund, G. L. Wire, R. H. Howell*
- 82 Low Cycle Fatigue Behavior of Types 304 and 316 Stainless Steel Tested in Sodium at 550°C / *G. J. Zeman, D. L. Smith*

ISOTOPES SEPARATION

- 90 Garden Hose Separation of Gaseous Isotopes. Part II: Supersonic Accelerations / *Chia-Gee Wang, Anthony G. M. Davis*

ANALYSIS

- 102 A Solvent Extraction-Liquid Scintillation Method for Assay of Uranium and Thorium in Phosphate-Containing Material / *Edward J. Bouwer, John W. McKivven, W. J. McDowell*

EUROPEAN NUCLEAR SOCIETY

15 Nov 1978

	Board	Steering Committee	Finance Committee	Planning Committee	Programme Committee	Publication Committee	Information Committee
Chairman	K.H. Beckurts President	K.H. Beckurts President	J. Couture	G. Brown	D. Bünemann	G. Botta	B. Pellonius
Links/Board	A. Colomb Past President	A. Colomb Past President	C.P.L. Zaleski	J. Lewins	K.H. Beckurts	C. Salvetti	A. Colomb
Netherlands Nucl.S.		Van Erpers Royaards	P. Brand	G.A. de Boer	H. van Dam	H. van Dam	J. Coehoorn
ANS Belgium		G. Tavernier	R. de Cort	N. Vinck	L.H. Baetste	M. Fossoul	F. Jierkens
ANS Central Europe		M. Jalle Donne	R. Fröhlich	W.H. Köhler	R.I. Ekholm	V. Heinzl	W. Rimbotti
ANS France		M. Rozenholz	P. Lafore	A. Ertaud	A. Ertaud	P.A. Toureau	P.A. Toureau
ANS Italy		C. Rossi	P. Bullio				G. Botta
BNES (UK)		P.H.W. Wolff	P.R.P. Bell	G. Brown	J. Board	J. Board	F. Chadwick
Swedish Nucl.S.		R.I. Ekholm	R.I. Ekholm	R.I. Ekholm	R.I. Ekholm	R.I. Ekholm	B. Kumlin
Hellenic Nucl.S.		M.G. Chrysoschoides	J. Kollas	C. Markopoulos	C. Apostolakis	C. Constantinides	C. Constantinides
INuce (UK)	J. Lewins	J. Lewins	M.I. Ahmed	J. Lewins	N.H. Tait	K. Simms	P.B. Woods
KTG/DATF (Germany)		H.W. Levi	D. Kuhn	T. Roser	D. Bünemann	W.D. Müller	E. Münch
Swiss Nucl.S.		P. Tempus	H. Albers	J. Rognon	B. Pellaud	H. Winkler	B. Pellaud
Spanish Nucl.S.		M. Perelló	L. Palacios Junco	D. Agustín Alonso	D. Agustín Alonso	J. Anibal Martin	F. Alvisi
Italian Nucl.S.	C. Salvetti	C. Salvetti	V. Rimbotti	C. Sennis	G. Caroni	G. Botta	G. Botta
SFEN (France)	C.P.L. Zaleski	C.P.L. Zaleski	M.P. Boulinier	M. Gauzit	G. Daniellou	F. Sorin	P.A. Toureau
Finnish Nucl.S.		P. Hiismäki					J. Laakonen

ENS NEWS

Co-opted

G. Delcoigne
(IAEA)

J. Lewins
(Newsletter)

G. Delcoigne (INEA)
W. Rudloff (ENS-ANS)
B. Adkins (OECD)

National News

In Italy, the State Committee for National Nuclear Energy (CNEN) has combined with the industrial organisation Nuovo Pignone to report agreement over two industrial developments. These are: to develop mechanical equipment for use in the reprocessing of irradiated fuel and secondly to develop compressors for uranium hexafluoride, used in the various stages of fuel element manufacture and treatment of uranium in gaseous form.

The Austrian referendum on nuclear power was carried out on 5 November, leading to a very close result on a modest poll of only 64%. The ballot went against the running of the new nuclear power station at Zwentendorf by the closest of margins, 50.5 to 49.5 %. It was thought at one time that this might lead to the resignation of Chancellor Kreisky but this has not occurred so far. It is interesting that voters in the immediate area voted for the nuclear plant and the overall rejection came on account of voters elsewhere, particularly near Vorarlberg which might have been the site of a waste disposal plant. The conversion of the completed nuclear plant to any other use will be extremely expensive and it is not known what action will be taken. The course of events in Austria has mirrored those in Sweden, including the unexpectedly large party political implication of the votes against nuclear energy.

It is reported that the Danish windmill at Ulfborg, designed by the TVIND College is subject to mechanical difficulties and is not providing the hoped-for power. When it is working, it is said to produce unacceptable television and radio interference in the neighbourhood.

The Torness site, Scotland, where the next AGR is due to be built, was scene of a peaceful 'sit in' by certain anti-nuclear power demonstrators who occupied a derelict cottage on site. After the intervention of the police, the remains of the cottage were demolished to make way for preliminary site work.

Fears have been expressed by certain parties in Italy as to the safety of the Caorso pressurised water nuclear reactor on the River Po, in an earthquake zone. The authorities counter the expressed fears, stating that an adequate shock loading was taken into account in the design stage.

News of Member Societies

ANNUAL REPORT OF THE BELGIAN SECTION OF THE ANS (1977/78)

The Sixth Annual Meeting, on the topic "National Nuclear Power Programs, Problems and Solutions" closed the 1976/77 season. It took place on June 8, 1977 at the Belgian Nuclear Center (SCK/CEN) - MOL.

This meeting was co-sponsored by the Societe Royale Belge des Ingenieurs et Industries and our Section. Eight invited speakers have participated covering topical matters: "Status of the Enrichment Industry", "Incidence of International Agreements concerning the Non-Proliferation of Nuclear Weapons on the Development of the Nuclear Fuel Cycle", "Is the Reprocessing of Spent Fuels a Technically Reliable Industry and a Justified Activity for Belgium?", "The Energy Problem in Belgium", "Nuclear Power Programme situation in Sweden", "Nuclear Power Programme in France", "Participation of Spanish Industry in the National Nuclear Programme".

During the 1977/78 season, the Section organised four evening conferences of interest to our members. Attendance ranged from 50 to 150 participants:

M. Toureau, member of EDF staff, presented on November 15, 1977, "Utilization des Rejets Thermiques".

Dr D Plaumbo, Director of Fusion Programme at the EEC, presented on December 13, 1977 "L'activitie Europeenne dans le domaine de la fusion thermonucleaire controlee".

Dr J R Dietrich, Chief Scientist at Combustion Engineering and President of the American Nuclear Society presented on February 7, 1978 "The Nuclear Fuel Cycle and Safeguards Question".

Professor Haefele, Director of the International Institute for Applied Systems Analysis presented on April 13, 1978 "Coal, Hydrogen and Nuclear Power: a new dimension".

INSTITUTION OF NUCLEAR ENGINEERS

The Annual Lecture to the Institution and its guests was given by Sir Hermann Bondi, Chief Scientist of the Department of Energy, at the Royal Society premises on 23 November. Sir Hermann spoke on Research and Development for Energy.

Dr J Lewins has been re-elected to a further year of office as President of the Institution.

ENS SUBSCRIPTION MEMBERS 1978

The following records the names of those companies, etc, who subscribed to ENS

ATEL	Atelier des Charmilles SA
Aare-Tessin AG für Elektrizität	Bernische Kraftwerke AG
ANSALDO MECCANICO-NUCLEARE	ELETTRONUCLEARE ITALIANA
Impianti Termici e Nucleari SpA	GESELLSCHAFT FUER KERNFORSCHUNG
BBC Aktiengesellschaft	HAHN-MEITNER-INSTITUT
Brown Boveri & Cie.	SA L'ENERGIE de l'OUEST-SUISSE
ENERGIE VERSORGUNG SCHWABEN AG	VEREINIGTE ELEKTRIZITAETSWERKE
HAMBURGISCHE ELEKTRIZITAETSWERKE AG	BAYERNWERKE AG
NECKARWERKE	NORDWESTDEUTSCHE KRAFTWERKE AG
SUISELECTRA	RHEINISCH-WESTFAELISCHES
BADENWERKE AG	Elektrizitätswerk AG
ISAR-AMPERWERKE	KERNFORSCHUNGSANLAGE JUELICH GmbH
PREUSSISCHE ELEKTRIZITAETS-AG	KRAFTWERK UNION AKTIENGESELLSCHAFT
TECHNISCHE WERKE DER STADT	
STUTTGART AG	
KRAFTWERK LEIBSTADT	

THE ENS DIARY : FUTURE EVENTS OF INTEREST
new entries are side-starred **

JANUARY

19

Autres Filières des Réacteurs non développés industriellement en France, a one day seminar, SFEN, 19 rue Blanche, Paris. **

29

Thermodynamics of Nuclear Materials, Julich. Sponsored by IAEA.

MARCH

15 - 16

Nuclear Symposium of Rome, sponsored by CNEN, ENEL and FIEN, Palazzo dei Congressi. For information, contact Dr Pietro Bullo, via Paisiello 26, Roma (tel 06/868291). **

APRIL

2 - 6

International Conference on Welding and Fabrication in the Nuclear Industry, London. Meeting arranged by BNES with co-sponsorship by Institution Mechanical Engineers, Institution of Metallurgists and the Welding Institute. Details from BNES.

MAY

6 - 9

European Nuclear Society Conference ENC 79 Hamburg (Secretary: KTG 5300 Bonn, 1 - Heusallee 10 Germany)

JUNE

3 - 8

Annual Meeting American Nuclear Society, Atlanta, Georgia USA.

5 - 7

International Conference on Irradiation Behaviour of Metallic Materials for Fast Reactor Core Components, to be held in Ajaccio, France. IAEA and ENS supported. Details from Commissariat à l'énergie atomique, Département de Technologie, BP 2, Gif-sur-Yvette, France.

AUGUST

13 - 17

SMiRT Five; the Fifth International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, Berlin.

Co-sponsored ANS and ENS Topical Meeting in Seattle, Washington, USA, on Fast Reactor Safety.

OCTOBER

23 - 25

Boiler Dynamics and Control in Nuclear Power Stations, Bournemouth, UK. Details from BNES.

Reactor Dosimetry Meeting, CNEN-CSN, Italy, I-0060

NOVEMBER

11 - 15

American Nuclear Society Winter Meeting, San Francisco, USA.

DECEMBER

A Nuclear Energy Day will be held in Milan sponsored by the Federation of Technical and Scientific Associations of Italy, CNEN, ENEL and FIEN. For information, contact Dr Giuseppe Basso, CNEN viale Regina Margherita 125, Rome (tel 06/85282541). **

1980

MARCH

26 - 30

La gestion sur place des dechets de reacteurs de puissance, a colloquium organised by IAEA and the OECD to be held in Zurich. **

MAY

Fourth International Conference on Pressure Vessel Technology, Institution Mechanical Engineers, London SW1H 9JJ, UK.

JUNE

8 - 13

American Nuclear Society Annual Meeting, Las Vegas.

SEPTEMBER

3 - 7

Ninth International Symposium on the Chemistry of Fluorine, University of Bordeaux, Avignon. **

NOVEMBER

16 -21

American Nuclear Society and Atomic Industrial Forum, Washington DC, USA.

Reports from Turkey suggest that open competition will be announced shortly for the design and construction tenders for her first nuclear power station to be built in the Icel region, relatively free of earthquake dangers.

STOP PRESS

January 31st 1979

Dr. Sigvard EKLUND. (Director-General, IAEA) will give the Presidential Lecture of the Institution of Nuclear Engineers at The Royal Society, London SW1 at 6.00 p.m., entitled "NUCLEAR ENERGY AND ITS INTERNATIONAL IMPLICATIONS"

KOTIMAAN TAPAHTUMIA

LOVIISA 1:N TILANNE

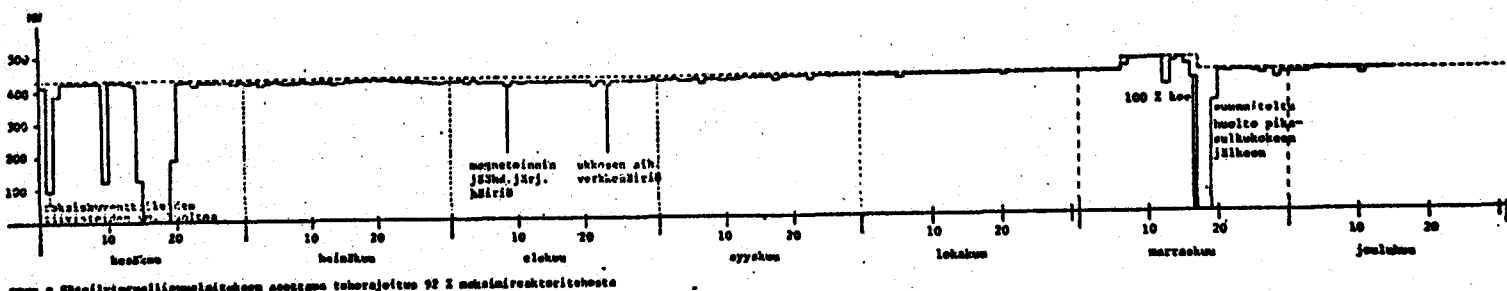
Edellinen tilanneraportti ATS-lehdessä kuvasi käyttöjaksoa 1.6.-30.9.1978. Jakson 1.6.-15.12.1978 käyttöhistoria on esitetty alla. Kuvassa on mukana edellinen jakso, koska siten näkyy kokonaisuudessa 150 vrk:n yhtämittainen ajo kesäkuun venttiilihuolloista aina 100 %:n pikasulkukokeeseen ja sitä seuraavaan kahden vuorokauden suunniteltuun huoltoseisokkiin saakka.

Lokakuussa laitos toimi suhteellisen hyvin. Aikakäytettävyys oli 100 % ja käyttökerroin 91,8 %, siis 99,75 % sallitusta 92 %:n tehosta. 0,25 %:n menetys jakautuu: 1/3 lauhdutintuubin tulppaus, 1/3 pääkiertopumpun pysähtyminen ja 1/3 muut kuten marginaali sallittuun tehoon ja pikkuhäiriöt.

Marraskuussa oli aikakäytettävyys 92,8 % ja käyttökerroin 86,4 % suhteessa kuukauden keskimääräiseen, 100 %:n tehotasoa vastaavaan tehoon 467 MW. Marraskuussa suoritettiin onnistuneesti takuukokeita ja 100 %:n tehotason kokeita 10 vrk:n ajan. Kokeen jälkeen ajettiin laitos "puolikuumaan" tilaan ja suoritettiin lukuisia huolto- ja korjaustöitä, jotka luonnollisesti olivat kertyneet liki viiden kuukauden yhtämittaisen ajon aikana. Lukumääräisesti eniten suoritettiin sekundääripuolen venttiilien tiivistys- ja toimilaitetöitä.

Joulukuun ensimmäinen puolisko sujui rauhallisesti ilman mainittavia käyttöhäiriöitä.

12 kk:n tuotanto 1.12.1977 - 1.12.1978 oli 3,167 TWh mikä vastaa käyttökerrointa 77,8 % (laskettuna 465 MW:sta)



LOVIISA 2:N TILANNE

Viimeiset laitetoimitukset, reaktorin sisälaitteet, reaktorin yläosa ja paineistin, saatiin laitokselle loka-marraskuun aikana. Näiden sisäänkuljetuksen jälkeen päästiin sulkemaan viimeisiä suuria asennusaukkoja betonirakenteissa, hitsaamaan lopullisesti umpeen terässuojakuorta sekä suorittamaan loppuun eräiden tärkeiden prosessijärjestelmien asennustyöt. Lisäksi on reaktorin sisälaitteille ja yläosalle tehty laajoja koeasennus- ja sovitustoimenpiteitä.

Reaktorilaitoksen puolella on viimeisten kuukausien aikana keskitytty siihen, että prosessijärjestelmät saataisiin valmiiksi pääkiertopiirin painekokeeseen ja huuhteluun, ns. "cold hydro"-kokeeseen. Tämä on edellyttänyt "cold hydro"-kokeeseen osallistuvien järjestelmien asennus-, laadunvalvonta- ja koekäyttötöiden suorittamista riittävään valmiuteen sekä ns. käyttöönottotarkastusten tekemistä. Itse "cold hydro"-koe aloitettiin 10.12.1978, ts. 3 viikkoa edellä voimassaolevasta pääaikataulusta, ja tavoitteena on painekoeosuuden suorittaminen ennen joulua. "Cold hydro"-kokeen jälkeen suoritetaan ns. ensimmäinen revisio ja sen jälkeen kuumakoe. Tavoitteena on tahdistus verkkoon laitoksen omaa höyryä käyttäen toukokuun 1979 lopussa.

Turpiinilaitoksen puolella tehtiin ensimmäiselle turbogeneraattorille onnistunut koeajo Loviisa 1:n höyryä käyttäen 26.11...4.12.1978 välisenä aikana. Ensimmäisen kerran oli generaattori verkossa 30.11. Toisen turbogeneraattorin osalta ovat käynnissä viimeiset asennus- ja koekäyttötöet tähtäimessä koeajo samoin Loviisa 1:n höyryllä.

Koeajon jälkeen suoritetaan turpiinilaitoksella pieneköjä viimeistelytöitä sekä prosessin ja koneiden konservointi odottamaan käynnistystä oman reaktorilaitoksen höyryllä.

Viimeisten laitetoimitusten ohella laitokselle saatiin marraskuussa myös 2 erää Loviisa 2:n polttoaineesta. Kolmas eli viimeinen erä saadaan vielä joulukuun aikana.

Työmaan vahvuus joulukuussa koekäyttöhenkilöstö mukailukien oli 1200 henkilöä, joista 450 oli neuvostoliittolaisia.

TILANNE OLKILUODOSSA

TVO I

Vuoden viimeisen neljänneksen alkaessa laitos oli valmis portaattain tapahtuvan tehonnoston edellyttämään koe-käyttöön. Pientehokokeet samoin kuin reaktorifysi-kaaliset kokeet vielä avoimella reaktoripaineastialla sujuivat häiriöttä ja reaktorin ja turbogeneraattorin yhteiskäyttö eli ns. etappi 3 voitiin aloittaa suunnitelmien mukaan.

Etappi 3:n aikana teho nostettiin noin 20 % portain aina 65 % reaktoritehoon saakka. Itse reaktorin toiminta oli häiriötöntä ja normaalia. Varsinaisia toimintahäiriöitä ei esiintynyt laitoksen muissakaan osissa, vaikka ilman yksittäisvikaantumisia tai laitekohtaisten suunnittelu-, valmistus- tai asennusvikojen esilletuloa ei selvitettykään. Näistä ehkä merkittävin oli suojarakennuksen ulkopuolisten höyryeristysventtiilien sallittujen sulkeutumisaikojen ylitykset, jotka kuitenkin korjautuivat varsin helposti. Laitoksen rauhallinen käyttäytyminen varsinkin jonkin verran ennakkojännitystä antaneiden turbogeneraattorin ja pääkiertopumppujen osalta oli positiivisesti yllättävää.

Etappi 3:n jälkeen ajettiin laitos kylmään seisokkiin turbiinilaakereiden tarkastusta varten. Samalla suoritettiin viimeistelytöitä laitoksen muissa osissa. Etappi 4:ään, jossa teho edelleen nostetaan portattain 100 %:iin, lähdettiin varsin luottavaisin mielin. Noin 80 % tehotasolla sattui kuitenkin laitoksella venttiilihäiriöitä, joiden johdosta laitos päätettiin ajaa alas ja korjata virhetoiminnat. Seisokin pituudeksi suunniteltiin 5-6 viikkoa ja sen aikana tehdään

myös jäämätyöt, jotka muuten olisi jätetty ensimmäiseen vuosirevisioon. Laitoksen käynnistäminen tapahtuu joulupyhien jälkeen.

TVO II

Asennustöiden pääosa on selvästi takanapäin ja laitos on siirtymässä käyttöönottovaiheeseen. Turbogeneraattoria lukuunottamatta asennukset ovat valmistuneet ja töiden pääpaino on putkistot turbiinia lukuunottamatta valmistuneet ja pääosiltaan myös rakennetarkastettu. Varsinaisista laiteasennuksista ovat viimeisinä valmistuneet reaktorin sisäosat, latauskone ja polttoainealtaiden telineet. Kaapelit on pääosin vedetty ja kytketty. Pääpaino sähkö- ja instrumentointiasennuksissa on ollut koestuksilla ja järjestelmien jännitteelliseksiottamisella.

Turbiinin roottorien tasapainoitukset aloitettiin marraskuussa ja nosturit saadaan heti vuodenvaihteen jälkeen Olkiluotoon.

Järjestelmien käyttöönotto alkoi lokakuun alussa ja on edennyt tasaisesti. Sekä käyttöönottoa että jo suoritettuja asennuksia on leimannut kaksoislaitokselle ominainen helppous ja sujuvuus, mikä toivottavasti jatkuu.

ENERGIAPOLITIIKAN NEUVOSTOLLE (EPN) TIEDOTUSJAOSTO

Energiapolitiikan neuvosto asetti 26.9.1978 jaoston laatimaan ehdotuksen neuvoston tiedotustoiminnan suuntaviivoiksi ja tiedotusyhteistyön järjestämiseksi KTM:n kanssa. Työn määräaika on 31.1.1979. Jaoston puheenjohtajana on neuvoston jäsen johtaja Arne Berner ja sihteereinä ylitarkastaja Taisto Turunen ja erikoistutkija Juha Kekkonen KTM:n energiaosastolta.

EPN:lla on tiedotusjaoston lisäksi aikaisemmin nimetyt ohjelma- ja tutkimusjaestot.

Lähde: Energiakatsaus 3/78

ENERGIA VUODEN 1979 BUDJETTIESITYKSESSÄ

Hallituksen esityksessä vuoden 1979 tulo- ja menoarvioksi ehdotetaan välittömästi energiatalouden kehittämiseen yhteensä 166 milj. markkaa kauppa- ja teollisuusministeriön ja sisäasiainministeriön hallinnonaloille. Lisäystä edellisestä vuodesta on 64 %. Mukana ei ole työvoimaministeriön kautta mahdollisesti kanavoitavia työllisyysvaroja, joiden merkitys kotimaisen energian käytön edistämässä on kuluvana vuonna ollut suuri. Erillisen ryhmän muodostavat myös sijoitusmenot valtion energiayhtiöihin ja liikelaitoksiin.

Poimintoina budjetin annista voidaan mainita varojen kasvu asuntojen lämpökorjauksiin, kotimaisen energian edistämiseen ja energiätutkimukseen sekä varojen vähentyminen maaseudun sähköistämiseen.

Varsinaisten energiamäärärahojen ohella energiatalouden kehittämistä edesauttaa välillisesti julkisin varoin rahoitettava rakennusten korjaustoiminta, tutkimus- ja informaatiotoiminta, turvallisuusvalvonta jne.

Budjetin tulopuolella valtion kassaa kartuttavat eri energiamuotojen kuluttajahintoihin sisältyvät verot yhteensä noin 2840 milj. markalla.

Lähde: Energiakatsaus 3/78

YDINTEKNIIKAN TUTKIMUS VUODEN 1979 BUDJETTIESITYKSESSÄ

Alla esitetään vierekkäin vuosien 1978 ja 1979 budjettiesityksien momentin 32.44.21 nimikkeet ja käyttösuunnitelmat:

1978	1979
44. Energiahuolto- ja tutkimukset	44. Energiatalous
44.21. Eräät energiahuollon tutkimus- ja valvontatoiminnan menot	44.21. Eräät energiahuollon tutkimus-, suunnittelu- ja valvontatoiminnan menot
Käyttösuunnitelma:	Käyttösuunnitelma:
Energiateknologian kehittämiseen sekä energian käytön tehostamiseen ja säästämiseen liittyvät tutkimukset 3 000 000	Energian säästötutkimus ja energiateknologian kehittäminen 6 500 000
Energiahuollon pitkän aikavälin suunnitteluun liittyvät tutkimukset 800 000	Kotimaisten energialähteiden tutkimus 3 700 000
Atomienergian perus- ja sovellutustutkimukset 2 600 000	Energiatalouden suunnitteluun liittyvät selvitykset 800 000
Ydinvoimalaitosten turvallisuusselvitykset.. 2 500 000	Atomienergian perustutkimukset ja erityissovellukset 1 400 000
Kotimaisen teollisuuden atomienergi alan tutkimus, kehitys- ja suunnittelutoiminnan edistäminen 3 000 000	Ydinvoimalaitosten turvallisuus- ja ympäristöanalyysit 2 100 000
Ydinpolttoaineen varmuusvarastointi- ja ydinjätteselvitykset 2 000 000	Reaktoriteknilliset tutkimukset 2 000 000
Atk- ja tilastopalvelut 200 000	Peltoaineteknilliset tutkimukset 800 000
Energiahuollon tutkimus- ja valvontatoimintaan liittyvät matkat 300 000	Polttoainekierto ja ydinjätehuoltoon liittyvät selvitykset 2 000 000
Muut energiahuollon tutkimus- ja valvontatoiminnan menot 300 000	Kotimaisen teollisuuden atomienergi alan tutkimus, kehitys- ja suunnittelutoiminnan edistäminen 2 400 000
Yhteensä 14 700 000	Atk- ja tilastopalvelut 200 000
	Energiahuollon tutkimus- ja valvontatoimintaan liittyvät matkat 300 000
	Muut energiahuollon tutkimus- ja valvontatoiminnan menot 300 000
	Yhteensä 22 500 000

1979 esitys	22 500 000
1978 menoarvio	14 700 000
1978 I lisämenoarvio	4 000 000
1977 tilinpäätös	14 523 100

Momentin nimi ja käyttösuunnitelman rakenne on muuttunut. Vuoden 1978 budjetti-esityksessä on ydintekniikan T&K-toiminnalle varattu yhteensä 10,1 Mmk ja vuonna 1979 vastaavasti 10,7 Mmk. Rahoituksen kasvu ei siten vastaa edes yleistä kustannustason nousua. Esitys on olennaisesti alempi kuin Atomienergianeuvottelukunnan ydintekniikan tutkimuksen runko-ohjelmassa esitetty (kts. ATS Ydintekniikka 3/1978, s. 26...34).

Käyttösuunnitelmista voidaan havaita, että vuonna 1978 lisämenoarviossa alkanut energian säästöön ja kotimaisiin energialähteisiin kohdistuvan tutkimusrahoituksen nopea kasvu jatkuu.

KTM ASETTI TYÖRYHMÄN OHJAAMAAN YDINJÄTETUTKIMUSTA

KTM on 20.10. asettanut työryhmän miniteriön avuksi ohjaamaan ja valvomaan ydinjätealan tutkimustoimintaa Suomessa. Työryhmän tulee erityisesti kiinnittää huomiota korkea-aktiivisen ydinjätteen huoltoon liittyvään tutkimustarpeeseen. Työryhmän tehtävänä on:

- 1) laatia ehdotus suunnitelmaksi Suomessa toteutettavan ydinjätetutkimuksen suuntaviivoista ja aikataulusta,
- 2) tehdä kauppa- ja teollisuusministeriölle esitys siitä, miten ydinjätetutkimuksen suorittaminen jaetaan yhtäältä voimayhtiön rahoittaman ja toisaalta valtion rahoittaman tutkimuksen kesken,
- 3) avustaa kauppa- ja teollisuusministeriötä voimayhtiöiden rahoittaman tutkimuksen ohjaamisessa ja valvomisessa,
- 4) antaa kauppa- ja teollisuusministeriölle lausunto voimayhtiöiden ministeriölle esittämistä kalenterivuoden aikana suoritettavaksi aiotusta tutkimustyöstä sekä suunnitelmien jatkuvasta ajantasalla pitämisestä,
- 5) seurata ulkomailla suoritettavaa ydinjätealan tutkimustoimintaa sekä
- 6) antaa kauppa- ja teollisuusministeriölle esityksiä ja lausuntoja muista ydinjätehuollon tarvitsemista toimenpiteistä ja niitä varten tarpeellisesta tutkimustoiminnasta.

Työryhmän puheenjohtaja on teollisuusneuvos Ilkka Mäkipentti KTM:stä. Sen jäsenet ovat professori Kalevi Kauranne geologisesta tutkimuslaitoksesta, professori Veikko Palva valtion teknillisestä tutkimuskeskuksesta, osastopäällikkö Olli Ojala sisäasiainministeröstä, osastojohdaja Anneli Salo säteilyturvallisuuslaitoksesta, professori Jorma K. Miettinen Helsingin yliopiston radiokemian laitokselta, osastopäällikkö Olavi Vapaavuori Teollisuuden Voima Oy:stä sekä diplomi-insinööri Mauri Kuuskoski Imatran Voima Oy:stä.

Työryhmän sihteeriksi nimettiin diplomi-insinööri Sakari Immonen kauppa- ja teollisuusministeriöstä sekä tekniikan tohtori Jorma Heinonen valtion teknillisestä tutkimuskeskuksesta.

Työryhmän tulee saada työnsä päätökseen vuoden 1980 loppuun mennessä. Työryhmän tulee kuitenkin antaa väliraportti kohdissa 1 ja 2 edellytettyjen suunnitelman ja esityksen osalta helmikuun loppuun 1979 mennessä.

ENSIMMÄINEN NUKLEAARINEN JÄÄHDYTTEEN-
MENETYSKOE LOFT-REAKTORILLA SUORITETTIIN



NEWS RELEASE
December 11, 1978

The first in a series of nuclear loss-of-coolant experiments was conducted December 9, 1978 at 10:06 p.m. MST by EG&G Idaho, Inc. in the Loss of Fluid Test Reactor (LOFT) at the Department of Energy's Idaho National Engineering Laboratory.

The announcement was made jointly by N.C. Kaufman of EG&G, Idaho, J. E. Solecki of the Department of Energy and G. D. McPherson of the Nuclear Regulatory Commission.

Purpose of the experiment was to aid in assessing computer models used to predict the consequences of loss-of-coolant accidents hypothesized for commercial nuclear power plants. The test, designated LOCE 2-2, simulated a total rupture of a primary coolant pipe in a commercial reactor operating at about 65 percent of its normal maximum power density. A measure of the models' accuracy will be obtained by comparing measured data from the test with predictions made by the models before the simulated accident.

The test was conducted as planned and all systems operated properly. Preliminary results indicate good agreement for pressures and flows and for plant fluid temperatures. However, the actual temperatures for the hottest fuel pins were less than predicted. It is believed that these cooler temperatures are the result of conservative heat transfer assumptions made for this power level. Hence, it is possible that the same predictive models will prove more accurate for future tests at higher power levels.

The experiment began when two large valves were opened in about 18 thousandths of a second, simulating the instant tearing of the primary coolant pipe. Steam and water were rapidly discharged through the valve into a tank where the steam was condensed. Then the Emergency Core Cooling System automatically activated, injecting emergency coolant into the reactor to cool the reactor core.

The LOFT reactor (55-megawatt thermal) is the largest facility in the Nuclear Regulatory Commission's program of confirmatory research, and the only nuclear reactor system in the world performing integrated loss-of-coolant experiments.

During the past 32 months, a series of five other experiments were successfully completed during which no nuclear heat was generated. This latest experiment was the first to be performed with an operating nuclear core. About one thousand instruments recorded pressures, fuel-rod temperatures, coolant flow rates, and the time required for reflooding the core with emergency coolant to keep the nuclear fuel cooled.

Austrian, Dutch, Finnish, German, Japanese, and Swedish scientists on assignment to the INEL, observed the experiment and will assist in the detailed analysis of test data during the next several months. Approximately 160 people including DOE, NRC, and EG&G officials witnessed the test.

Future experiments in LOFT at the same or higher power levels will deal with a variety of pipe break sizes and locations and with alternate emergency cooling systems. The test series is expected to continue into the 1980's.

LOFT-projektia on kuvattu tarkemmin H. Holmströmin kirjoituksessa ATS Ydintekniikka 1/78 s. 31...40 sekä M. Ojasen Ydinpolttoainepäivä 78 -esityksen tiivistelmässä toisaalla tässä lehdessä.

Valtion teknillinen tutkimuskeskus osallistuu LOFT-projektiin pohjoismaisten ydintutkimuslaitosten ryhmän jäsenenä. VTT:llä on projektissa Idaho Fallsissa oma edustaja. Lisätietoja antaa L. Mattila VTT:n ydinvoimatekniikan laboratorion, puh. 648 931.

SUOMEN VOIMALAITOSYHDISTYS RY:N YDINVOIMAN INFORMAATIOJAOSTON
TOIMINNASTA

¹
Tarkoitus ja tehtävät

Suomen voimalaitosyhdistys ry:n (SVY) hallitus asetti kokouksessaan 8.11.1972 ydinvoiman informaatiojaoston. Jaoston tarkoituksena on antaa ydinvoimasta positiivisessa hengessä tapahtuvaa todenmukaista ja asiallista informaatiota noudattaen yhdistyksen toimintaa koskevia sääntöjä, ohjeita ja periaatteita. Tarkoituksen toteuttamiseksi jaosto

- seuraa ydinvoimaan liittyvää informaatiotoimintaa sekä Suomessa että ulkomailla,
- harjoittaa informaatiotoimintaa erilaisten esitysten, julkaisutoiminnan, tiedotus- sekä neuvontatoiminnan avulla,
- kerää, muokkaa, valmistaa ja säilyttää aineistoa tiedotustoimintaansa varten,
- ei harjoita liiketoimintaa.

²
Jäsenet

Jaoston jäsenet nimeää SVY:n hallitus. Uusiksi jäseniksi SVY:n hallitus voi hyväksyä vain jaoston esittämät ydinvoima-alalla toimivat SVY:n jäsenet. Kukin jäsen nimeää edustajansa jaostoon. SVY:n sihteeri osallistuu yhtenä edustajana jaoston toimintaan edustuen jaostossa SVY:n hallitusta ja toimii samalla jaoston sihteerinä.

Jaoston jäsenet ja niiden edustajat ovat tällä hetkellä:

Helsingin Seudun Lämpövoima Oy	Jorma Eulenberger
Imatran Voima Osakeyhtiö	Klaus Raninen
Teollisuuden Voima Oy	Ami Rastas
Jaoston sihteeri	Matti Koskinen

³
Toiminnan rahoitus

Jaoston toiminnan rahoittamiseksi SVY perii jaoston jäseniltä maksuja jäsenten vuosittain hyväksymän talousarvion ja toimintasuunnitelman mukaisesti.

Jaoston menot jaetaan jäsenten sopimalla tavalla. Budjetti vuodelle 1978 oli 150 000 mk.

4

Toimintamuodot viime aikoina

Viimeaikaisesta toiminnasta voidaan mainita seuraavaa.

Jaosto on seurannut ydinvoiman ympärillä käytävää lehtikirjoittelua Suomessa. Seurannan perusteella laaditaan määräajoin tilannearvio, josta ilmenee lehtikirjoitusten lukumäärä aihepiireittäin sekä kirjoitusten yleissävy. Viimeisin tilannearvio kattaa ajanjakson tammi-kesäkuu 1978.

Sanomalehtiin on pyritty järjestämään ydinvoimaa käsitteleviä artikkeleja. Tämä toiminta ei kuitenkaan ole viime aikoina ollut kovin tuloksellista. Halukkaitten kirjoittajien löytäminen on osoittautunut varsin vaikeaksi.

Jaosto on järjestänyt esitelmätilaisuuksia julkisen sanan edustajille sekä poliittisille piireille. Tänä vuonna on pidetty neljä lehdistölounasta. Niissä on käsitelty seuraavia aiheita:

- säteilyn geneettiset vaikutukset,
- ydinpolttoaineen kansainvälinen kauppa- ja ydinasekysymys,
- voimayhtiöiden ydinjätteselvitys,
- ydinvoimalaitoksen ei-radiologiset ympäristövaikutukset.

Kokemukset lehdistölounaista ovat positiivisia. Tilaisuuksien jälkeisinä päivinä on ilmestynyt usein runsaastikin lehtikirjoituksia, joissa pidettyjä esitelmiä on referoitu useimmiten asiallisesti. Myös radion ja television uutis- ja ajankohtaislähetyksissä on tilaisuudet yleensä huomioitu.

Eduskunnan valtiovarainvaliokunnalle on järjestetty voimayhtiöiden (IVO ja TVO) kesäkuussa 1978 julkistamaa ydinjätteselvitystä käsittelevä esitelmätilaisuus. Vastaavanlainen tilaisuus on tarkoitus järjestää lähiaikoina eri puolueiden puoluesihteereille ja energia-asiantuntijoille.

Jatkona aikaisemmalle julkaisutoiminnalleen jaosto on valmistellut energiahuoltoa yleisesti esittelevää kansantajuista kirjasta, jossa tuodaan esiin ydinenergian tarpeellisuus. Kirjasen tekemistä on jossain määrin viivytetty senvuoksi, että on olemassa samaa aihepiiriä sivuavia kirjahankkeita myös muilla tahoilla, ja on pyritty välttämään päällekkäisyyttä.

5

Tuleva toiminta

Jaosto tulee noudattamaan tulevaisuudessa samoja toimintalinjoja kuin tähänkin asti. Tärkein toiminnan laajuuteen vaikuttava tekijä on käytettävissä oleva raha. Toinen lähes yhtä tärkeä rajoittava tekijä on se, että jäsenten edustajat toimivat jaostossa oman varsinaisen toimensa ohella.

YDINPOLTTOAINEPÄIVÄ 78

Valtion teknillinen tutkimuskeskus järjesti Atomienergianeuvottelukunnan ydinpoltttoainejaoston toimeksiannosta 19. joulukuuta 1978 ydinpoltttoainealan informaatiopäivän. Päivän tarkoituksena oli antaa yleiskuva ydinpoltttoainealan toiminnasta Suomessa sekä tuoda esiin tulevan toiminnan suunnitteluun vaikuttavia näkökohtia. Oheisena julkaistaan tiivistelmät lähes kaikista päivän aikana esitetyistä raporteista. Tilaisuuteen osallistui yli 50 henkeä, joten tällaisen kokoontumisen tarve tuntuu ilmeiseltä.

Tilaisuuden ohjelma oli seuraava:

Tilaisuuden avaus
O. Vapaavuori/TVÖ

Ydinpoltttoaineen viranomaiskäsittelyä koskevia näkökohtia
A. Vuorinen/STL

Ydinjätehuollon järjestämisen nykytilanne Suomessa
(ei tiivistelmää)
I. Mäkipentti/KTM

INFCE-selvitystyön nykytilanne
P. Silvennoinen/VTT

Katsaus ydinpoltttoainealan tutkimustyön maailmantilanteeseen
M. Ojanen/VTT

Ydinpoltttoaineen käyttöön liittyvä tutkimus- ja palvelutoiminta VTT:ssä
(KTM-rahoitetut projektit)
L. Mattila/VTT

Osallistuminen kansainvälisiin yhteisprojekteihin
(Halden-projekti, Inter-Ramp ja Over-Ramp -projektit)
S. Kelppe ja M. Ojanen/VTT

Poltttoainesauvojen kestävyys, PCI-ilmiö, kokemuksia ja kokeita
E. Patrakka/TVÖ

Imatran Voima Oy:n kokemuksia ydinpoltttoaineen käytöstä
R. Teräsvirta/IVO

Teollisuuden Voima Oy:n poltttoainetoimitukset ja valmistuksen valvonta (ei tiivistelmää)
E. Patrakka/TVÖ

Loppukeskustelu ydinpoltttoainekierto on liittyvästä tutkimus- ja kehitystarpeesta Suomessa
Puheenjohtajana J. Forstén

Ydinpolttoainepäivä 78

1978-12-19

A. Vuorinen

H. Koponen

YDINPOLTTOAINEEN VIRANOMAISKÄSITTELYÄ KOSKEVIA NÄKÖKOHTIA

I POLTTOAINEEN HANKINTA

- Hankintasopimukset tehtävä sellaisiksi, että ne mahdollistavat esteettömän viranomaisten ja voimayhtiöiden toiminnan
- Hankintasopimuksissa edellytettävä saatavaksi polttoainetta koskevat asiakirjat (laskut, koetulokset, käyttökokemukset) polttoaineen turvallisuuden arvioimiseksi
- Hankintasopimuksissa edellytettävä noudatettavaksi hyväksytyjä laadunvarmistusperiaatteita ja taattava mahdollisuus viranomaisten ja voimayhtiöiden omakohtaiseen valvontaan
- Hankintasopimusten teon yhteydessä selvitettävä käytettyä polttoainetta koskevat asiat
- Hankintasopimuksilla taattava jatkuva tietojen saanti valmistajan käytettyä polttoainetta koskevista seuranta-tutkimuksista
- Safeguards-valvontaa koskevat asiat otettava huomioon hankintasopimuksissa

II POLTTOAINEEN TEKNINEN HYVÄKSYTTÄVYYS

1 Hyväksymismenettely

- Ennakkotarkastus

Alkulatauksen osalta ennakkotarkastusaineisto sisältää turvallisuutta koskevat laskut, käyttökokemukset ja kokeelliset tutkimustulokset sekä valmistusta koskevat asiakirjat (spesifikaatiot, piirustukset, laadunvarmistus ja -valvonta)

Vaihtolatauksen osalta (saman valmistajan ollessa kyseessä) ennakkotarkastusaineisto keskittyy valmistusta koskeviin asiakirjoihin sekä mahdollisten muutosten perusteluihin

- Valmistuksen valvonta
 - Valmistuksen seuranta
 - Laadunvalvonnan tulosaineiston tarkastus, valmistus- ja laadunvalvontamenetelmien arviointi
- Vastaanottotarkastukset
 - Polttoainenippujen tarkastuksen valvonta laitospaikalla
 - Asiakirjojen (sertifikaatit, laadunvalvonnan tulosaineisto) tarkastus

2 Polttoaineen käytön valvonta

- Käyttöolosuhteiden seuranta
- Käytetyn polttoaineen tarkastukset ja tutkimukset
- Valmistajalta ja muilta samanlaista polttoainetta käyttäviltä organisaatioilta saatavat tiedot
- Vaihtolatausta seuraavaa käyttöjaksoa koskevat selvitykset polttoaineen käyttäytymisestä

3 Turvallisuusseloste

- Polttoainetta koskevat selvitykset
- Onnettomuusanalyysit

4 Polttoainetta koskeva laadunvarmistuskäsikirja (voimayhtiöt)

- Käsikirja sisältää polttoaineen hankinnan sekä suunnittelun, valmistuksen, kuljetusten, käsittelyn ja käytön valvonnan

III SAFEGUARDS-VALVONTA JA TURVAJÄRJESTELYT

1 Safeguards-valvonta

- STL toimii kansallisena ydinmateriaalien valvontaviranomaisena

- Suomen tekemät sopimukset asettavat Suomelle lukuisia velvoitteita
 - Kirjanpito ja valvonta
 - Raportointi
 - Maastavientilupa jne.
- Ydinteknologiaa vievien maiden asettamat vaatimukset kiristyneet huomattavasti viime vuosina
- Ydinmateriaalin haltijat laativat ydinmateriaalien kirjanpitoa ja valvontaa koskevat käsikirjat, jotka STL tarkastaa ja joihin pyritään sisällyttämään kaikki kyseistä ydinmateriaalia koskevat velvoitteet

2 Turvajärjestelyt

- Kohteena polttoaine ja laitokset
- STL tarkastaa turvasuunnitelmat ja seuraa niiden toteuttamista
- Suomen tekemiin viimeisiin bilateraalisiin sopimuksiin sisältyy turvajärjestelyjä koskevia vaatimuksia
- Turvajärjestelyjä koskeva kansainvälinen sopimus tekeillä

IV KÄYTETTY POLTTOAINE

- Atomienergia- ja säteilysuojalainsäädäntöjen mukaan tulisi olla varmistettuna turvallinen menettelytapa ennen kuin lupa jätettä synnyttävään toimintaan annetaan
- Loviisa I laitoksen käyttöilupäätöstä tehtäessä oli Suomen valtuuskunnan ja Neuvostoliiton atomienergian käytön valtionkomitean tekemä pöytäkirja, jossa sovittiin siitä, että neuvostoliittolaiset järjestöt ovat valmiit ottamaan Loviisan voimalaitoksen käytetyn polttoaineen takaisin
- TVO I laitoksen käyttöilupäätöstä tehtäessä oli varmistettu mahdollisuus varastoida käytettyä polttoainetta lyhytaikaisesti polttoainealtaissa sekä tehty alustava suunnitelma erillisestä käytetyn polttoaineen varastosta
- Tavoitteena tulisi olla käytetyn polttoaineen poisvienti Suomesta

- Tulisi kehittää riittävä tekninen valmius, säännöstö ja organisaatio huolehtimaan ydinjätehuollon varmistamisesta

V KÄYTETYN POLTTOAINEEN TARKASTAMINEN JA TUTKIMINEN

- STL:n toimesta perustettiin 1978-05-24 asiantuntijatyöryhmä selvittämään käytetyn polttoaineen tarkastamista ja tutkimista koskevia toimenpiteitä
- Työryhmä saanee työnsä päätökseen tänä vuonna; harkintansa mukaan STL tulee käyttämään työryhmän antamia suosituksia hyväkseen arvioidessaan voimayhtiöiden toimenpiteitä
- Alustavasti voidaan todeta, että työryhmä on kiinnittänyt huomiota seuraaviin seikkoihin:
 - Polttoaineen käyttöä ja jäädytteen tilaa tulee seurata järjestelmällisesti
 - Polttoainesauvojen, -nippujen ja -koteloiden visuaalisia tarkastuksia tulee varautua tekemään
 - Polttoainenippujen vuototestejä tulee varautua tekemään
 - Polttoainesauvojen, -nippujen ja -koteloiden mittatarkastuksia sekä muita ainetta rikkomattomia ja ainetta rikkovia tarkastuksia tulee varautua tekemään
 - Kansainvälisissä polttoainetta koskevissa tutkimuksissa saavutettavat tulokset tulee pyrkiä hankkimaan Suomeen
 - Polttoaineen varastointiolosuhteita tulee seurata järjestelmällisesti
 - Vaurioituneen polttoaineen varastointia koskevat seikat tulee selvittää
 - Tulee selvittää, mitkä toimenpiteet ovat tarpeen polttoaineen eheyden ja kestävyuden seurantaan pitkäaikaisvarastoinnissa
 - Käytetyn polttoaineen varastoinnista saatavia kansainvälisiä kokemuksia tulee seurata



INFCE

TARKOITUKSENA ON ARVIOIDA ERI POLTTOAINEKIERTOJA JA NIIDEN VAIKUTUKSIA YDINASEIDEN LEVIÄMISUHAN, TURVALLISUUDEN JA KUSTANNUSTEN KANNALTA. TEKNISTEN RATKAISUJEN OHELLA JA ERITYISESTI NIIDEN PUUTTUESSA PYRITÄÄN TYÖSSÄ MYÖS IDENTIFIOIMAAN NE KANSAINVÄLIS-JURIDISET JÄRJESTELYT, JOILLA PROLIFERAATIOUHKA VOIDAAN VÄHENTÄÄ.

SUOMEN OSALLISTUMISESTA INFCE:EN VASTAA SEN TEKNISILTÄ OSILTA KTM, JOKA ON DELEGOINUT TYÖRYHMIIN OSALLISTUMISEN VTT:LLE. SUOMEN AKTIIVINEN OSALLISTUMINEN TYÖRYHMIEN OSALTA ON KESKITETTY TYÖRYHMIIN 6 JA 7.

INTERNATIONAL NUCLEAR FUEL CYCLE EVALUATION (INFCE)

ORGANIZING CONFERENCE OCTOBER 19-21, 1977

PLENARY CONFERENCES NOVEMBER 27-29, 1978

 FEBRUARY 25-29, 1980

TECHNICAL CO-ORDINATING COMMITTEE

WORKING GROUPS

1. FUEL AND HEAVY WATER AVAILABILITY
CANADA, EGYPT, INDIA
2. ENRICHMENT AVAILABILITY
FRANCE, FEDERAL REPUBLIC OF GERMANY, IRAN
3. ASSURANCES OF LONG-TERM SUPPLY OF TECHNOLOGY,
FUEL AND HEAVY WATER AND SERVICES IN THE INTEREST OF
NATIONAL NEEDS CONSISTENT WITH NON-PROLIFERATION
AUSTRALIA, PHILIPPINES, SWITZERLAND
4. REPROCESSING, PLUTONIUM HANDLING, RECYCLE
JAPAN, UNITED KINGDOM
5. FAST BREEDERS
BELGIUM, ITALY, USSR
6. SPENT FUEL MANAGEMENT
ARGENTINA, SPAIN
7. WASTE MANAGEMENT AND DISPOSAL
FINLAND, NETHERLANDS, SWEDEN
8. ADVANCED FUEL CYCLE AND REACTOR CONCEPTS
REPUBLIC OF KOREA, ROMANIA, USA

ARVIOINTISUUREET

- RAAKAENERGIAVAROJEN KÄYTTÖ
- YMPÄRISTÖVAIKUTUKSET
- TURVALLISUUS- JA TERVEYSVAIKUTUKSET
- KUSTANNUKSET
- YDINASEIDEN LEVIÄMISUHKA
- TEKNINEN KEHITYSASTE
- TEKNOLOGIAN KEHITYSTARVE

- KANSAINVÄLIS-JURIDISET KYSYMYKSET

- KEHITYSMAIDEN TARPEET

	LWR		FBR	HWR			HTR
	KERTA- KÄYTTÖ	Pu- KIERRÄTYS		KERTA- KÄYTTÖ	Pu- KIERRÄTYS	U-Th KIERTO	U-Th KIERTO
RAAKAURAANI JA -TORIUM	1	1	(1)	1	1	1	1
VÄKEVÖINTI	2	2	-	(2)	(2)	2	2
REAKTORI	8*	(8)*	5	8*	8	8	8
VÄLIVARASTOINTI	6	6	5,6	6	6	6	6
JÄLLEENKÄSITTELY	-	4	4,5	-	4		
LOPPUSIJOITUS	7	7	5,7	7	7	7	7

* PARANNUKSET NYKYTEKNOLOGIAN KANNALTA

HAJAPOIMINTOJA TYÖRYHMIEN OHJELMASTA

1. UUSI PUNAINEN KIRJA
1990 374-460 GW
2000 850-1200 "
2025 1800-3900 "
2. VÄKEVÖINNIN KAPASITEETTIENNUSTEET
INVESTOINTIRATKAISUT
TARJONNAN VAPAUS
UUDET VÄKEVÖINTITEKNOLOGIAT
3. TALOUDELLISET MEKANISMIT
KANSAINVÄLISET SOPIMUSJÄRJESTELYT
TOIMITUSTAKUUT
POLTTOAINEPANKKI
4. TARVE/TARJONTA
NYKYTEKNOLOGIA
PLUTONIUM
5. COPROCESSING, SPIKING, ETC.
GCFR
TORIUMHYÖTÄJÄT
6. VARASTOTILANTARVE
KEHITTEILLÄ OLEVAT TEKNIIKAT
KÄYTETYN POLTTOAINEEN KULJETUKSET
7. JÄTEKERTYMÄ ERI REAKTORITYYPEILLE
JÄTTEIDEN KIINTEYTYS JA KÄSITTELY
LOPPUSIJOITUSPAIKAT SUOLA, KALLIO
ESIINKAIVUURISKI
8. LWR, HWR SYÖTTÖERIEN LISÄYS
PALAMAN "
HILAMUUTOKSET
COSHARING
COASTDOWN
TH
HTR LEU, MEU, HEU



KATSAUS YDINPOLTTOAINEALAN TUTKIMUSTYÖN MAAILMANTILANTEeseen

1 LÄNSIMAISIA KÄYNNISSÄ OLEVAT LOCA TUTKIMUKSET

- Out-of-pile kokeet
USA, BRD, Japani
- Säteililytetyn Zircaloy:n mekaaniset ominaisuudet
- In-pile kokeet
 - Sauvan pituus \leq 1 m
 - PBF (USA) 91 cm (esisät.)
 - PHEBUS (Ranska) 80 cm (ei palamaa)
 - FR-2 (BRD) 50 cm
 - BR-3 (Belgia) 78 cm
 - Sauvan pituus \leq 2 m
 - LOFT (USA) 1,68 m (pieni palama)
 - HALDEN (Norja) 1,50 m
 - ESSOR (Italia) 1,5 - 2 m
 - Täysipitkät sauvat
 - NRU Canada 16 - 32 sauvaa
 - palaman funktiona

2 NRC:N POLTTOAINEEN TURVALLISUUSTUTKIMUS

- Fission tuotteet: jälkilämpö
 - fission tuotteiden vapautuminen UO_2 :sta ja polttoainesauvasta
 - fission tuotteiden kulkeutuminen primaari-piirissä ja suojarakennuksessa
- Zircaloy-seosten mekaaniset ominaisuudet
- Sydämen sulaminen
- Out-of-pile LOCA-kokeet

- LOFT (loss of fluid test)
- PBF (power burst facility)
- Polttoaineen käyttäytymismallien kehittäminen ja verifiointi

2.1 PBF (Power Burst Facility)

- Reaktorin vakio-teho 28 MW
- "Shaped burst" n. 1000 MW
- "Natural burst" n. 2750 GW
- Avoin allasreaktori, jossa koelooppi
- Loopin paine, lämpötila ja virtausolosuhteet säädettävissä
- Reaktorin sydän $\varnothing = 1,3$ m, $h = 0,9$ m
- Loopin sisä $\varnothing = 12$ cm
- Koe-elementissä voidaan simuloida mahdollisia onnettomuus-tilanteita

TFBF (PBF) program

- Power cooling mismatch
- Irradiation effect
- Loss of coolant accident
- Gap conductance
- Reactivity initiated accident
- Inlet flow blockage

2.2 LOFT (loss-of fluid test)

Päätavoitteet:

- LOCA:a kuvaavien tietokonemallien käyttökelpoisuuden ja riittävyyden arviointi
- Mahdollisten odottamattomien ilmiöiden tutkiminen ja niitä kuvaavien mallien kehittäminen

- Käyttökokemusten hankinta tietokoneohjelmista
- Häätäjäähdytyskriteerien käyttökelpoisuuden ja riittävyyden testaus

Projekti aloitettu 1963

Koeohjelma käynnistetty 1976 lopulla

- Vuotuiset kustannukset n. 30 - 40 M\$
- Suunniteltu jatkuvaksi ainakin 1980-luvun puoliväliin

2.3 LOFT koereaktori

- Integroitu PWR simulointi
- 55 MW (t)
 - Ø = 0,6 m
 - h = 1,7 m
 - 15 x 15 niput

LOFT koesarjat

- L 1 sarja (ei nukleaariset kokeet)
 - 5 koetta suoritettu
 - Koejärjestelmän käyttökelpoisuus osoitettu laskentamallien antamat tulokset verifioitu
- L 2 sarja (1979 - 80)
 - Nukleaarisia kokeita eri tehotasoilla
 - Päittäinen suurimman primaariputken katkeaminen
 - Nukl. / ei nukl. kokeiden vertailu
- L 3, L 4 ja L 5 sarjoista ensin yksi koe kustakin, tarpeen mukaan lisää
 - Erilaisia jäähdytteenmenetys- ja muita onnettomuuksia

3 SAKSAN LIITTOTASAVALTA

PNS (Projekt Nukleare Sicherheit)

- Fissionituotteiden vaikutus Zircaloy-suojakuorten ominaisuuksiin onnettomuustilanteissa
- Sydämen sulamiseen liittyvät simulointikokeet
- FR 2 reaktorissa suoritettut in-pile kokeet sauvojen käyttäytymisen selvittämiseksi onnettomuustilanteissa

4 RANSKA

CEA:n kokeet Phebus-reaktorissa:

- Integroituja LOCA kokeita
 - Westinghouse tyyppinen PWR polttoaine
 - Polttoaineen käyttäytyminen LOCA:n eri vaiheiden aikana
- Tietokoneohjelman verifiointi

5 MUU POLTTOAINETEKNINEN TUTKIMUS

5.1 PCI tutkimukset

- OECD:n Halden projekti
- Studsvikin IR, OR ja Demoramp -projektit
- KFA ja KWU/CE:n kokeet (HFR Petten)
- CEA-CEN:n kokeet (OSIRIS ja SILOE)
- Englantilaisten kokeet SGHWR:lla
- Belgonucleaire kokeet BR 3 reaktorilla (Mol)
- EPRI:n tutkimusohjelmat (yhteistyössä valmistajien kanssa)
- Polttoaineen valmistajien omat tutkimusohjelmat

5.2 High burnup effects

(Battelle Pacific Northwest Laboratories)

Benefits include:

- Lower fuel cycle costs

- Slightly less separative work
- Facilitates longer cycle length
- Less spent fuel
- Resource conservation
- Less net plutonium produced

Disadvantage:

Increased cost of premature fuel failure

Technical issues associated with high burnup:

- In-core management design
- Pellet-cladding interaction
- Fission gas release and internal fuel rod pressure
- Corrosion and hydriding
- Dimensional and structural changes

VTT osallistuu esiprojektin tyypiseen projektin ykkösvaiheeseen. Ykkösvaiheen tuloksista riippuen selvitetään mahdollisuuksia osallistua myöhempisiin vaiheisiin.



YDINPOLTTOAINEEN KÄYTTÖÖN LIITTYVÄ TUTKIMUS- JA
PALVELUTOIMINTA VTT:SSA

JULKISRAHOITTEINEN YDINTEKNIIKAN T & K -TOIMINTA
SUOMESSA V. 1977*

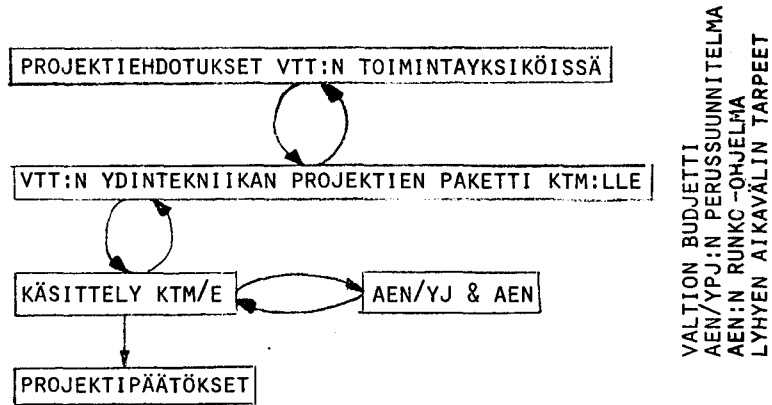
	KMK
1. PERUSTUTKIMUS JA ERITYISSOVELLUTUKSET	3217
2. TURVALLISUUS- JA YMPÄRISTÖVAIKUTUS- TUTKIMUKSET	4709
3. REAKTORITEKNOLOGIA JA JÄRJESTELMÄ- TUTKIMUKSET	5054
4. YDINVOIMALAITOSTEN KÄYTTÖ	1201
5. <u>POLTTOAINETEKNOLOGIA</u>	<u>1547</u>
6. POLTTOAINEKIERRON VARMISTAMINEN JA YDINJÄTEHUOLTO	<u>1844</u>
YHTEENSÄ	17572

*ATOMIENERGIANEUVOVELUKUNNAN RAPORTTI "YDINTEKNIIKAN
TUTKIMUKSEN RUNKO-OHJELMA VUOSILLE 1979...1983".
KESÄKUU 1978, KTM/E C:6

- TOIMINNAN SUUNNITTELUN TAUSTANA AEN/YDINPOLTTOAINEJAOSTON SYKSYLLÄ 1977 VALMISTELEMA

"YDINPOLTTOAINEKIERTOON LIITTYVIEN SELVITYSTÖIDEN
PERUSSUUNNITELMA SUOMESSA VUOSILLE 1977-1979"

- JATKO-OHJELMA VUOSILLE 1980-1983 LAADITTAAN KEVÄÄLLÄ 1979
- PROJEKTIEHDOKSET VTT:N TOIMINTAYKSIKÖISSÄ



POLTTOAINETEKNIIKAN PROJEKTIT VTT:SSA V. 1978

<u>YDINVOIMATEKNIIKAN LABORATORIO</u>	LAAJUUS HTV
◦REAKTORIANALYYSIPROJEKTI	4,5 (+4)
◦POLTTOAINEMALLIPROJEKTI	3,8
◦YDINPOLTTOAINEKIERTOON LIITTYVÄT SELVITYKSET JA INFCE-PROJEKTI	4,3
(◦KÄYTETYN YDINPOLTTOAINEEN PITKÄAIKAIS- VARASTOINTI	1,5)
(◦ONNETTOMUUSANALYYSIPROJEKTI	14,4)
YHTEENSÄ	12,6(+19,9)

METALLILABORATORIO

◦YDINPOLTTOAINEMATERIAALIT	2,5
YHTEENSÄ	15,1 HTV



YDI

1978-09-15

REAKTORIANALYYSIPROJEKTI

ALKANUT 1968

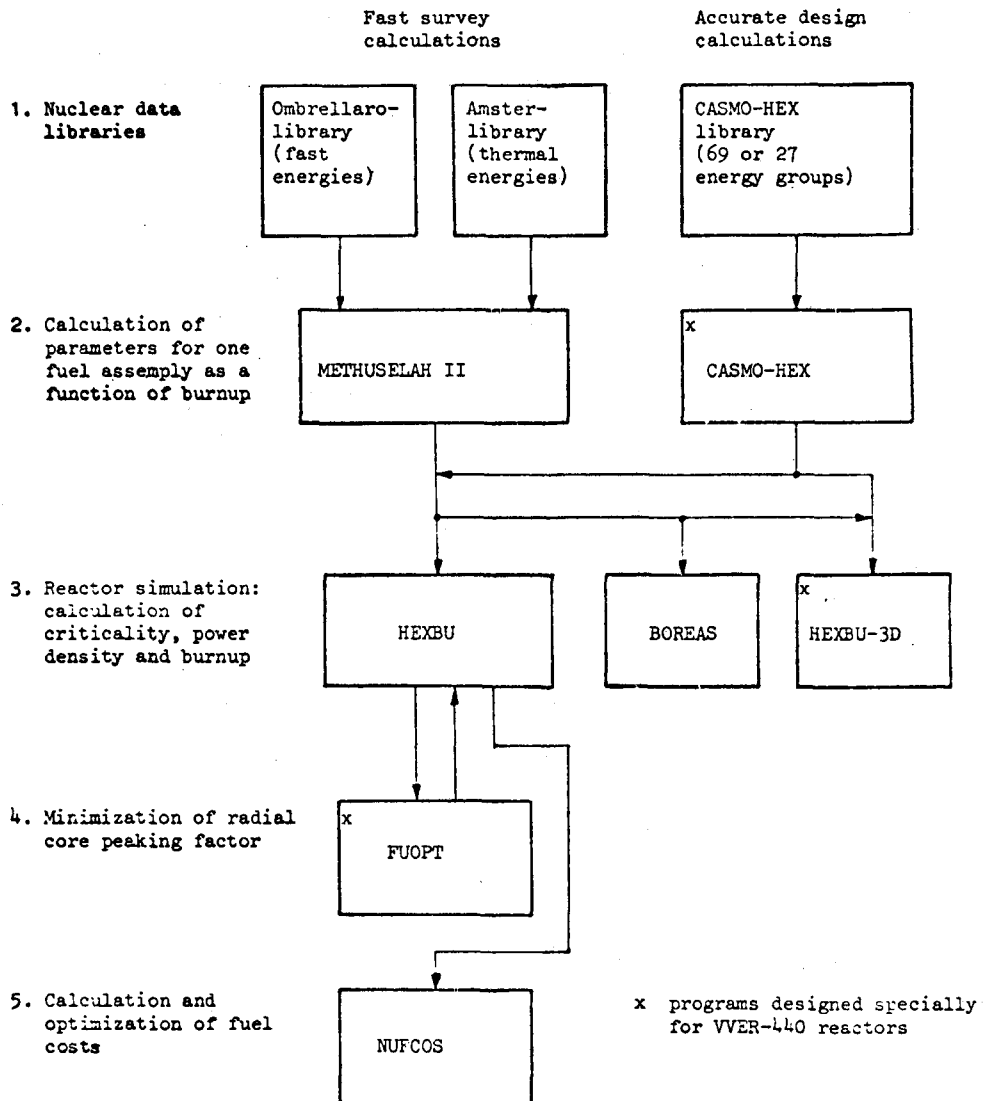
LAAJUUS 1978: 8,5 HTV

- POLTTOAINEEN KÄYTÖN SUUNNITTELUSSA (FUEL MANAGEMENT) PYRITÄÄN TURVALLISUUSRAJOJEN PUITTEISSA TALOUDELLISUUTEEN NORMAALIKÄYTÖSSÄ
- VVER-TYYPPISEN PAINESISIREAKTORIN LASKENTAJÄRJESTELMÄ ON VALMIS. KIEHUTUSVESISIREAKTORIN TEHOJAKAUTUMAN LASKEVA OHJELMA ON VALMISTUMASSA
- REAKTORILAITOKSEN TURVALLISUUSSELOSTUKSEEN LIITTYVIÄ HÄIRIÖANALYYSEJÄ VARTEN ON PYSTYTTÄVÄ ENNUSTAMAAN REAKTORISYDÄMEN JA SIIHEN LIITTYVIEN JÄRJESTELMIEN TOIMINTA MUUTOSTILANTEESSA
- TÄLLAINEN MALLI ON TEHTY PAINESISIREAKTORILLE JA KIEHUTUSVESISIREAKTORIN MALLI ON VALMISTUMISVAIHEESSA
- PROJEKTIN VALMIUTTA OVAT KÄYTTÄNEET HYVÄKSI SATEILYTURVALLISUUSLAITOS JA VOIMAYHTIÖT

3050

VALTION TEKNILLINEN TUTKIMUSKESKUS
 STATENS TEKNISKA FORSKNINGSCENTRAL
 TECHNICAL RESEARCH CENTRE OF FINLAND
 Nuclear Engineering Laboratory
 Oct. 23, 1978
 E. Kaloinen

COMPUTER CODE SYSTEM FOR FUEL MANAGEMENT CALCULATIONS

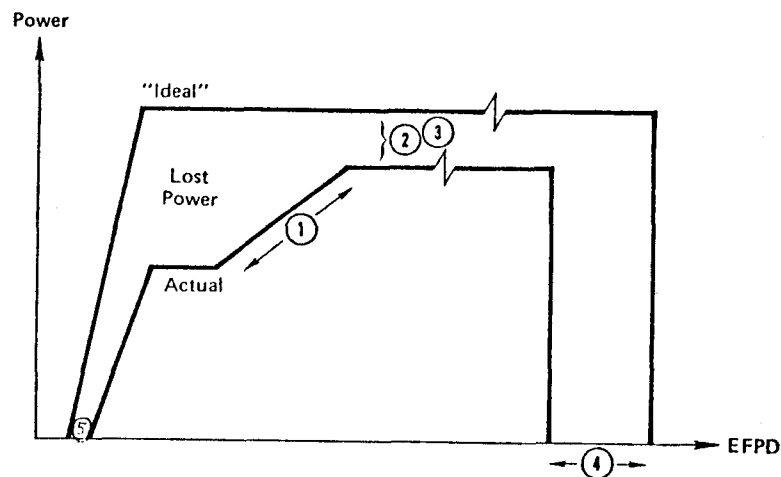


**POLTTOAINEMALLIPROJEKTI**

ALKANUT 1976

LAAJUUS 1978: ≈ 4 HTV

- POLTTOAINEEN SUORITUSKYVYN JA KESTÄVYYDEN ANALYSOINTI TURVALLISUUSVALVONNAN JA KÄYTÖN OPTIMOINNIN TARPEISIIN
- TIETOKONEMALLIEN KEHITTÄMINEN JA SOVELTAMINEN
- MALLIEN VARMENTAMINEN VERTAAMALLA ENNUSTUKSIA KOE- JA TEHOREAKTOREISTA SAATUIHIN MITTAUSTULOKSIIN (HALDEN, INTERRAMP, OVERRAMP, PBF (SUUNNITTEILLA))
- POLTTOAINEEN KÄYTTÖKOKEMUSTIEDON HANKINTA JA ANALYYSI
- POLTTOAINEEN KUNNON SEURANTA KÄYTÖN AIKANA

CAPACITY LOSS CAUSED BY FUEL PERFORMANCE UNCERTAINTIES

- ① Minimize PCI Failures
- ② Uncertainties in Safety Analyses
- ③ Fission Product Release/Spiking
- ④ Clad Corrosion/Crud Effects
- ⑤ Increased shutdown time (due to, for example, extensive sipping)

POLTTOAINEMALLIPROJEKTITYÖKOHEET:

1. TASAPAINOTILANLÄMPÖTILAMALLIT

- GAPCON-THERMAL-2 -OHJELMA
- SOVELLUTUKSIA: STL:N JA VOIMAYHTIÖIDEN TILAUSTYÖT, HALDEN- JA INTERRAMP-YHTEISTYÖ

2. LÄMPÖMEKAANISET SUORITUSKYKYMALLIT

- GAPCON-THERMAL-3 -OHJELMA
- SUUNNITELLUT ENSIMMÄISET SOVELLUTUKSET: INTERRAMP-, OVERRAMP- JA HALDEN-YHTEISTYÖ

3. SUOJAKUOREN STABILITEETTIMALLIT

- BUCKLE, COVE JA COISO -OHJELMAT
- SOVELLETTU STL:N TILAUSTOISSA

OSAPROJEKTIT:

4. TRANSIENTTI- JA ONNETTOMUUSTILANMALLIT SEKA FISSIOTUOTEANALYYSI

- FRAP-T-OHJELMA: YKSITTÄISEN POLTTOAINESAUVAN LÄMPÖMEKAANINEN KÄYTÄYTYMINEN TRANSIENTTITILANTEISSA
- ACCREL-OHJELMA: POLTTOAINESAUVOJEN RIKKOUTUMINEN REAKTORISYDAMESSA LOCA-OLOSUHTEISSA (TILASTOLLISIN MENETELMIN)

5. POLTTOAINEEN KÄYTTÖKOKEMUSTIEDON HANKINTA JA ANALYYSI

- KÄYTETYN POLTTOAINEEN KÄYTONAIKAISEN SEURANNAN JA KÄYTETYN POLTTOAINEEN TARKASTAMISEN JA TUTKIMISEN TARPEEN SELVITTÄMINEN YHDESSÄ STL:N, VOIMAYHTIÖIDEN JA VTT/MET:N KANSSA

POLTTOAINEKIERTOSELVITYKSET-PROJEKTI

ALKANUT 1978

LAAJUUS 1978: 6 HTV (+MET 0,4 HTV)

- PROJEKTIN TAVOITTEENA ON TIETÄMYKSEN HANKKIMINEN YDINPOLTTOAINEKIERRON JÄLKIPÄÄSTÄ
- PROJEKTIN PÄÄOSA (4,5 HTV) LIITTYY KANSAINVALISEEN YDINPOLTTOAINEKIERRON ARVIOINTIOHJELMAAN INFCE
- AKTIIVINEN OSALLISTUMINEN INFCE-TYÖHÖN EDELLYTTÄÄ MYÖS OMAA TUTKIMUSTOIMINTAA TÄLLÄ ALUEELLA
- KÄYTETYN POLTTOAINEEN VÄLIVARASTOINTIA KOSKEVASSA OSAPROJEKTISSA TUTKITAAN ERILAISTEN VARASTOINTIRATKAISUJEN SOVELTUVUUTTA SUOMEN OLOIHIN
- VAIHTOEHTOISTEN POLTTOAINEKIERTOJEN ANALYSOINTIMALLIN KEHITYKSESSÄ TÄHDÄTÄÄN VALMIUTEEN ETSIÄ SUOMEN OLOSUHTEISSA EDULLISINTA POLTTOAINESTRATEGIAA

POLTTOAINEKIERTOPROJEKTIT

1. INFCE-TYÖ

SUOMI OSALLISTUU SEURAAVIEN TYÖRYHMIEN TOIMINTAAN:

RYHMÄ 3: POLTTOAINEEN, TEKNOLOGIAN JA PALVELUJEN VARMISTAMINEN PITKÄLLÄ AIKAVÄLILLÄ

RYHMÄ 4: JÄLLEENKÄSITTELY, PLUTONIUMIN KÄSITTELY, POLTTOAINEEN JÄLLEENKIERRÄTYS

RYHMÄ 6: KÄYTETYN POLTTOAINEEN KÄSITTELY

RYHMA 7: JÄTTEIDEN KÄSITTELY JA
SIJOITUS (SUOMI ON YHTEIS-
PUHEENJOHTAJAMAAN)

RYHMAN 7 LISÄKSI VTT OSALLISTUU KIINTE-
ASTI RYHMAN 6 TYÖSKENTELYYN, KOSKA SEN
SELVITYKSET LIITTYVÄT TAMAN PROJEKTIN
OSASELVITYKSEEN KÄYTETYN POLTTOAINEEN
VALIVARASTOINTI

2. KÄYTETYN POLTTOAINEEN VALIVARASTOINTI

- PEREHDYTÄÄN ERI VARASTOINTIRATKAI-
SUIHIN JA NIIDEN SOVELTAMISMAHDOL-
LISUUKSIIN SUOMESSA
- SELVITETÄÄN KORROOSION VAIKUTUSTA
POLTTOAINE-ELEMENTTIEN TIIVIYYTEEN JA
KESTÄVYYTEEN VARASTOINNIN, KÄSITTE-
LYJEN JA KULJETUSTEN AIKANA
- TARKASTELLAAN AKTIIVISUUDEN VAPAUTU-
MISTA JA SIITÄ AIHEUTUVIA SEURAUKSIA
- SELVITETÄÄN VALIVARASTOINNIN KYTKEY-
TYMISTÄ YDINJÄTEHUOLLON KOKONAIS-
RATKAISUIHIN

3. POLTTOAINEKIERTOVAIHTOEHTOJEN ANALY-
LYSOINTI

- PYRITÄÄN LÖYTÄMÄÄN PIENEN MAAN
MAHDOLLISUUKSIEN PUITTEISSA EDULLI-
SIN REAKTORIN ULKOPUOLEINEN POLTTO-
AINESTRATEGIA
- ENSISIJAJAISESTI KESKITYTÄÄN POLTTO-
AINEKIERRON LOPPUPÄÄN VAIHTOEHTOIHIN
- LOPULLISENA TAVOITTEENA KOKONAIS-
MALLI, JOSSA MYÖS ALKUPÄÄN VAIHTO-
EHDOT OTETAAN HUOMIOON
- ERITYISESTI HUOMIOIDAAN ERI VAIHTO-
EHTOJEN RISKIT MM. KUSTANNUSTEN JA
YDINASEIDEN LEVIÄMISEN SUHTEEN



METALLILABORATORIO

YDINPOLTTOAINEMATERIAALIT - PROJEKTI

ALKANUT 1976

LAAJUUS 1978: 2+1 HTV

TAVOITTEET

- MÄÄRITTÄÄ JA TARKISTAA LUPAKÄSITTELYSELVI-
TYKSISSÄ JA KÄYTTÄYTYMISANALYYSEISSÄ TARVIT-
TAVIA YDINPOLTTOAINEIDEN MATERIAALIOMINAI-
SUUKSIA
- YDINPOLTTOAINEIDEN VALMISTUSTEKNOLOGIAN JA
VALMISTUKSEN LAADUNVALVONNAN ARVIOINTI

TULOSTEN HYÖDYNTÄMINEN

- LO 1:N POLTTOAINESAUVOJEN JA SAUVANIP-
PUJEN MATERIAALIOMINAISUUKSIA ON SELVI-
TETTY
- TVO:TA ON AVUSTETTU POLTTOAINEEN VALMIS-
TUKSEN VALVONNAN TOTEUTTAMISESSA
- LO 1:N TUOREILLE POLTTOAINE-ELEMENTEILLE
ON SUORITETTU LAADUNVALVONTAKOKEITA VTT:N
LABORATORIOISSA.

YDINPOLTTOAINEMATERIAALIT - PROJEKTI (JATKOA)

PROJEKTIN TOTEUTUS

- OSALLISTUTAAN KANSAINVÄLISIIN POLTTOAINEALAN YHTEIS-
TYÖPROJEKTEIHIN (HALDEN, INTER-RAMP, OVER-RAMP JNE.),
TULOSTEN HYVÄKSIKÄYTÖN EDISTÄMINEN
- RAKENNETUTKIMUKSET SÄTEILYTTÄMÄTTÖMÄLLE SUOJAKUORI-
MATERIAALILLE SEKÄ URAANIDIOKSIDILLE
- SIRKONISEOSTEN KÄYTTÄYTYMINEN JÄNNITYKSEN ALAISENA
VIRUMIS-
LOMMAHDUS- JA
JÄNNITYSKORROOSIOKOKKEET ("BURST"-LAITTEISTO)
- SIRKONISEOSTEN KORROOSIOKÄYTTÄYTYMISEN SELVITTÄMINEN
BWR JA PWR OLOSUHTEISSA SEKÄ PITKÄAIKAISVARASTOINTIIN
LIITTYVISSÄ OLOSUHTEISSA
- SÄTEILYTETYN SUOJAKUORIMATERIAALIN RAKENNETUTKIMUSTEN
SUORITTAMISTA ELEKTRONIMIKROSKOOPILLA SELVITETÄÄN
- SEKÄ URAANIDIOKSIDILLE ETTÄ SUOJAKUORIMATERIAALILLE
KÄYTETTÄVIEN LAADUNVALVONTAKOKEIDEN SUORITUSVALMIUTTA
KEHITETÄÄN

1978-12-19

HALDEN-PROJEKTI

Vuonna 1958 solmi joukko OECD-maiden ydinenergian tutkimuslaitoksia sopimuksen norjalaisen Institutt for Atomenergin omistamassa Haldenin kooreaktorissa suoritettavasta kokeellisesta ohjelmasta. Toiminta laajeni sittemmin vuodesta 1963 alkaen pelkästä demonstraatiolaitoksesta kohti yleisempää vesi-reaktoritutkimusta. Projektissa jo varhain aloitettu instrumentoinnin ja mittausmenetelmien kehitystyö on johtanut nykyisellään ainutlaatuisen välineistöön ja tutkimusvalmiuteen. Suomi on ollut mukana vuodesta 1967. Projektia on esitelty yksityiskohtaisemmin ATS-ydintekniikka-lehden n:ossa 2/76.

Seuraavassa on lyhyesti mainittu kolmivuotiskauden 1979-81 toimintasuunnitelman mukaisia polttoainetekniikan tutkimuskohteita. Useimmat kohteet ovat välitöntä jatkoa edellisen kolmivuotiskauden ohjelmille.

Osaprojektissa POLTTOAINEEN LUOTETTAVUUS JA TURVALLISUUS keskitytään polttoaineen käyttöä rajoittaviin ilmiöihin. Sen osana selvitetään polttoaineen ja suojakuoren mekaanisesta vuorovaikutuksesta (PCI) johtuvia käytön rajoituksia tutkimalla

- PCI:hin ja jännityskorroosiomurtumiseen (SCC) johtavia mekanismeja ja olosuhteita
- fissiotuotteiden vapautumista sauvaan ja jäädytteesen
- mekaanisten muodonmuutosten suuruutta ja niiden suhdetta PCI/SCC:hen
- tehonostokokein PCI/SCC:n ehkäisemiseksi tarkoitettuja menetelmiä

Polttoaineen käyttäytymistä jäädytteenmenetyksen ja lämpötilatransienttien yhteydessä selvitetään puolestaan

- tutkimalla sauvan mekaanista ja lämpökäyttäytymistä epätavallisissa jäädytysolosuhteissa
- tutkimalla fissiotuotteiden ja täytekaasun siirtymistä sauvan sisällä
- määrittämällä fissiotuotteiden vaikutus polttoaineeseen varastoituneeseen energiaan ja
- suorittamalla lämmönsiirtokokeita varastoituneen energian määritystarkkuuden parantamiseksi

Toinen osakokonaisuus on POLTTOAINEMALLIT SEKÄ SYDÄMEN SIMULOINTIMALLIT JA SÄÄTÖ, jonka alaryhmään polttoaineen käyttäytymisen evaluointi ja polttoainemallit kuuluu mm. seuraavat tehtävät:

- osamallien kehittäminen ja verifiointi HP-datalla, statistiset mallit

- sauvan kokonaiskäyttäytymismallien verifiointi kokeellisen datan avulla (normaalikäyttö ja transientit)
- sauvan rikkoutumiskriteerit ja -mallit
- koesuunnittelun apuna käytettävien mallien ylläpito.

Tehtäväalueella sydämen valvonta ja säätö ovat näkyvimpinä kehittämiskohteina

- on-line sydämen simulaattori
- sydämen tehojakautuman optimisäätöjärjestelmä
- sydämen instrumentointijärjestelmät.

Projektissa varsin näkyvän osan muodostavat prosessitietokonesovellutusohjelmat ovat varsinaisen polttoaineteknologian ulkopuolella eikä niitä käsitellä tässä yhteydessä.

VTT on osallistunut aktiivisesti vuodesta 1974 lähtien projektin kanssa yhteistyössä kokeellisen fissiotuoteaineiston evaluointiin sekä vapautusmallien verifiointityöhön. Viimeisin tutkimusaktiviteetti on kohdistunut suojakuoren virumiskorrelaatioiden ja lommahdusmallien verifiointiin Halden-projektin kokeellisen materiaalin avulla.

Projekti on tehostamassa yhteyksiään osallistujayhteisöihin ja näiden tutkimusohjelmien koordinoitua. VTT:n Halden-yhteistyöosuus polttoainetekniikan alueella kasvaa tulevalle kolmivuotiskaudella huomattavasti suunnitellun työpanoksen ollessa luokkaa 2-3 htv. VTT:n ydinvoimatekniikan laboratorion osalta ensisijainen kiinnostus kohdistuu tällä hetkellä polttoainesauvan kokonaiskäyttäytymisen mallien testaukseen. Myös fissiotuoteanalyysit pysyvät uuden kokeellisen materiaalin ja uusien mallien ilmaantumisen myötä jatkuvasti ajankohtaisina, samoin lämpömekaaniset analyysit. Polttoaineen todennäköisyyspohjaiset luotettavuus- ja vaurioitumismallit tullevat jatkossa saamaan myös tässä yhteistyöhankkeessa osakseen enenevää huomiota.

INTER-RAMP-PROJEKTI

1. YLEISTÄ

Inter-Ramp-projekti on kansainvälinen säteilytyskoeprojekti, johon osallistuu 14 organisaatiota (kansallista tutkimuskeskusta, polttoaineen valmistajaa ja voimayhtiötä) Euroopasta ja USA:sta (taulukko 1). Projektisopimus on allekirjoitettu -75 ja varsinainen kokeellinen ohjelma alkoi -76 alkuvuodesta. Koeohjelma on säteilytysten osalta saatettu päätökseen syksyllä -78. Projekti päättyy kesällä -79, jolloin myös yksityiskohtaiset tulokset vapautettaneen julkisiksi.

Projektin isäntäorganisaationa toimii Studsvik Energiteknik AB Ruotsissa, jonka R2-reaktorissa ja laboratorioissa ohjelma pääosin toteutetaan.

Ohjelma käsittää 20 lähes standardi-BWR-sauvan (pituus ~ 500 mm) säteilytyksen ja testauksen. Tavoitteena on sauvan vikautumisherkkyyden tutkiminen tehonnoston suhteen tietyn tehohistorian jälkeen. Tätä varten tutkitaan tehon raja-arvoa, jonka sauva kestää tietyn kriteerein vaurioitumatta ja pyritään saamaan tietoa rikkoutumisen aiheuttaneista mekanismeista.

2. KOEOHJELMA

Ohjelman 20 BWR-sauvaa ja niiden testaus poikkeavat toisistaan taulukon 2 esittämän koematriisin mukaisesti. Parametreina ovat palama (10 ja 20 MWd/kgU), lopullinen tehotaso (5 aluetta), suojakuoren lämpökäsittely (rekris-tallisaatiohehkutettu ja kylmämuokattu, jännityksenpoistohehkutettu), polttoaineen ja suojakuoren välinen kaasuaukko (valmistusarvot 0,08, 0,15 ja 0,25 mm) sekä polttoaineen suhteellinen tiheys (95 % ja 93 %).

Säteilytysohjelma yksittäisen sauvan osalta on esitetty kaavamaisesti kuvassa 1. Sauvaa säteilytetään palamaan 10 tai 20 MWd/kgU jaksottain vaihtelevalla tehotasolla. Korkeampi tehotaso on 40 kW/m ja matalampi 25 kW/m (nim.), kunkin jakson kesto on 2,5 MWd/kgU ja jaksoja on siten 2 + 2 (10 MWd/kgU loppupalamalla) tai 4 + 4 (20 MWd/kgU). Perussäteilytys tapahtui erityisissä 4 sauvan kapsелеissa, minkä jälkeen sauvoille suoritettiin polttoainealtaassa tehtävät välimittaukset: neutroniradiografiakuvaus, dimensiomittaukset ja pyörrevirtamittaus.

Yksitellen tapahtuvaa tehonnostokoetta varten sauva siirrettiin erityiseen 'ramp rigiin', missä sauva on He³-kaasua sisältävän putken ympäröimänä. Kaasun painetta muuttamalla voidaan sen absorptio-ominaisuuksia vaihdella ja siten aikaansaada tasaisia ja hyvin kontrolloituja tehonmuutoksia. Koska sauvat olivat olleet poissa reaktorista jopa viikkoja, suoritettiin aina ennen testausta 24 h pituinen mukautussäteilytys sauvan viimeksi kokemalla tehotasolla. Tämän jälkeen teho nostettiin nopeudella 4 kW/m/min ennalta valittuun arvoon, jossa sitä pidettiin 24 h ellei sitä ennen jäähdytteen aktiivisuuden nousu ilmaissut sauvan vaurioitumista. Kokeen jälkeen sauva tutkittiin jälleen altaassa ja siirrettiin laboratorioon. Eri sauvaryhmien (5 kpl) ohjelmien keskinäinen ajoitus on esitetty kuvassa 2. Siitä näkyy myös toiselle suuremman palaman sauvaryhmälle (BIRP-II) esisäteilytyksen aikana tehtyjen välimittausten ajankohdat.

Ohjelmassa ja sen toteutuksessa voidaan mainita seuraavat erikoispiirteet:

- 1) Esisäteilytys ja tehonnosto tapahtuvat samassa reaktorissa, olosuhteet simuloivat läheisesti BWR-reaktoria ja tehohistoriat ovat tarkasti tunnetyt
- 2) Normaaliin spesifikaatioiden mukaan valmistettu, erittäin tarkoin karakterisoitu polttoaine, samoin suojakuorimateriaalin ja valmiiden sauvojen tarkka esikarakterisointi
- 3) Esi- ja välimitaukset ohjelman kuluessa
- 4) Sauvojen erittäin varovainen käsittely koko säteilytysohjelman ajan
- 5) Tarkka tehonmääritys, etenkin tehonnostokokeen aikana
- 6) Koesuunnittelun apuna on käytetty erittäin yksityiskohtaisesti raportoituja välituloksia ja osallistujien polttoainemalleilla tekemiä arvioita.

3. TULOKSIA

Kokeista 11 johti sauvan puhkeamiseen, 9 sauva pysyi siis ehjänä. Vian syntymiseen (aktiivisuuden vapautumiseen) kuluva aika vaihteli välillä < 1min... 5 h.

Esisäteilytyksen aikana suojakuoren halkaisijoissa havaittiin polttoainenapin keskikohdalla alueella -0,15 %...-0,30 % olevia virumisesta johtuvia muutoksia. Kylmämuokattu materiaali virui suhteellisesti enemmän. Suojakuoreissa havaittiin joissakin tapauksissa harjanteita nappien rajojen kohdalla. Harjanteiden korkeus oli 0,01 %...0,06 % vastaavasta halkaisijasta napin keskikohdalla. Sauvan pituuden muutos oli < 0,2 % kaikissa tapauksissa.

Tehonnoston aikana tapahtuneet pysyvät muodonmuutokset olivat pieniä: halkaisijan muutokset keskim. < 0,05 %, harjanteet < 0,10 %, pituuden muutokset < 0,02 %.

Pysyvien muodonmuutosten pienuus on merkillepantavaa suhteessa puhjenneiden sauvojen osuuteen. Vikojen luonne vastaa nykyistä käsitystä jännityskorroosion seurauksista. Kuumalaboratoriotutkimukset ovat vielä kesken.

Tehonnousun suuruuden (lopputehon ja esisäteilytyksen aikaisen referenssitehon erotus) ja sauvan vaurioitumisherkkyden välillä on erittäin selvä korrelaatio (kuva 3). Puhkeamiseen tarvittava tehonnousun kynnyisarvo on hyvin selvästi määritelty samoin valtaosassa puhjenneista sauvoista vikautumisaika riippuu erittäin johdonmukaisesti tehonnousun suuruudesta. Tehon absoluuttisella lopparvolla on vain sekundäärinen vaikutus. Välittömästi ennen tehonnostoa vallinneella tehotasolla (24 h) ei ole huomattavaa vaikutusta vikautumisherkkyteen. Myös palaman ja muiden koeparametrien vaikutus on vähäinen. Tarkastellun Zry/UO₂-sauvatyyppin käyttäytyminen tehonnostossa on siten suuressa määrin riippuvainen sauvan aikaisemmasta tehohistoriasta. Jäljellä olevat laboratoriotutkimukset täsmentävät näitä alustavia havaintoja.

Yleisenä yhteenvedona voidaan todeta erittäin korkealuokkaisen koetulosaistien syntyminen. Kokeet ovat varsin hyvin karakterisoidut, minkä merkitys näkyy tulosten suuressa johdonmukaisuudessa.

Taulukko 1.

PARTICIPANTS IN THE STUDSVIK INTER RAMP PROJECT

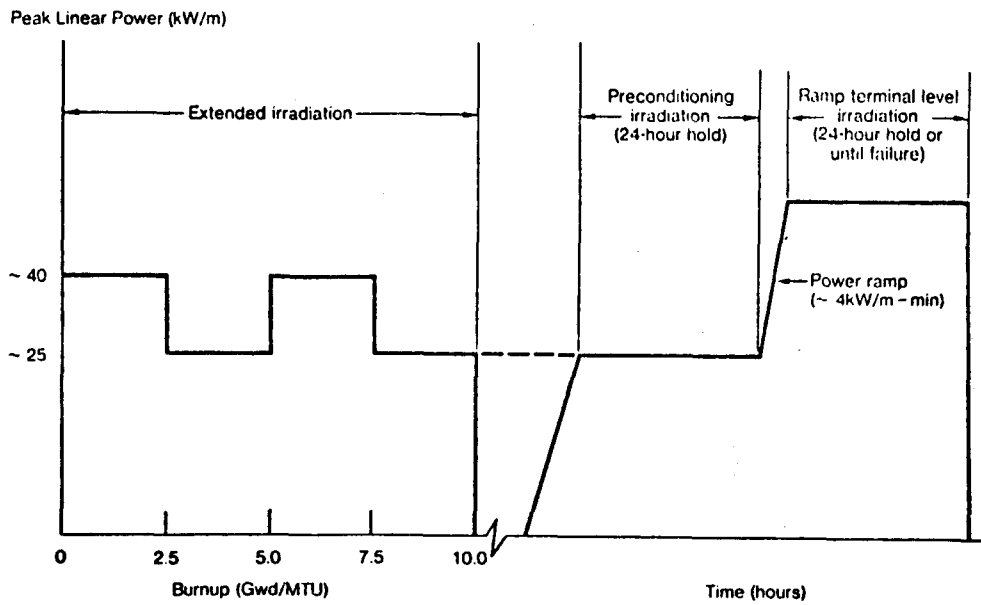
Participant	Location
Studsvik Energiteknik AB	Sweden
AB ASEA-ATOM	Sweden
Comitato Nazionale l'Energia Nucleare (CNEN) and Nuclital	Italy
Commissariat a l'Energie Atomique (CEA)	France
Electric Power Research Institute (EPRI)	USA
Exxon Nuclear Company, Inc. (ENC)	USA
Institutt for Atomenergi (IFA)	Norway
Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI)	Japan
Kraftwerk Union Aktiengesellschaft (KWU)	Federal Republic of Germany
Oskarshamnsvverkets Kraftgrupp AB (OK)	Sweden
Risø National Laboratory (Risø)	Denmark
Statens Vattenfallsverk (SV)	Sweden
Sydsvenska Kraft AB (SK)	Sweden
Technical Research Center of Finland (VTT)	Finland

Taulukko 2.

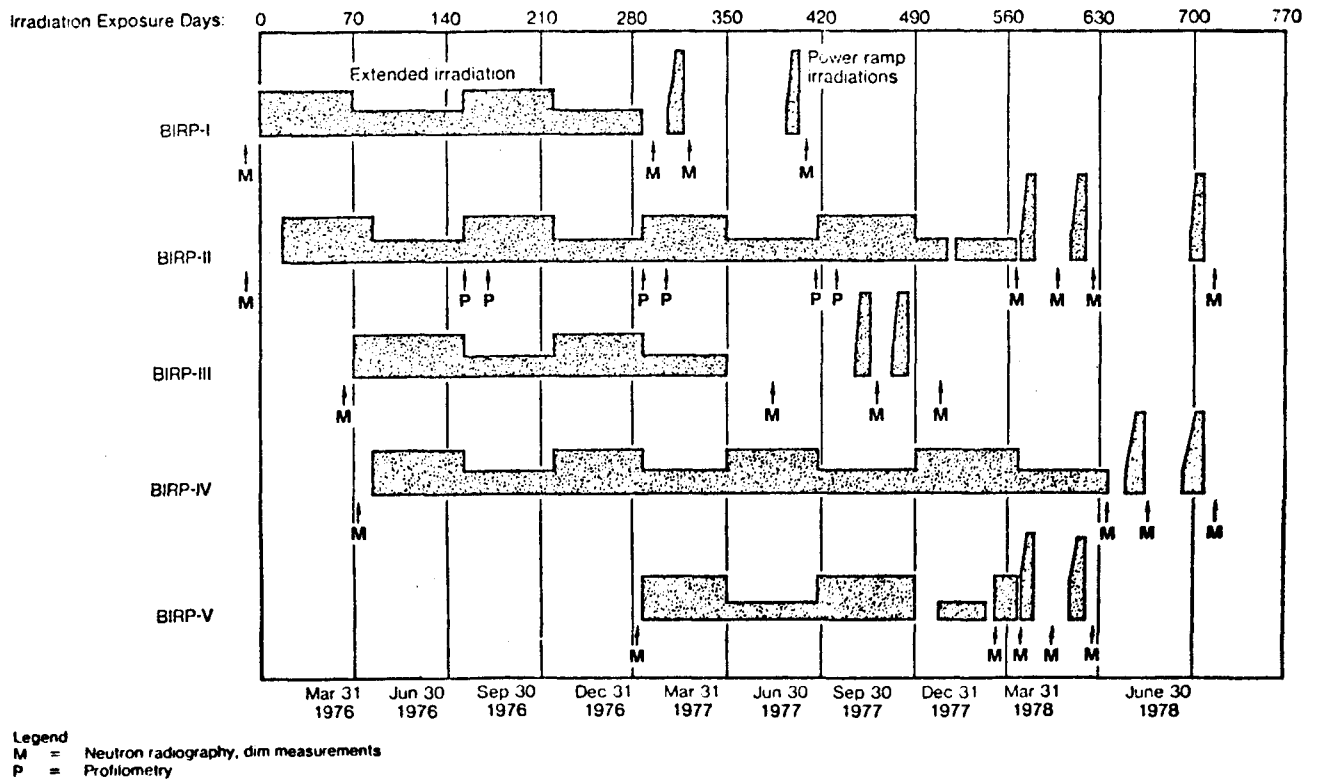
STUDSVIK INTER-RAMP PROJECT TEST MATRIX

BIRP Rig. No.	I				III				V				II				IV			
TEST ROD No.	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20
GAP ^(A) 0.08 MM					X				X											
0.15 MM	X	X	X	X		X	X	X		X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	
0.25 MM																				X
CLAD HT ^(B) ; RX	X	X	X	X	X	X						X	X	X	X	X				X
SR							X	X	X	X	X						X	X	X	
UO ₂ DENSITY - %	95								93	95										
BURNUP - GWD/MTU	10									20										
RAMP LEVEL ^(C,D)	2	3	4	5	2	2	3	2	3	2	4	2	1	2	3	3	3	2	2	4
U ²³⁵ ENRICHMENT	2.8%									3.5%										

- NOTES: A) GAP = FUEL-CLAD DIAMETRAL GAP
 B) CLAD HEAT TREATMENT: RX = RECRYSTALLIZED, SR = COLD-WORKED + STRESS RELIEVED MATERIAL
 C) RAMP POWER LEVEL: 1 = 35-40 kW/M; 2 = 40-45 kW/M; 3 = 45-50 kW/M; 4 = 50-55 kW/M;
 5 > 60 kW/M
 D) POWER RAMP RATE = 4 kW/M-MINUTE

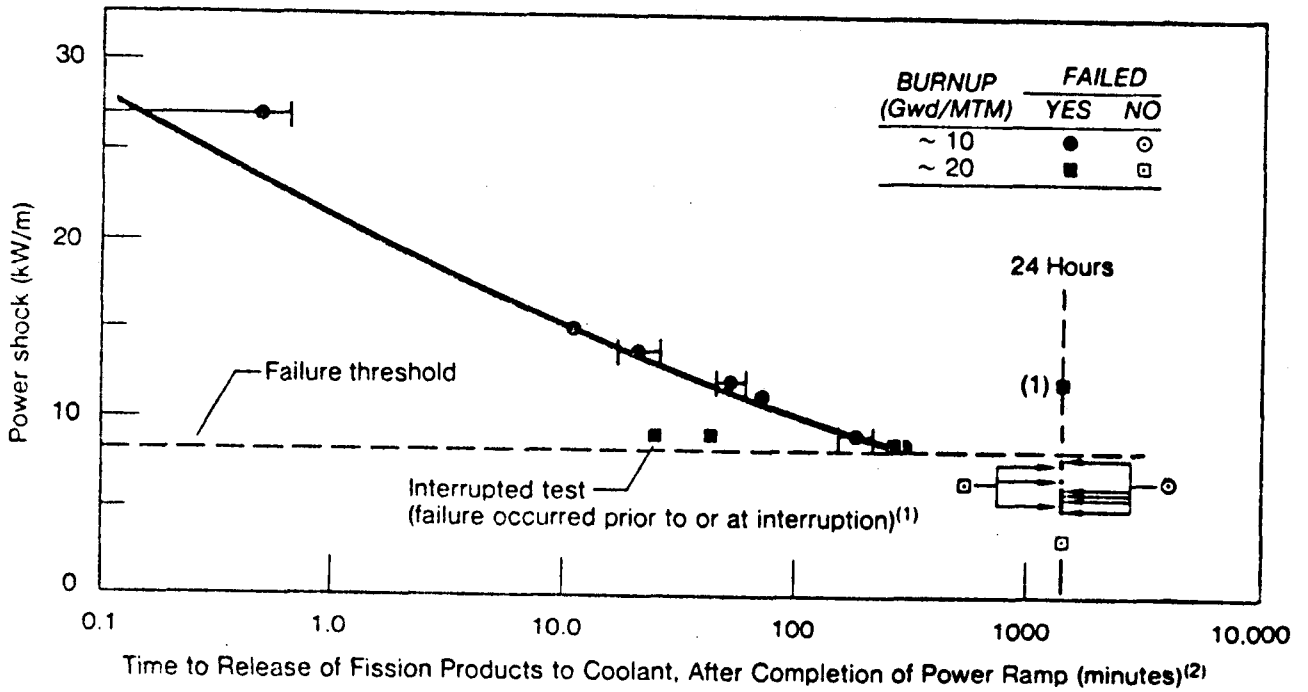


Kuva 1. Schematic of Typical Studsvik Inter-Ramp Project Fuel Irradiation History



Legend
 M = Neutron radiography, dim measurements
 P = Profilometry

Kuva 2. Studsvik Inter-Ramp Project Irradiation Scheme



Kuv. 3. Studsvik Inter-Ramp (BWR Power Ramp) Project - Power Shock-Failure Correlation Based on Average Power During First High-Power Cycle of Extended Irradiation

- (1) Both of these rods were determined to be failed via post-ramp nondestructive examinations. No detectable fission product release to loop coolant was observed.
- (2) Since the fission product transport time increment from actual failure until actual fission product release from the fuel rod is unknown, time to failure cannot be specifically defined, but is only indicated by the coolant activity increase.

STUDSVIKIN OVER-RAMP -PROJEKTI

Over-Ramp -projekti aloitettiin huhtikuussa 1977 ja se päättyi vuoden 1979 lopussa. Se on luonteeltaan Inter-Ramp -projektin sisarprojekti. Over-Rampissa on tutkittavana yhteensä 36 kpl PWR polttoainesauvoja, joista on 24 kpl KWU/CE:n toimittamia. Nämä sauvat on esisäteilytetty Obrigheimin reaktorissa. Tarkasti karakterisoiduille sauvoille tehdään Karsteinin "hot-cellissä" esitutkimukset ennen lähetystä Studsvikiin, jossa suoritetaan varsinaiset tehonkorotuskokeet R-2 reaktorissa. Lopulliset PIE tutkimukset näille sauvoille tehdään jälleen Karsteinissa.

Over-Ramp -projektissa on lisäksi 12 kpl Westinghousen toimittamia PWR sauvoja. Näiden sauvojen esisäteilytys on suoritettu BR 3 reaktorissa Molissa Hollannissa. Näiden sauvojen PIE-tutkimukset samoin kuin tehonkorotuskokeetkin tehdään Studsvikissa.

Projektissa on yhteensä 12 virallista osanottajaa:

Ab Atomenergi (AE), Ruotsi
Combustion Engineering Inc (CE), USA
Comitato Nazionale l'Energia Nucleare (CNEN), Italia
Electric Power Research Institute (EPRI), USA
Framatome, Ranska
Insitutt for Atomenergi (IFA), Norja
Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI),
Japani
Kraftwerk Union Aktiengesellschaft (KWU),
Länsi-Saksa
Risø National Laboratory (Risø), Tanska
Statens Vattenfallsverk (SV), Ruotsi
Valtion teknillinen tutkimuskeskus (VTT), Suomi
(Imatran Voima Osakeyhtiö)
Westinghouse Electric Corporation (W), USA

Suomen virallisena edustajana projektissa on VTT, mutta Imatran Voima Oy:llä, joka maksaa puolet Suomen osallistumismaksusta (n. 370.000 mk koko projektin, 2,7 vuotta, ajalta) on myös oikeus osallistua projektin työtä ohjauvan komitean kokouksiin.

Projektin tärkeimpiä päämääriä, jotka ovat hyvin samantapaiset kuin Inter-Ramp -projektissakin, voidaan lyhyesti kuvata seuraavasti:

- tehonkorotuksen kynnyksarvon määrittäminen palaman funktiona
- suunnitteluparametrien vaikutus kynnyksarvoon
- käyttöparametrien vaikutus kynnyksarvoon
- vaurioitumismekanismien identifiointi
- verifiointitietojen hankinta PCI-vaurioista polttoaineen käyttäytymismalleihin.

Tutkittavien sauvojen tärkeimmät suunnitteluparametrit on esitetty taulukossa 1.

Taulukko 1 Over-Ramp sauvojen valmistusparametrit.

	KWU/CE sauvat	W sauvat
- sauvojen lukumäärä	24	12
- palama (MWD/kgU)	10-30	14-19
- esipaineistus (bar)	21,5	13,8/27,6
- polttoaineen ja suojuoren välilyönti (µm)	135-165	165
- suojuoren lämpökäsittelytila	SR_m, SR_{mh}, SR_h	SR_h

	KWU/CE sauvat	W sauvat
- suojakuoren seinä- männävyys (μm)	725	572
- UO_2 tabletin halkaisija (mm)	9,1	8,19
- L/D	1,2	1,64
- pore former lisäaineet	0/1	0

Joulukuun 1978 alkuun mennessä on 36:sta sauvasta testattu yhteensä 24 kpl, joiden tulokset on pääpiirtein ilmoitettu taulukossa 2.

Taulukko 2 Over-Ramp tuloksia

	Palama MWD/kgU	Esisät. W/cm	Huippu teho W/cm	Vaurioit./ Ei vaurioit.
KWU/CE 8 kpl	12 - 13	300	445 - 530	1F/7NF
KWU/CE 7 kpl	24 - 25	300	432 - 515	4F/3NF
W 9 kpl	n. 20	300	375 - 450	4F/5NF

Projekti saataneen päätökseen aikataulunsa mukaisesti vuoden 1979 loppuun mennessä.

KIEHUTUSREAKTORIPOLTTOAINEEN KÄYTTÖMINAISUUDET, KÄYTTÖKOKEMUKSET
JA REAKTORIOLOSUHTEISSA TEHDYT KOKEET

1. TÄMÄNHETKINEN KÄSITYS POLTTOAINEEN KÄYTTÖMINAISUUKSISTA

Tausta: polttoaineen vaurioituminen

Ydinvoimaloiden turvallisuusteknisen suunnittelun lähtökoh-
tana polttoaineen kestävyys suhteen on se, että polttoaine-
sauvoista voi olla vaurioituneena 1 % normaalin käytön aikana.
Ydinpolttoaineen suunnittelun päämääränä on kuitenkin, että
mahdollisimman pieni osa polttoaineesta vaurioituu. Useissa
tapauksissa onkin voimalaitoksia ajettu ilman polttoainevau-
rioita.

Ydinpolttoaineen valmistuksen ja käytön alkuaikoina pääasial-
liset polttoaineen vaurioitumiseen johtaneet syyt olivat polt-
toaineen tihentyminen ja hydratoituminen sekä valmistuksen
laadunvarmistukseen liittyneet ongelmat. Polttoaineen valmis-
tajat selvittivät nämä ongelmat vuoteen 1973 mennessä. Lähinnä
Halden-projektin piirissä oli v. 1971 kuitenkin varmistuttu
uudesta vaurioitumisen aiheuttajasta, PCI (pellet clad
interaction)-ilmiöstä, jota ei ole pystytty tähän mennessä
täysin eliminoimaan. Satunnaisten valmistusvikojen aiheutta-
mia polttoainevaurioita esiintyy yksittäistapauksina tietenkin
nykyäänkin.

Nykyisen käsityksen mukaan PCI-ilmiön aiheuttaa polttoainesau-
van suojakuoressa paikallisen tehon nousun yhteydessä esiin-
tyvä jännityskorroosio, joka syntyy suojakuoressa esiintyvän
jännityksen ja polttoainesauvan sisältämien fissiokaasujen
(lähinnä I ja Cd) yhteisvaikutuksesta. PCI-ilmiö on statis-
tinen ja palamasta riippuva, siten että ilmiö on havaittavissa
lähinnä palamalla, jotka ylittävät 10 MWd/kg U. PCI voi
johtaa polttoainesauvan vaurioitumiseen ja fissiokaasujen va-
pautumiseen reaktorin primääripiiriin. Syntyneistä halkea-
mista voi tunkeutua sauvan sisään vettä, joka aiheuttaa
lisäksi hydratoitumisvaurioita.

Nykyisen polttoaineen kestävyys

Kaikki polttoaineen valmistajat ovat joutuneet toteamaan
PCI-ilmiön esiintymisen ja useimmat ovat myös havainneet
PCI:stä aiheutuneita polttoainevaurioita. PCI on yleisempi
kiehutusreaktoreissa, koska niissä on säätösauvojen raken-
teesta ja runsaasta käytöstä johtuen enemmän paikallisia te-
honmuutoksia. Kiehutusreaktoreiden säätösauvojen ruuvikäyt-
tö aiheuttaa polttoaineelle pienemmät rasitukset kuin hyd-
raulinen käyttö.

Polttoaineen valmistajat ovat ryhtyneet toimenpiteisiin
PCI:n haitallisten vaikutusten poistamiseksi. Nämä toimen-
piteet sisältävät lähinnä

- polttoaineen kehitystyön,
- polttoaineen vaurioitumismekanismien tutkimisen ja polttoainemallien kehitystyön,
- polttoaineen käytölle asetetut rajoitukset.

Kehitystyön tuloksena polttoaineen valmistajat ovat ottaneet käyttöön parannettuja polttoaineen suunnitteluarvoja (mm. lyhyt, viistetty pa-tabletti ja paksumpi suojakuori) sekä asettaneet lisäksi polttoaineen käytölle tiettyjä rajoituksia. Rajoituksia on asetettu tehonnostonopeudelle sellaisissa tilanteissa, joissa reaktori on toiminut pitkään pienellä teholla tai on ollut suljettuna (esim. latauksen jälkeen) tai joissa sydämen tehojakauma muuttuu (esim. säätösauvasekvenssin vaihto). Myös sydämen suunnittelussa on otettu huomioon PCI:n esiintyminen mm. vähentämällä polttoaineen kuormitusta ja tasoittamalla tehojakaumaa. Kaikki polttoaineen valmistajat ovat saaneet varsin positiivisia käyttökokemuksia uusituilla suunnitteluarvoilla valmistetusta polttoaineesta.

Polttoaineelle PCI:stä aiheutuvat ongelmat ovat siis valmistajien hallinnassa ja niiden vaikutus on minimoitu. Polttoainevauriot on saatu käyttösuosituksin vältetyiksi. On kuitenkin todettava, että kaikki nykyiset polttoaineet ovat alttiita PCI:stä aiheutuvalla vaurioitumiselle eikä polttoainevaurioita ole voitu kokonaan eliminoida. PCI-ilmiön luonne ja siihen liittyvä vaurioitumismekanismi on tyydyttävästi selvitetty. Sen sijaan polttoaineen kestävyysrajoja ei ole vielä pystytty tarkasti määrittämään; varmasti tiedetään vaurioitumisen riippuvan tehonnoston suuruudesta ja nopeudesta.

Polttaineen kehitysohjelmat

Kaikkien valmistajien toimesta on tällä hetkellä käynnissä vireä kehitystyö. Kullakin valmistajalla on laaja koehojelma, jossa erityisesti tutkitaan polttoaineen käyttäytymistä tehonnostotilanteissa ja pyritään määräämään polttoaineen vaurioitumisrajat. Toistaiseksi saavutetut tulokset osoittavat, että pienet muutokset nykyisiin polttoaineen suunnitteluarvoihin eivät vähennä alttiutta PCI-ilmiölle.

Nykyiset polttoaineelle asetetut käyttörajoitukset eivät ole optimaalinen ratkaisu PCI-ilmiölle, koska niihin liittyy pieni häviö laitoksen energiantuotannossa ja eräitä esteitä laitoksen joustavalle käytölle. Polttoaineen valmistajat pyrkivät tulevaisuudessa lieventämään näitä rajoituksia, kun polttoaineen kehitystyö tuottaa uusia tuloksia. Kehitystyö on kuitenkin varsin hidasta siihen liittyvien aikaviiveiden vuoksi: uuden polttoainekonstruktion valmistus, säteilytys reaktorissa ja tutkiminen säteilytyksen jälkeen vie vähintään kolme vuotta. Tämän vuoksi on odotettava vielä useita vuosia, ennen kuin mahdolliset uudet suunnitteluarvot voidaan ottaa kaupalliseen käyttöön.

2. BWR-POLTTOAINEEN NYKYISET KÄYTTÖKOKEMUKSET JA KÄYTTÖRAJOITUKSET

Yhteenveto käyttökokeuksista

BWR-polttoaineen valmistajat ovat vuoteen 1973 mennessä pystyneet selvittämään aiemmin havaitut polttoaineen käyttöön liittyvät ongelmat lukuunottamatta PCI-ilmiötä, joka voi johtaa polttoaineen vaurioitumiseen paikallisen tehonnousunopeuden ollessa liian suuri. PCI-ilmiönkin haittavaikutukset on pystytty minimoimaan muuttamalla toisaalta eräitä polttoaineen suunnitteluarvoja ja asettamalla toisaalta polttoaineen käyttöä koskevia rajoituksia.

Kaikki polttoaineen valmistajat ovat saaneet varsin positiivisia käyttökokeuksia uusituilla suunnitteluarvoilla valmistetusta polttoaineesta. Jokaisella valmistajalla on kuitenkin esiintynyt yksittäisiä polttoaineavaurioita. Polttoaineavauriot ovat useimmissa tapauksissa johtuneet PCI-ilmiöstä; valmistusvirheisiin liittyvät vaurioitumiset on saatu lähes täysin eliminoiduiksi.

Eri valmistajien polttoaineen käyttökokeustietojen vertaaminen ei ole aivan suoraviivaista, koska käytettävissä olevat tiedot eivät ole sellaisenaan vertailukelpoisia. Nuclex 78:ssa pidettyjen esitelmien perusteella saadaan seuraava arvio:

<u>Valmistaja</u>	<u>Konstruktio</u>	<u>Vaurioituneita sauvoja säteilytetyistä</u>
Asea-Atom	kaikki ei-prototyyppi parannettu	0,02 % n. 0 %
Exxon Nuclear	kaikki	n. 0 %
General Electric	parannettu 7x7 8x8	0,01 % 0,001 %
Kraftwerk Union	7x7 8x8	0,04 % n. 0 %

Edellä olevat vaurioitumistaajuudet merkitsevät, että kunkin valmistajan tapauksessa parannetuilla suunnitteluarvoilla valmistettuja sauvoja vaurioituu vuosittain korkeintaan muutama kappale.

Nykyiset käyttörajoitukset

Johtuen PCI-ilmiön esiintymisestä eräissä käyttötilanteissa BWR-polttoaineen valmistajat ovat viime vuosina asettaneet tiukennettuja rajoituksia laitosten käytölle, lähinnä sallituille tehonnostonopeuksille. Parhaillaan polttoaineelle intensiivisesti suoritettavien kokeiden vuoksi käyttörajoitukset ovat alustavia, ja niihin tulee vastaisuudessa muutoksia. Kaikki valmistajat pyrkivät kokeittensa avulla määrittämään tarkemmin polttoaineen kestävyuden, ja tämän vuoksi on mahdollisesti odotettavissa rajoitusten lievennyksiä kestävyystietojen tarkentuessa.

Kaikkien edellä mainittujen BWR-polttoaineen valmistajien (AA, Exxon, GE, KWU) käyttämät rajoitukset ovat periaatteessa samansuuntaisia. Rajoituksia on asetettu tehonnostonopeudelle lähinnä seuraavissa tilanteissa:

- vaihtolatauksen jälkeen,
- pitkähkön matalatehovaiheen tai seisokin jälkeen,
- säätösauvasekvenssin vaihto.

Jos reaktori on kokenut esimerkiksi pikasulun ja paluu täydelle teholle tapahtuu riittävän nopeasti muuttamatta säätösauvasekvenssiä, käyttörajoituksia ei tarvitse soveltaa tai ne koskevat vain ksenon-kompensointia täyden tehon läheisyydessä.

Käyttörajoitusten soveltamisalue on rajattu seuraavien kriteerien avulla:

- paikallisen tehotason on ylitettävä tietty kynnyсарvo,
- palaman on täytynyt saavuttaa tietty vähimmäisarvo,
- polttoainesauvan paikallinen tehotaso ei tietyn edeltävän totutusajan kestäessä ole saavuttanut sitä tehotasoa, jolle nosto tapahtuu.

Nämä rajoituskriteerit ovat paikallisia, polttoainesauvaan kohdistuvia (esim. muotoa kW/m·h). Käytännössä reaktoria ajettaessa sovelletaan tietysti laitoskohtaisia sääntöjä, jotka on laadittu siten, että em. paikalliset kriteerit täyttyvät. Reaktorin ajosäännöt määrittelevät esimerkiksi tietyn tehotason (% täydestä tehosta), jonka yläpuolella tehonnostonopeus on rajattu (%/h). Samoin on rajoitettu säätösauvojen asennon muutokset mahdollisimman pienin askelin tapahtuviksi.

3. YHTEENVETO BWR-POLTTOAINEELLE SUORITETUISTA KOKEISTA

Koeohjelmat

BWR-polttoaineelle on suoritettu huomattava määrä eri koeohjelmiin kuuluvia kokeita, joiden avulla on mm. pyritty verifioidaan käytettyjä polttoaineen suunnitteluarvoja, tutkimaan uusia polttoainekonstruktioita, määrittämään polttoaineen käytöntekniset ominaisuudet ja keräämään lähtötietoja polttoainemallien kehitystyötä varten.

Kokeita ovat suorittaneet sekä polttoaineen valmistajat että eräät kansainväliset yhteistyöprojektit. Kansainvälisistä projekteista ovat Suomen kannalta tärkeimmät Halden-projekti ja Interramp-projekti. Projekteihin osallistuu polttoaineen valmistajia, voimayhtiöitä ja tutkimuslaitoksia.

Seuraavassa on tarkasteltu lyhyesti niitä kokeita, joissa on tutkittu polttoaineen käyttäytymistä tehonnostotilanteissa. Koeohjelmien keskeneräisyyden vuoksi on tässä yhteydessä rajoitettu kuvaamaan koetuloksia vain kvalitatiivisesti.

Tulokset Koeohjelmilla on jo tähän mennessä saatu arvokasta tietoa polttoaineen käyttäytymisestä. Tulokset eivät kuitenkaan ole aina yksiselitteisiä tai keskenään sopusoinnussa, koska koereaktoreiden olosuhteet ovat varsin erilaisia.

Kaikissa koeohjelmissä on tutkittu BWR-polttoaineen kestävyyttä tehonnostotilanteessa (eräät koeohjelmat on suunniteltu pelkästään tätä tarkoitusta varten). Koetulokset osoittavat, että nykyinen BWR-polttoaine on tehonnostotilanteessa altis vaurioitumiselle PCI-ilmiön johdosta. PCI-ilmiö on statistinen ja palamasta riippuva. Pienet tai edes kohtuullisetkaan muutokset nykyisiin polttoaineen suunnitteluarvoihin eivät vähennä altiutta PCI-ilmiölle.

Polttoaineen vaurioitumisherkkyys tehonnostotilanteen aikana riippuu ratkaisevasti tehonnostonopeudesta. Koetulokset osoittavat, että vaurioitumisen välttämiseksi suuren tehonnoston aikana on käytettävä varsin alhaista nostonopeutta: ehkä suuruusluokkaa $0,1 \text{ W/m}\cdot\text{s}$. Jos tehonnostonopeus on suurempi - vastaten suuruusluokkaa $1 \text{ W/m}\cdot\text{s}$ - tehonnoston suuruus on rajoitettava tietyn raja-arvon alle vaurioitumisen välttämiseksi. Koetulokset ovat ristiriitaisia tämän raja-arvon suhteen, mutta tämänhetkisen tietämyksen mukaan polttoaineen vaurioitumisraja nopeissa rampeissa vastaa lineaaritehon muutosta $15\dots25 \text{ kW/m}$ ja absoluuttiarvoa $35\dots45 \text{ kW/m}$.

Tulosten tulkinta

Tehtäessä tehonnostokokeissa saatujen tulosten perusteella johtopäätöksiä polttoaineen käyttäytymisestä tehoreaktorissa tehon noston aikana on noudatettava suurta varovaisuutta. Eri koetulosten vertailu osoittaa, että koeolosuhteiden ja tehoreaktoriolosuhteiden erolla (esim. jäähdytteen ja sauvojen ominaisuudet) saattaa olla huomattava vaikutus polttoaineen käyttäytymiseen. Myös eräät pelkästään kokeisiin liittyvät seikat, kuten säteilytettyjen sauvojen kuljetus koereaktoriin, vaikuttavat polttoaineen käyttäytymiseen.

4. BWR-POLTTOAINEVALMISTAJIEN SUORITTAMAT KOKEET

4.1 Oskarshamn 1:n ramppikoe

Kokeen suoritus

Oskarshamn 1-reaktorissa suoritettiin heinäkuussa 1975 huolellisesti suunniteltu ja valvottu säätösauvan vetokoe, jossa säätösauvan vieressä sijainneisiin polttoaineniippuihin synnötettiin tehoramppi.

Yksi säätösauva oli tarkoituksellisesti jätetty sydämen puoli-väliin kahden säätösauvasekvenssin (n. 1,6 MWd/kgU) ajaksi. Kolme vuorokautta ennen kesäseisokin alkua tätä säätösauvaa vedettiin ulospäin kolmessa nopeassa askeleessa (53 % → 63 % → 73 % → 83 %) siten, että askelten väliä oli 1 h.

Säätösauvan ympäristössä syntyi luonnollisesti voimakas paikallinen tehoramppi. Suurin polttoaineen kokeen aikana saavuttama lineaariteho oli 38 kW/m. Yksittäisten polttoainesauvojen kokema tehoramppi vaihteli laajassa spektrissä ulottuen em. maksimiarvoon asti. On huomattava, että kokeen aikana käytettyjä säätösauvakuvioita ei esiinny reaktorin normaalissa toiminnassa. Täten esimerkiksi tehojakauma oli epänormaalin paljon alaspäin piikittynyt.

Koetulos Välittömästi säätösauvan vedon jälkeen laitoksen primääripörrissä havaittiin aktiivisuuden nousua, joka osoitti, että sydämessä oli syntynyt polttoainevaurioita. Reaktorin sulkemisen jälkeen suoritettu tarkastus osoitti 14 nipun vaurioituneen kokeen aikana, joista löydettiin myöhemmin kaikkiaan 45 vaurioitunutta sauvaa.

Koetulos osoitti, että koereaktoreiden tai lyhyillä sauvoilla saatujen ramppikokeiden tulokset eivät sellaisinaan ole sovellettavissa tehoreaktoriolosuhteisiin. 01:n ramppikokeessa vaurioituneiden niippujen suuri lukumäärä indikoi, että verraten pienet, mutta nopeat tehonmuutokset ovat potentiaalisesti haitallisia. Vaurioitumiseen johtanut tehonmuutos vaihteli huomattavasti eri sauvojen välillä, ja vain osa tehonmuutoksen kokeneista nipuista vaurioitui.

4.2 Asea-Atomien muut kokeet

Oskarshamn 1:n kokeet

AA:lla on käynnissä sarja kokeita, joissa suoritetaan ensin koesauvojen säteilytys 01-reaktorissa, sen jälkeen niiden siirto Studsvikiin ja lopuksi koesauvojen tehonnostokoe R2-reaktorissa. Ensimmäiset koesauvat ladattiin 01:een v. 1973; sen jälkeen on uusia koesauvoja ladattu lähes vuosittain.

01:een ladatut koesauvat ovat segmentoituja, ts. jokainen sauva koostuu joukosta lyhyempiä sauvoja. Osa koesauvoista on ollut AA:n standardityyppiä ja osa on edustanut kehittyneempiä polttoainekonstruktioita. Kokeiden avulla AA tutkii polttoaineen suunnitteluparametrien vaikutusta kestävyteen ja pyrkii kehittämään kestävämpää polttoainetta.

R2:ssa on tehty kahdentyypisiä tehonnostokokeita: nopeita rampeja ja hitaita rampeja. Kokeiden perusteella on voitu todeta, että tehonnostonopeudella on tietty raja-arvo, jonka yläpuolella vaurioita alkaa esiintyä. Toinen kokeissa saatu tulos on se, että polttoainesauvan vaurioitumisherkkyys ei oleellisesti muutu vaihdeltaessa suunnitteluarvoja kohtuullisissa rajoissa.

Kahlin kokeet

Tutkimuksen kohteina Kahlin kokeissa ovat Asean v. 1968 Kahlia varten valmistamat polttoainesauvat. Sauvojen säteilytys tapahtui Kahlin reaktorissa, josta ne siirretään Studsvikiin, jossa suoritetaan tehonnostokokeet R2- reaktorissa.

Kahlin polttoaine on valmistettu kaupallisten, joskin nykyistä poikkeavien suunnitteluarvojen perusteella. Säteilytys Kahlin reaktorissa on tapahtunut verraten alhaisessa tehossossa, mutta muuten tyypillisissä kevytvesireaktoriolosuhteissa. Tehonnostokokeet R2:ssa suoritetaan simuloituissa BWR-olosuhteissa.

Ensimmäisessä koesarjassa testattiin sauvoja, joiden keskimääräinen palama oli noin 15 MWd/kgU. Sauvoilla suoritettiin joukko kokeita, joissa tehonnosto tapahtui 3 eri tavalla:

- askelittainen ramppi,
- nopea ramppi,
- hidas ramppi.

Ramppien lähtötehotaso oli n. 15 kW/m. Tehonnostonopeus hitaassa rampissa oli jonkin verran korkeampi kuin tehoreaktoreita koskeva suositus.

Askelittaisissa rampeissa kaikki koesauvat rikkoutuivat ylitettyään tietyn tehotason. Sama vaurioitumisrajan haarukka päti nopeissa rampeissa testatuille sauvoille. Suojakuorimateriaalin lämpökäsittelyn ei todettu vaikuttavan vaurioitumisherkkyteen.

Hitaassa rampissa sauva kesti vaurioitumatta tehonnoston huomattavasti korkeammalle tehotasolle, kuin mitä tehoreaktoreissa käytetään. Tämä osoittaa, että tehonnostonopeudella on ratkaiseva merkitys sauvan vaurioitumisherkkyden kannalta.

AA on parhaillaan suorittamassa Kahlin jatko-ohjelmaan liittyviä kokeita. AA suunnittelee lisäksi uutta Kahl-ohjelmaa, jossa tutkitaan palaman 16...27 MWd/kgU saavuttaneita sauvoja.

4.3 Kraftwerk Unionin kokeet

KWU on suorittanut segmentoiduilla polttoainesauvoilla tehonnostokokeita, joissa sauvat on ensin esisäteilytetty Würgassenissa ja joissa näille sauvoille on suoritettu rampikokeita Petten-reaktorissa. Esisäteilytys on kestänyt yhdestä kolmeen palamajaksoa. Pettenissä sauvat on sijoitettu vesijäähdytteisiin kapseleihin.

Ohjelman tarkoituksena on määrittää standardipolttoaineen vaurioitumiskysymys palaman funktiona ja tutkia konstruktio-
muutosten vaikutusta polttoaineen käyttäytymiseen. Tehonnos-
tot on suoritettu siten, että ne simuloivat joko vaihtolatauk-
sen jälkeistä tehonnostoa tai käytönaikaisia transientteja.
Tutkitun polttoaineen palama vaihteli välillä 10...23 MWd/kgU.

Koetulokset osoittavat, että vaurioituminen voidaan välttää
laskemalla tehonnostonopeus riittävän pieneksi. Pettenin
kokeissa tämä kriittinen muutosnopeus oli suuruusluokkaa
10 W/m·s, mikä on kertaluokkaa 10...100 suurempi kuin eräis-
sä tehoreaktoriolosuhteissa saadut tulokset. Tämä ero voi
mahdollisesti ainakin osittain johtua siitä, että Pettenin
ramppinkokeissa käytettiin lyhyitä, segmentoituja sauvoja.

Mahdollisia PCI:lle vastustuskykyisempiä konstruktioratkai-
suja on etsitty toisaalta UO₂-tablettien muotoa tai rakennet-
ta muuttamalla (viistetyt tabletit, keskusreikä, plastisuus)
ja toisaalta sijoittamalla suojaava kerros polttoaineen ja
suojakuoren väliin (grafiitti, kupari).

PWR-sauvoille KWU on suorittanut ramppinkokeita Obrigheim-
ja Biblis A -reaktoreissa, jotka vastaavat AA:n Oskarshamn
1:ssä tekemää ramppinkoetta.

4.4 General Electricin kokeet

Suoritettuaan PCI-mekanismien tutkimuksia ramppinkokeissa GETR
(General Electric Test Reactor)-reaktorissa GE aloitti tutki-
mukset, joiden tarkoituksena on selvittää mahdollisuudet pa-
rantaa polttoaineen kestävyyttä konstruktio-
muutosten avulla. Osassa kokeita käytettiin simuloitua fissiotuoteympäristöä suo-
rittamalla ramppinkokeita nollapalamaisella polttoaineella, jonka
UO₂-tabletteihin oli lisätty palladiumjodidia. Näiden kokei-
den tulosten mukaan grafiittipäällä ei ole PCI-kestä-
vyyttä parantavaa vaikutusta.

Eräessä toisessa koesarjassa käytettiin ohutta, lommahtavaa
suojakuorta, jonka avulla pyrittiin lisäämään PCI-herkkyyttä ja
kiihdyttämään täten koetulosten saant nopeutta. Näille sauvoil-
le suoritettiin ramppinkoe GETR-reaktorissa palaman arvolla
4,5 ± 1 MWd/kg. Useat PCI:lle vastustuskykyiset konstruktio-
ratkaisut osoittivat kestävänsä vaurioitumatta jopa tehon noston
61...70 kW/m:iin. Näitä konstruktioita olivat mm. suojakuoren
päällästäminen ohuella kupari- tai sirkonikerroksella.

Tällä hetkellä GE:llä on meneillään v. 1974 aloitettu koeohjel-
ma, jossa suoritetaan tehoreaktoreissa säteilytetyille segmen-
toituille polttoainesauvoille ramppinkokeita GETR:ssä. Tähän
mennessä on saatu tuloksia palaman arvoon 8,2 ± 1 MWd/kg asti.
Maksimiteho ramppinkokeissa on ollut 55 kW/m, ja niiden tulok-
set vahvistavat aikaisemmin tehdyt johtopäätökset PCI:lle vas-
tustuskykyisistä konstruktioratkaisuista.

5. KANSAINVÄLISET KOEOHJELMAT

5.1 Halden-projekti

Tutkimuskohteet ja koelaitteisto

Halden-projektin pääasialliset tutkimuskohteet ovat kevytvesireaktorin polttoainetutkimus ja tietokonepohjaisen reaktorin valvontajärjestelmän kehittäminen. Polttoainetutkimuksen pääpaino on viime vuosina ollut PCI-ilmiön ja polttoaineen vaurioitumisrajojen tutkimuksessa. Tulevaisuudessa pyritään tehostamaan polttoaineen käyttäytymisen tutkimista mukaanlukien LOCA- ja transienttiolosuhteet.

Kaikki polttoaineelle tehdyt tutkimukset suoritetaan HBWR-reaktoriin rakennetuissa koekapsелеissa, ns. rigeissä. Säteilytettävät ja testattavat sauvat sijoitetaan rigien sisään. Rigien avulla voidaan simuloida erilaisia reaktoriolosuhteita: tehon, virtauksen ja paineen vaihtelut, tehojakauman muutokset ym. Erityisen tärkeätä polttoainetutkimuksen kannalta on rigeihin liittyvä pitkälle kehitetty ja monipuolinen in-core-instrumentointi.

Suoritetut mittaukset

HBWR-reaktorissa on säteilytetty vuodesta 1963 alkaen yli 200 instrumentoitua pa-sauvaa tai rigiä. Polttoainesauvojen valmistajia ja tutkimusten suorittajia on ollut yli 20, näiden joukossa kaupallisen polttoaineen valmistajia, kuten AA, GE, KWU, tutkimuslaitoksia ja viranomaisia.

Koesauvojen avulla on tutkittu ja tutkitaan mm. seuraavia asioita:

- fissiokaasujen käyttäytyminen,
- polttoaineen deformatuminen,
- polttoaineen vaurioituminen.

Sauvoja on säteilytetty simuloituissa BWR- ja PWR-olosuhteissa, niille on suoritettu yliteho- ja rampikokeita jne. Valmistamalla erilaisia koesauvoja on tutkittu suunnitteluparametrien vaikutusta: suojakuori, kaasuaukko, pa-tabletti, palava myrky ym.

Verrattaessa Haldenin kokeissa saatuja tuloksia muissa kokeissa (esim. Interramp) saatuihin tuloksiin on voitu todeta Haldenin tulosten yliarvioivan polttoaineen kestävyttä. Tämä voitaneen ainakin osittain selittää poikkeavista olosuhteista johdettavaksi (esim. paine reaktorissa on n. 30 bar). Lisäksi on muistettava, että vasta vain pieni osa Haldenin mittauksista on tehty simuloituissa tehoreaktoriolosuhteissa.

5.2 Interramp-projekti

Kokeiden suoritus

Studsвикissa on vuosina 1975...1978 läpiviety kansainvälinen Interramp-projekti, jossa tutkittiin BWR-polttoaineen käyttäytymistä tehonnoston aikana.

Projektia varten valmistettiin 29 koesauvaa Asea-Atomin polttoainetehtaalla Västeråsissa. Kokeissa käytettiin 20 sauvaa, jotka valmistettiin osin erilaisia suunnitteluparametreja käyttäen. Tärkeimmät tutkittavat suunnitteluparametrit olivat suoja kuoren lämpökäsittely, palama ja kaasuaukon suuruus.

Sauvat esisäteilytettiin Studsvikin R2-reaktorissa erityisissä kiehutuskapseleissa (rig), joiden olosuhteet vastasivat mahdollisimman tarkoin BWR-sydämen olosuhteita. Tehonnostokokeet, rampit, suoritettiin vakionostonopeudella $40 \text{ W/cm}\cdot\text{min} = 67 \text{ W/m}\cdot\text{s}$. Rampin lähtötaso oli periaatteessa esisäteilytysvaiheen viimeinen jakso. Rampin suuruus sovittiin etukäteen erikseen kullekin sauvalle.

Koetulokset

Koetulokset osoittivat, että sauvan vaurioituminen ja vaurioitumiseen kulunut aika riippuu voimakkaasti sauvan kokeman tehonnousun suuruudesta. Kokeissa pystyttiin havaitsemaan odottamattoman selvä vaurioitumiskynnys, joka vastasi tehonnousun arvoa n. 17 kW/m . Lisäksi tehonnoususta vaurioitumiseen kulunut aika näyttää olevan verrannollinen tehonnousun suuruuteen.

Sen sijaan saavutetun lopputehon ja vaurioitumisen välillä näyttää olevan vain toisen kertaluokan yhteys. Myöskään palaman tai eri suunnitteluarvojen ja vaurioitumisen välillä ei pystytty havaitsemaan voimakasta riippuvuutta.

**IVO:N KOKEMUKSIA YDINPOLTTOAINEEN KÄYTÖSTÄ JA KÄYTÖN SUUNNITTE-
LUSTA**

Yleistä Loviisan ydinvoimalaitoksen polttoaineen käyttöä reaktorissa seurataan lähinnä

- prosessitietokoneen avulla, joka laskee mittaustietoihin ja teoriaan perustuen sydämen tärkeimmät lämpöteknilliset suureet sekä
- primääriveden aktiivisuusmittauksilla.

Vaihtolatausten latauskaavioiden suunnittelusta on laitoksen takuuaikana vastannut polttoainetoimitaja (AEE). Suunnittelutyökaluna on ollut neuvostoliittolainen BIPR-ohjelma, josta on versio myös IVO:n käytössä.

Seuraavassa on esitetty polttoaineen käyttöön ja sen suunnitteluun liittyviä kokemuksia Loviisa 1 reaktorin toiselta palamajaksoilta, joka on parhailaan menossa.

Booripitoisuus toisen palamajakson aikana

Kuvassa 1 on esitetty jäähdytteen booripitoisuus ja säätösauvojen asento jakson pituuden (efektiivisten täystekovuorokausien) funktiona. Laskettujen ja mitattujen arvojen vertailua vaikeuttaa se, että säätösauvojen asento on suunnittelulaskussa ollut jonkin verran alempana kuin käytännössä. Samoin reaktorin teho on suunnittelulaskuissa ollut 100 % kun se käytännössä on ollut 92 %. Itse asiassa ennustettu latausjakson pituus on, toisin kuin kuvasta 1 voisi ensinäkemältä päätellä, jonkin verran lyhyempi kuin suunnittelulaskujen antama pituus.

Tehojakautuma

Kuvassa 2 on esitetty jakson pituuden funktiona max. elementtitehon suhde keskimääräiseen elementtitehoon eli radiaalinen muototekijä (K_q) ja max. segmenttitehotiheyden suhde keskimääräiseen tehotiheyteen eli 3-dimensioinen muototekijä (K_v). Segmentillä tarkoitetaan pituussuunnassa kymmeneen osaan jaetun elementin yhtä osaa. Havaitaan, että erityisesti 3-dim. muototekijän kohdalla lasketut ja mitatut arvot sopivat hyvin yhteen. Jakson lopussa tapahtuva lasketun K_v :n arvon nousu johtuu siitä, että säätösauvat nostetaan ylös booripitoisuuden mentyä nolleen. Tätä ennen niiden on oletettu olleen vakioasennossa. Todellisuudessa säätösauvat liikkuvat jonkin verran koko ajan, joten säätösauvajatkkeen "palaneen" ja "tuoreen" osan raja ei ole niin jyrkkä kuin suunnittelulaskussa. Käytännössä säätösauvat ovat jakson loppupuolella jo niin ylhäällä, ettei minkäänlaista K_v :n suurenemista jakson lopussa ole odotettavissa.

Kuva 3 esittää mittaustiedoista johdettua sydämen kokonaismuotokerrointa K_{tot} jakson pituuden funktiona. K_{tot} :iin sisältyy 3-dim. muototekijän lisäksi elementin sisäinen muototekijä K_{elem} ja ns. insinööritekijä K_{eng} , joka ottaa huomioon valmistustoleransseista yms. johtuvat epävarmuustekijät. Kuvaan on myös katkoviivalla merkitty arvo 2,5, joka on suurin sallittu K_{tot} :n arvo reaktorin toimiessa 100 %:n teholla (vastaa suurimman lineaaritehon arvoa 325 W/cm).

Kuvassa 4 on esitetty tehon aksiaaliprofiili kahdessa elementissä jakson alussa ja 220 täyстehovuorokauden jälkeen. Suurin segmenttiteho esiintyy jakson alussa elementissä 12-45 ja jakson lopussa elementissä 15-48. Nähdään, että aksiaalinen tehojakautuma li-

tistyy huomattavasti palamajakson aikana. Keskimääräinen aksiaalinen muotokerroin on jakson alussa 1,25 ja lopussa 1,10.

Palama

Suurimmat elementtipalamat ovat tällä hetkellä luokkaa 21000 MWd/tU. Kuvassa 5 on esitetty sydämen palaneimman elementin segmenttikohtainen palamajakautuma kun toista jaksoa on kulunut 220 efektiivistä täysetehovuorokautta. Suurimmat segmenttikohtaiset palamat ovat hieman yli 24000 MWd/tU.

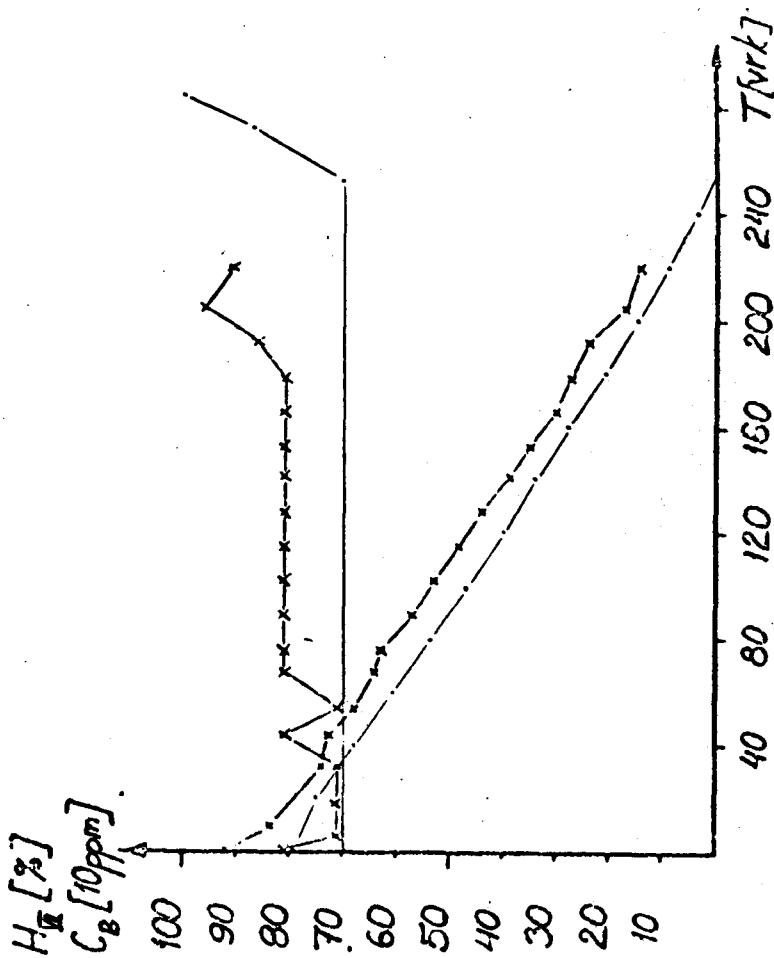
Polttoainesauvojen kunto

Polttoainesauvojen kuntoa tarkkaillaan seuraamalla primäärijäähdytteen aktiivisuutta. Kuvassa 6 on esitetty muutamien polttoaineen kuntoa kuvaavien isotooppien aktiivisuudet toisen palamajakson aikana. Edelleen on esitetty arvio mainittujen isotooppien aktiivisuustasoista siinä tapauksessa, että 1%:ssa polttoainesauvoja on "pieniä" vikoja ja 0,1%:ssa "suuria" vikoja.

Yhteenveto

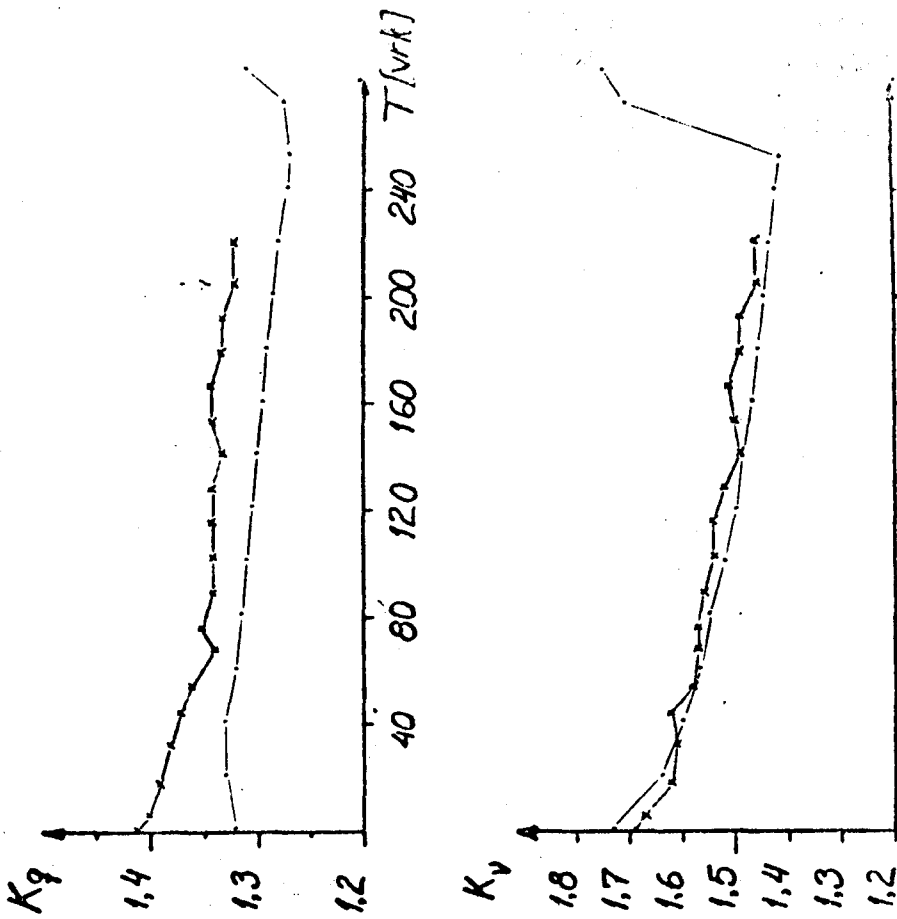
Verrattaessa toisiinsa toisaalta mitattuja ja toisaalta suunnittelulaskuilla laskettuja tehojakautumia, jakson pituuksia jne, voidaan havaita joidenkin suureiden, esim. K_v , kohdalla hyvä yhteensopivuus. Erot, joita havaitaan joidenkin toisten suureiden kohdalla, johtuvat osittain siitä, ettei suunnittelulaskuissa ole oikein osattu ennakoida todellista käyttöä, osittain niitä voitaneen pienentää myös "viritämällä" laskenta ohjelmaan sisältyviä parametreja paremmin vastaamaan Loviisan reaktoria ja sen polttoainetta.

Polttoaineen mekaanisesta käyttäytymisestä saadut kokemukset ovat toistaiseksi olleet hyvät. Tästä osoituksena on primäärijäähdytteen alhainen aktiivisuustaso.



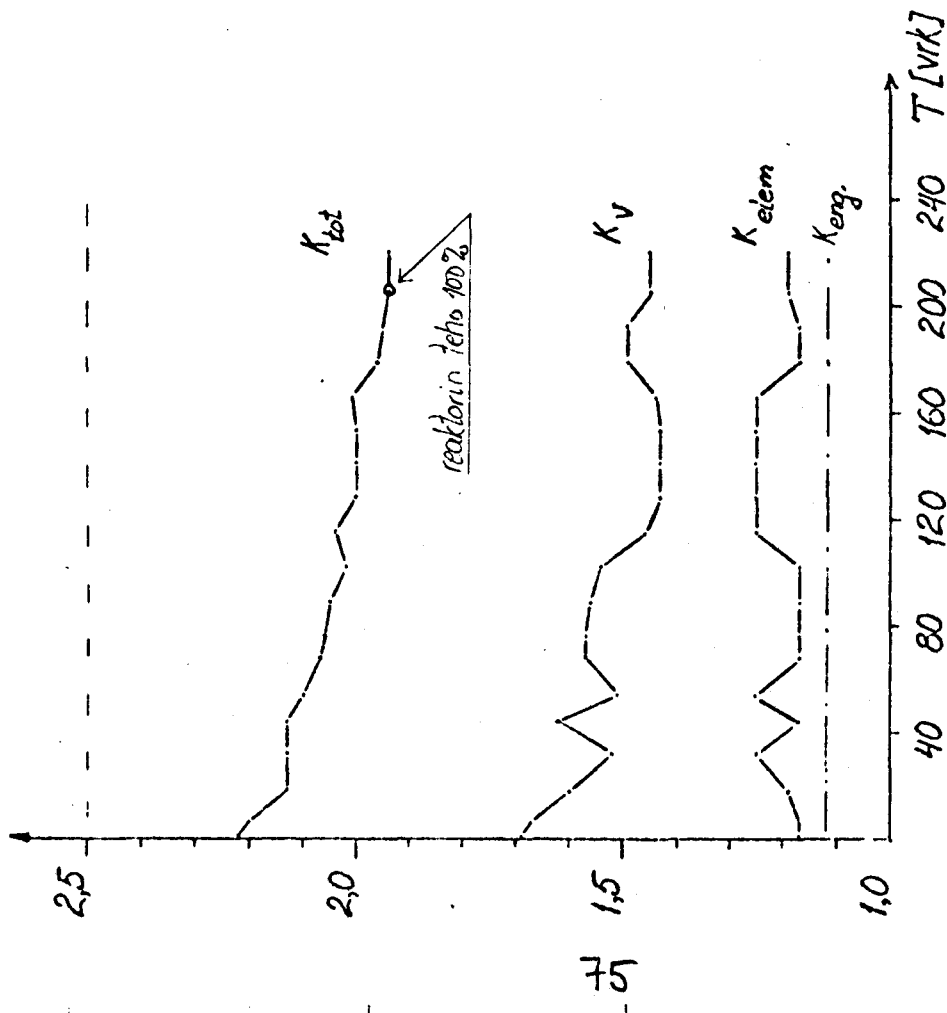
L01, 2. jakso, booripitoisuus ja säätösauvojen korkeus
 x—x mitattu — laskettu (BIPR)

Kuva 1



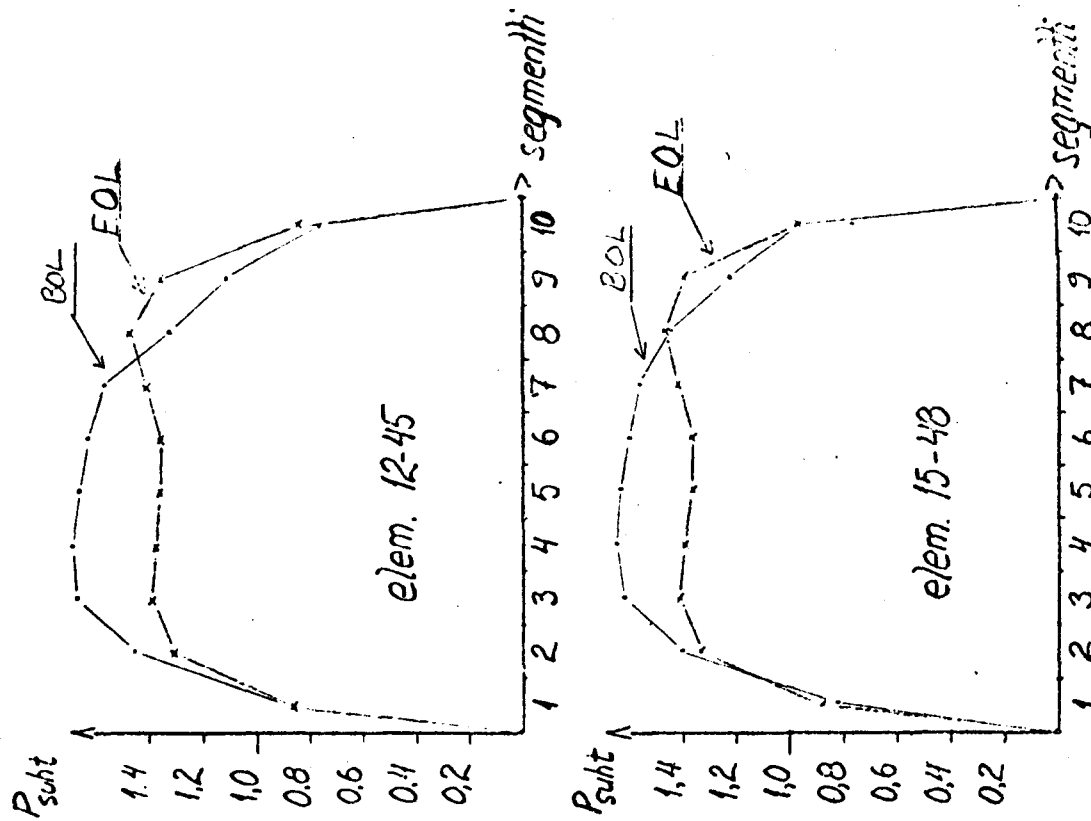
L01, 2. jakso, muutokertoimet K₉ ja K_v
 x—x mitattu — laskettu (BIPR)

Kuva 2.

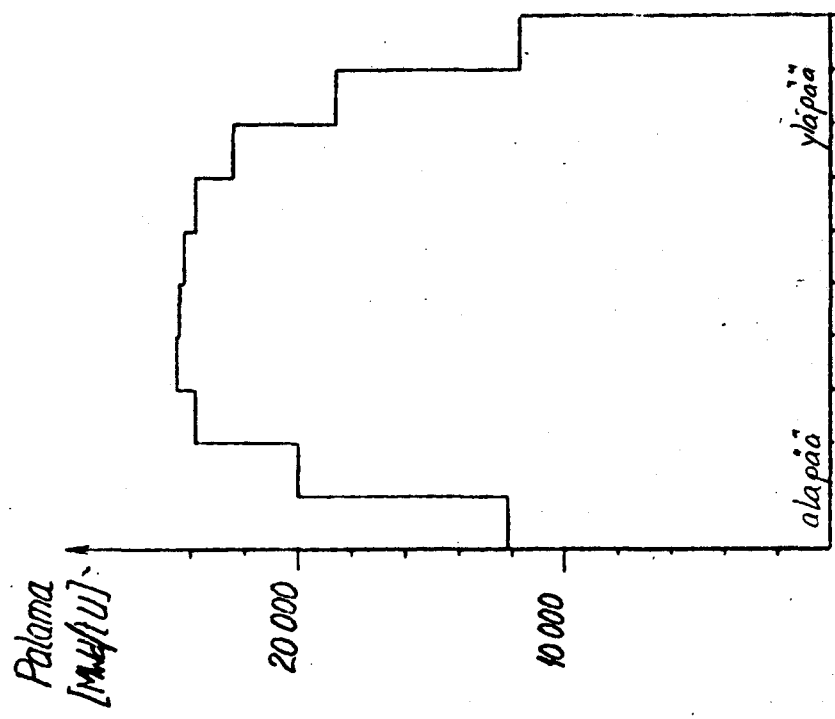


L01, 2. jaksso, kokonaismuotokerroin
 --- suurin sall. arvo 100%:n teholla

Kuva 3.

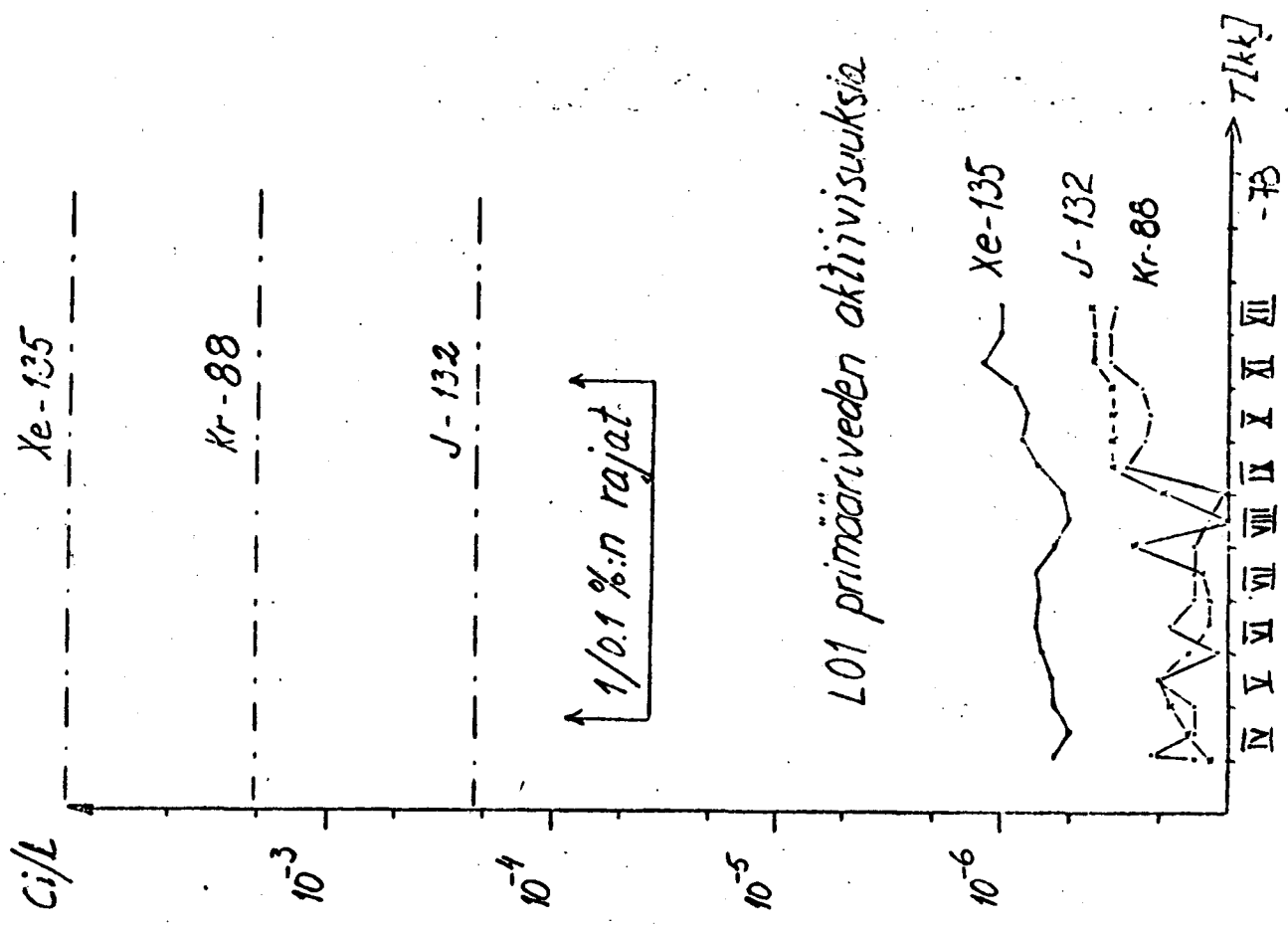


L01, 2. jaksso, tehon aksiaaliprofiili
 elementit 12-45 ja 15-48
 Kuva 4



1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 segmentti
 L01, palaneimman elementin palamajakautuma 2. jakson loppupuolella

Kuva 5



Kuva 6

Julkaistaan Electric Power Research Institute, Inc. luvalla. Alkuperäinen julkaisupaikka EPRI Journal July/August 1978.

by John E. Kenton

THE BIRTH & EARLY HISTORY OF NUCLEAR POWER

A decade of work on nonmilitary uses preceded the first token generation of electricity by a reactor in the Idaho desert in 1951. The technology has since come a long way.

Licester, England, 1933. Sir Ernest Rutherford, one of the greatest contributors to our understanding of atomic structure, stood before the British Association for the Advancement of Science and declared: "The energy produced by the breaking down of the atom is a very poor kind of thing. Anyone who expects a source of power from the transformation of these atoms is talking moonshine."

Only 25 years later, Lewis Strauss, second chairman of the U.S. Atomic Energy Commission, asserted that nu-

clear power would make electricity so cheap it would not be worthwhile to meter it.

It appears that nuclear power has been so fundamentally new to our experience that even experts are led into extremes of thought and comment. Yet in less than 50 years, nuclear generation of electric power has been transformed from "moonshine" into the source for 12% of the electricity used in the United States. Following Lord Rutherford's 1933 statement, a series of interesting and rapid technological and political developments took place that gave us the nuclear reactors in use today.

Fertile imaginations

The majority of the world's electric power reactors are based on prototypes developed by the U.S. Navy, whose scientists were the first to grasp the potential of the controlled use of nuclear power. Ross Gunn, technical advisor to the director of the Naval Research Laboratory, saw the implications as far back as January 1939, when Niels Bohr and Enrico Fermi reported to the 5th Washington (D.C.) Conference on Theoretical Physics the startling news that Otto Hahn and Fritz Strassman in Berlin had split the uranium nucleus, releasing a significant amount of energy. Two months later Fermi briefed the Navy Department. While most of the naval staff present were thinking in terms of a weapon, Gunn was pondering the feasibility and potential of a nuclear propulsion engine that could power a submarine. Because a nuclear engine would require no oxygen, the ship would be liberated from the surface, except for reprovisioning.

On November 1, 1939, President Roosevelt's Advisory Committee on Uranium reported that a chain reaction was possible. "If it could be achieved and controlled," the report continued, "it might supply power for submarines. If the reaction should be explosive, it would provide a possible source of bombs with a destructiveness vastly greater than anything now known."

Gunn immediately contacted Merle Tuve of the Carnegie Institution, and a program to study the idea of nuclear-powered submarines was set up with \$1500 in Navy funds. In 1940 Tuve reported that submarine propulsion appeared more practical at that moment than an atomic bomb.

The Navy maintained its interest in propulsion throughout World War II, even though early in the war the decision was made to go for the weapon first. The atomic bomb project was assigned to the Army. In the summer of 1942, with General Leslie R. Groves in charge, the A-bomb organization, code-named the Manhattan Engineering District (MED), was established.

The story of MED and its feverish race to fabricate an atomic bomb before the Nazis has often been told. While MED was concentrating the nation's best scientific talent on the awesome problems of mastering an unknown science, the concept of harnessing nuclear power for peaceful purposes continued to occupy farsighted minds. Fermi himself wrote that even as his team of physicists was shutting down the Stagg Field pile on December 2, 1942, the day the world's first controlled chain reaction was achieved, "We all hoped that with the end of the war emphasis would be shifted decidedly from the weapon to the peaceful aspects of atomic energy."

For about a decade following the Stagg Field experiment, all reactors were called piles. The original pile, built under the west stand of the Stagg Field stadium of the University of Chicago, was exactly that: a stack of graphite bricks piled in a large cube, with uranium buttons spaced at intervals in each layer. Later, as the configuration of chain-reacting devices diverged increasingly from the simple pile, the term *reactor* was borrowed from the chemical industry, where it denotes a vessel in which a reaction is made to take place.

Earliest concepts

By 1944, a year before the war ended, at least five major reactor concepts were being considered.

Farrington Daniels, a University of Wisconsin chemist working in Chicago in MED's Metallurgical Laboratory (a screen, as its work was mostly in nuclear physics and chemistry), was planning a high-temperature power pile cooled by helium gas. On the recommendation of General Groves's Advisory Committee on R&D, Daniels and his team were later moved from the Met Lab (forerunner of Argonne National Laboratory) to Clinton Laboratories (forerunner of Oak Ridge National Laboratory).

Also at the Met Lab, Walter Zinn conceived a reactor that would breed more fissionable material than it consumed. This rabbits-from-a-hat trick would be accomplished by surrounding the chain-reacting core of a reactor with a blanket of natural uranium or thorium. Neither the uranium-238 isotope, which is the preponderant (99.3%) constituent of natural uranium, nor thorium-232 is fissionable; however, when exposed to a field of free neutrons, the nuclei of both uranium-238 and thorium-232 will absorb a neutron. As a result of this neutron capture, nonfissionable thorium-232 is naturally transmuted to uranium-233, which is fissionable; and nonfissionable uranium-238 is transmuted to plutonium-239, also fissionable. The hope was that during operation, more fissionable material would be created in the reactor blanket than was "burned" in the reactor core. Hence the term *breeder*.

By the end of 1945 Zinn was determined to try to build a fast-neutron, liquid-metal-cooled breeder pile, using highly enriched uranium (mostly fissionable uranium-235) in the core, with a natural uranium blanket to breed plutonium.

At Los Alamos Scientific Laboratory, Philip Morrison was working up a proposal to build a 10-kW fast-neutron pile using plutonium fuel.

A fast-neutron pile is one that does not use a moderator—the material placed in the reactor core to cushion and absorb some of the very high energy of neutrons at the moment of their release from a fissioned nucleus. With certain nuclear fuels, omitting the moderator increases the probability of further fis-

sions to maintain the chain reaction. (Graphite was the moderator in the Stagg Field pile and in other early piles.)

At Clinton Laboratories, a radically different kind of pile was conceived—a pile in which the fuel would be in a homogeneous state, such as a solution of uranium-235 salts in water. Unlike the more common heterogeneous pile in which the fuel is in the form of discrete metal strips, rods, or cartridges, and a liquid or gaseous coolant is pumped past it to pick up its heat and carry it to a heat exchanger, the homogeneous pile circulates the fluid fuel itself. The fuel is allowed to become critical (i.e., chain-reacting) in a spherical tank whose geometry permits enough of the fuel solution to gather to form a critical mass. The reaction heats the solution, which is pumped out of the tank through narrow pipes in which it becomes subcritical, is passed through a heat exchanger (which boils water to steam), and is returned to the tank. The Clinton group proposed a 10-MW demonstration of this type of reactor, but it was to be 1950 before a smaller homogeneous reactor pilot plant was approved.

From the Naval Research Laboratory (NRL) came still another pile concept; this one used a novel metal coolant—a sodium-potassium (NaK) alloy that is liquid at room temperature.

The NRL concept was the subject of a March 1946 report by Philip Abelson, a civilian physicist with the Navy who had shared Gunn's early vision of nuclear propulsion. Abelson proposed building a nuclear-powered submarine in two years. Vague in many respects, his report is nevertheless the first concrete proposal in Navy archives for the construction of a nuclear submarine. The idea of using liquid metal as the heat transfer medium caught the attention of an engineering executive at General Electric Co. and led to a proposal from that company in May 1946 for a study of a nuclear-powered destroyer.

So by January 1947, there had been two years of work and activity on controlled nuclear power.

First project

The first formal power reactor project was the Daniels pile that was set up by MED at Clinton Laboratories. In March 1946, Charles A. Thomas of Monsanto Chemical Co., the operating contractor for Oak Ridge, proposed that the Navy participate in a joint government-industry project to build the Daniels pile.

Also early in 1946 General Groves, then still in charge of everything nuclear, suggested that the Navy assign a few engineering officers to Oak Ridge to learn the fundamentals of nuclear technology. This was to prove a key event.

In June 1946 a Navy team of five officers and three civilian physicists and engineers arrived in Oak Ridge to learn nuclear technology, work with the Daniels group, and lay the groundwork for a possible nuclear propulsion engine. The senior officer in the group was an electrical engineer, Captain Hyman G. Rickover.

Although the Navy had intentionally not named him officer-in-charge of the group because of differences of view among the leaders of the Navy's Bureau of Ships, Rickover soon took charge by sheer force of personality. The terms of the team's assignment specified that each of the five Navy officers would report to the Army command at Oak Ridge, but Rickover obtained authorization to write his fellow officers' periodic performance reports and thereby formalized his leadership of the team.

The Navy team soon learned that several of the scientists at Oak Ridge were unimpressed by the Daniels project, primarily because the Daniels group's technically ambitious plans included little systematic effort to define engineering problems. Rickover worked tirelessly to master the details of the arcane new science and insisted on relating nuclear physics and chemistry to the specific engineering problems of putting together a nuclear propulsion engine.

In 1946 Rickover's team heard Alvin M. Weinberg, leader of the Clinton physicists, suggest the possibility of using water under high pressure both as the heat transfer medium and as the

moderator of a power reactor. The Navy men saw that for submarine application a liquid would be better than a gas coolant because it permits greater compactness in the coolant and it eliminates the bulk and weight of a graphite moderator stack.

After much competition among concepts and personalities and much project infighting in MED and in the Navy, the Daniels project was quietly abandoned (as Rickover had predicted would happen). The Navy—with Rickover now back in Washington, ceaselessly producing—shortly took action.

The Navy planned to develop and build a land-based prototype and a sea-going version of each of the two most promising reactor concepts: the high-pressure water type and the liquid-metal-cooled type. A third type, helium-cooled with direct-cycle gas turbine, was also worked on under a contract with Rickover but was eliminated by 1949.

The first submarine reactor project was formally established in April 1948 at Argonne National Laboratory. This was the high-pressure water project; Westinghouse Electric Corp. was the prime industrial contractor.

Never one to leave his ace uncovered, Rickover continued working with General Electric Co. to develop the liquid-metal reactor as an alternative to the water reactor. However, the company was more interested in nonmilitary electric power than in a nuclear-powered submarine and wanted to build a liquid-metal-cooled power breeder as a nonmilitary power reactor prototype. As the company continued work on its power breeder, there was less and less certainty that the proposed design would indeed reach threshold conditions for breeding. After protracted negotiations, the Atomic Energy Commission (successor to MED) told General Electric in March 1950 that it would not authorize construction. The next month AEC and General Electric established the liquid-metal-cooled submarine project, which included a land-based prototype to be built at West Milton, New York, and an identical reactor to be installed in a submarine.

First civilian power experiments

In 1949 AEC authorized construction of Zinn's experimental breeder reactor (EBR) at the National Reactor Testing Station (now the Idaho National Engineering Laboratory [INEL]), which it had established in the Idaho desert. Construction began late in 1949, and the small liquid-metal-cooled fast-neutron breeder reactor (LMFBR) was completed in 1951. A 100-kW turbine-generator was attached, and on December 20, 1951—only 9 years, 18 days after Fermi's pioneering Stagg Field experiment—EBR became the world's first reactor to produce net electric power in kilowatt quantities.

Meanwhile, a group at Los Alamos, working along the same lines as the Oak Ridge homogeneous reactor group, built a small demonstration reactor that was called the water boiler because an aqueous solution of uranium salt was brought to a boil (this should not be confused with today's boiling water reactors). In early 1950 AEC authorized Oak Ridge to build a larger reactor of this type. The homogeneous reactor experiment (HRE) was completed and started up in 1952.

By March 1952 the first catalog of the world's nuclear reactors showed 33 having been operated, in operation, or under construction in Canada, England, France, Norway, the Soviet Union, and the United States. In addition, there were plans for construction of reactors in Argentina, Belgium, Brazil, Canada, France, Holland, India, Mexico, and Sweden. However, most of these were designed for plutonium production for weapons, scientific research, or civilian isotope production, and only a third or fewer for the development of reactors for central station power. A majority of the reactors were graphite (with air or gas coolant) or heavy water moderated.

One divergence in reactor design was based on the fact that most of the world's uranium-enriching capability was in the United States. Consequently, there was a great incentive in Europe and Canada to use natural (unenriched) uranium as fuel, which inherently favored larger reactor types. This led to-

ward a graphite moderator with gas cooling (the choice of Britain and France) or a heavy water moderated and cooled unit (the choice of Canada). In the United States, the availability of enriched uranium made compact reactor types readily feasible, and the submarine application placed a premium on compactness.

Although EBR and HRE operated successfully, Rickover obtained top priority for the submarine projects, and they received most of the attention and available manpower during the early 1950s.

Inventing on schedule

In 1948 Rickover dared to set a target date of January 1, 1955, for the first nuclear submarine to put to sea. The technological task that faced the engineers, physicists, and metallurgists at Argonne and at Bettis Atomic Power Laboratory (which Westinghouse set up for the Navy) to achieve Rickover's target was immense.

An ideal metal to contain the uranium fuel had to be found. The rare metal zirconium had good corrosion resistance and promised efficient use of uranium (then still in short supply) because of zirconium's low affinity for neutrons. But it cost almost half a million dollars a pound. Under Rickover's relentless driving, the Bureau of Mines developed a less expensive method for producing adequately pure zirconium, and Bettis developed the alloy Zircaloy.

The problem of shielding the reactor to protect the crew in the cramped confines of a submarine had to be solved. A reactor control material and a control rod drive system had to be developed. Special canned motor pumps to drive the high-pressure water coolant through the reactor had to be developed to meet the no-leak, limited-access, low-maintenance, no-lubrication requirements.

These are but a few of the many technological problems for which solutions had to be invented on schedule for the submarine program. Despite these hurdles, on January 17, 1955, only 17 days past the target date Rickover had set seven years earlier, the USS *Nautilus* sent her famous message, "Under way on nuclear power."

A year and a half before the *Nautilus* left the dock at Groton, Connecticut, at the reactor test station some 2200 miles away in the Idaho desert, the twin of her reactor was put through a simulated submerged transatlantic crossing and other rigorous shakedown tests. The submarine thermal reactor (STR) Mark I prototype first went critical (sustained a chain reaction) on March 30, 1953, and the following day generated several thousand kilowatts of thermal energy. In June the 100-hour simulated transatlantic run at full power was held. The Mark I thus became the world's first reactor capable of producing practical amounts of energy on a sustained and reliable basis. This event first demonstrated to naval strategists that a new era in ship capability was beginning, a fact corroborated a year and a half later by the *Nautilus*.

Surface ship reactor

The tremendous momentum generated by Rickover's determination to get a nuclear-propelled submarine was shortly to carry over from the pressurized water reactor to central station power.

In July 1952 Rickover, acting in his two-hat role as head of AEC's naval reactors branch and as assistant chief for nuclear propulsion of the Navy's Bureau of Ships, expanded the contract with Westinghouse to include development of a nuclear power plant to drive large surface ships. At the close of FY53 the military requirement for the large ship reactor was eliminated. However, the pressurized water reactor (PWR) design that was to be scaled up from submarine size held enough promise for central station power that AEC decided to continue R&D.

Five in five

In 1953 AEC adopted the first coordinated central-station nuclear power effort in the form of a five-year, five-reactor program to prepare the way for private industry to enter the field of nuclear power. In March 1954 Congress approved a budget of \$199 million. The program was made possible by the

Atomic Energy Act of 1954, which ended federal monopoly over the non-military atom.

Included in this program were:

- PWR: the former large ship reactor now adapted for the utility industry's use, with an output of 60 MW. However, PWR development was still directed within AEC by Rickover's naval reactors branch, with little direct industry access. (The PWR facility, located west of Pittsburgh, is now known as Shippingport Atomic Power Station.)
- SRE: sodium reactor experiment, a graphite-moderated, liquid-sodium-cooled unit to be built in the Simi mountains northwest of Los Angeles, with an output of 5700 kW.
- HRE-2: a scale-up of Oak Ridge's HRE, with an output of 300 kW.
- EBR-2: a follow-up of Argonne's first EBR, complete with its integral fuel-reprocessing plant, with an output of 16.5 MW.
- EBWR: experimental boiling water reactor, a new entrant among reactor types, to be built at Argonne National Laboratory near Chicago with an output of 4 MW. This was, most simply, an unpressurized PWR. Not under high pressure, the water coolant was allowed to boil in the reactor vessel and was piped directly into the turbine without an intervening heat exchanger (steam generator).

It is startling today to recall that AEC, while billing the PWR as the first full-scale central-station nuclear power plant in the United States, regarded it as "clearly of conservative design with a poor long-term prospect for producing low-cost atomic power." So great was the value placed on high efficiency of heat transfer that sodium-cooled systems were thought to have intrinsically higher chances of yielding economic nuclear power.

The champions of homogeneous reactors relied on HRE's inherent simplicity: it was but "a pipe, a pot, and a pump" (as was said at the time) and avoided the heterogeneous reactors' need for a fuel fabricated like a Swiss watch.

Advocates of the breeder acclaimed its more efficient use of uranium.

The EBWR was an attempt to simplify the PWR by eliminating the heat exchanger. This had been suggested earlier, but there were fears that boiling in the core—entailing rising steam bubbles, which constitute voids in the water moderator—would cause continual changes in reactivity and consequently unstable operation. Another concern was that impurities in the water activated in the core might deposit in the turbine, making it too hot for contact maintenance.

An Argonne nuclear engineer, Samuel Untermyer II, proposed testing the first assumption. A small boiling reactor experiment called Borax was built at the Idaho testing station in 1953 and tested to destruction by imposing precipitously high rates of power increase. It was shown that the formation of steam in the reactor completely quenched the nuclear reaction before a dangerous temperature was reached. The stable operation of the BWR was proved, and a pilot plant in utility configuration was included in the five-year program. The EBWR went critical in December 1956, supplied part of Argonne's power for a decade, and showed that carryover of radioactivity to the turbine was not a major problem.

General Electric, whose power breeder had not made much progress, was still anxious to establish a position in the beckoning field of central station nuclear power. With Westinghouse entrenched in PWR technology, General Electric engaged Untermyer, built a slightly larger version of EBWR in California, and adopted the BWR concept.

By 1957 four of the five units in the five-year program had started up (EBR-2 was not to do so until 1963), and all operated successfully. However, HRE-2 had problems preventing uranium in the circulating fuel from settling out. The project was terminated after such a plate-out of uranium on the inside of the reactor vessel formed a hot spot and burned a hole in it.

The next step was to translate the results and successes of the five-year program to commercial practice. Impatient, AEC didn't await completion of all

five reactors. As early as 1955, only one year after funding by Congress, it announced federal financial assistance for utilities willing to invest effort and capital in building a nuclear power plant. This was the first round of the Power Reactor Demonstration Program, and out of it came the Yankee Rowe uranium-cycle and Indian Point thorium-cycle PWRs, the Dresden-1 BWR, the Hallam sodium-graphite reactor, and the Fermi fast breeder.

Sodium at sea

In 1955 General Electric's land-based prototype of the sodium-cooled submarine reactor started up; in 1956, propelled by its duplicate, *USS Seawolf* went to sea. Although the *Seawolf* had corrosion leaks in the superheater of the sodium-to-water heat exchangers and could operate at only 80% of design horsepower and 90% of maximum design speed, her reactor performed notably well. *Seawolf* steamed 71,600 miles in 18 months on the first core, and during that entire period no one entered the reactor compartment—there was no need to.

However, the Navy faced an embarrassment of riches. *Nautilus* had performed so well that a successful effort to solve *Seawolf's* heat exchanger corrosion problem would have resulted in two nuclear propulsion modes requiring separate systems for backup and spare parts and separate training for the crew and engineers. Because this was clearly impractical and uneconomical, the Navy gave sodium-cooled reactors an honorable discharge.

Other PWR challenges

By the middle of the 1950s, light-water reactors—pressurized or boiling—were the dominant type of reactors in use.

A few more reactor concepts appeared but lacked staying power. AEC built a pilot plant of an organic-moderated reactor—essentially a PWR flowchart using an organic (terphenyl) heat transfer agent as coolant and moderator. The municipal utility of Piqua, Ohio, built an 11.4 MW scale-up, but the terphenyl tended to decompose in use. In another

venture, the molten salt reactor (MSR) experiment, AEC tried to recapture the basic simplicity of the homogeneous type while avoiding its pitfalls by using molten uranium fluoride salts as coolant. Although two MSR pilot plants performed well at Oak Ridge, an industry group has been unable to obtain support for a utility-scale demonstration of the molten salt concept.

Four small reactor experiments at Los Alamos tested novel variations of the homogeneous and gas-cooled types but went no further. Utilities tried out two other types: boiling water with integral superheat and pressure tube with heavy water moderator. These, too, operated a few years but without follow up.

The early lead of the PWR gave light water reactors a lead that proved insuperable, despite Rickover's attempts to protect military security by isolating naval PWR technology from industry and despite AEC's original low opinion of PWR's commercial prospects.

Only one other concept really challenged the light water reactor concept—the high-temperature gas-cooled reactor (HTGR). Shortly after the United States launched its five-year program, Britain started up dual-purpose full-scale plants for military plutonium and commercial power. It was a shock to the United States when Britain officially opened its Calder Hall nuclear station amid much fanfare on October 17, 1956, with Queen Elizabeth throwing the switch. Congressional leaders, afraid the United States might be missing a good bet, pushed hard for the gas-cooled concept and insisted that AEC build an experimental gas-cooled reactor (EGCR). EGCR was almost completed at Oak Ridge but was never started up.

A utility group meanwhile built an improved version that operated at a higher temperature and efficiency, the 40-MW Peach Bottom-1 plant, which ran successfully for eight years and was retired in 1974 only because it was too small to be economic. Peach Bottom-1 led to a 330-MW scale-up at Fort St. Vrain, Colorado, and to the design of 770- and 1200-MW units. Several of

these units were ordered but were eventually canceled for a number of commercial reasons, including a nationwide utility financing crisis in 1974.

Economic nuclear power

Which reactor type would make nuclear power economic was the overriding question among those interested in nuclear power in the late 1950s. Cost projections were the rage, and endless papers analyzed the obstacles to reaching the competitive goal of 6 mills/kWh.

Suddenly, economic nuclear power was achieved. Yankee Rowe had been constructed within budget and schedule; Yankee Rowe, as well as Dresden-1 and Indian Point-1, had performed reliably for two to three years under the scrutiny of the nation's utility executives.

In 1963 Jersey Central Power & Light Co. published an economic analysis explaining its choice of nuclear over coal for its next large generating station. This analysis, which became widely known as the Oyster Creek Report, caused a sensation. Until that time, many utilities had justified nuclear projects on the grounds of preparing for the future, getting in on the ground floor, and patriotically supporting a national effort. Now for the first time a utility decision to go nuclear had been made on strictly commercial grounds, and the calculations leading to that decision had been published in detail.

The effect was like breaking a logjam. In 1963, 3 other nuclear plants were ordered; in 1965, 7; in 1966, 20; in 1967, 30; in 1968, 14. By the end of 1969, 91 units had been ordered. Also in 1969, the units bought in 1963 came on-line and utilities were able to begin judging performance. By the end of 1972, 160 units had been ordered.

What finally made nuclear power economic to the utilities was the scale factor. It had been recognized early that the chain-reacting device with power conversion capability would favor large units because of engineering design effects on capital cost. What perhaps had not been expected was the pace of scaling up. Yankee Rowe at 175 MW and Dresden-1 at 180 MW were the largest

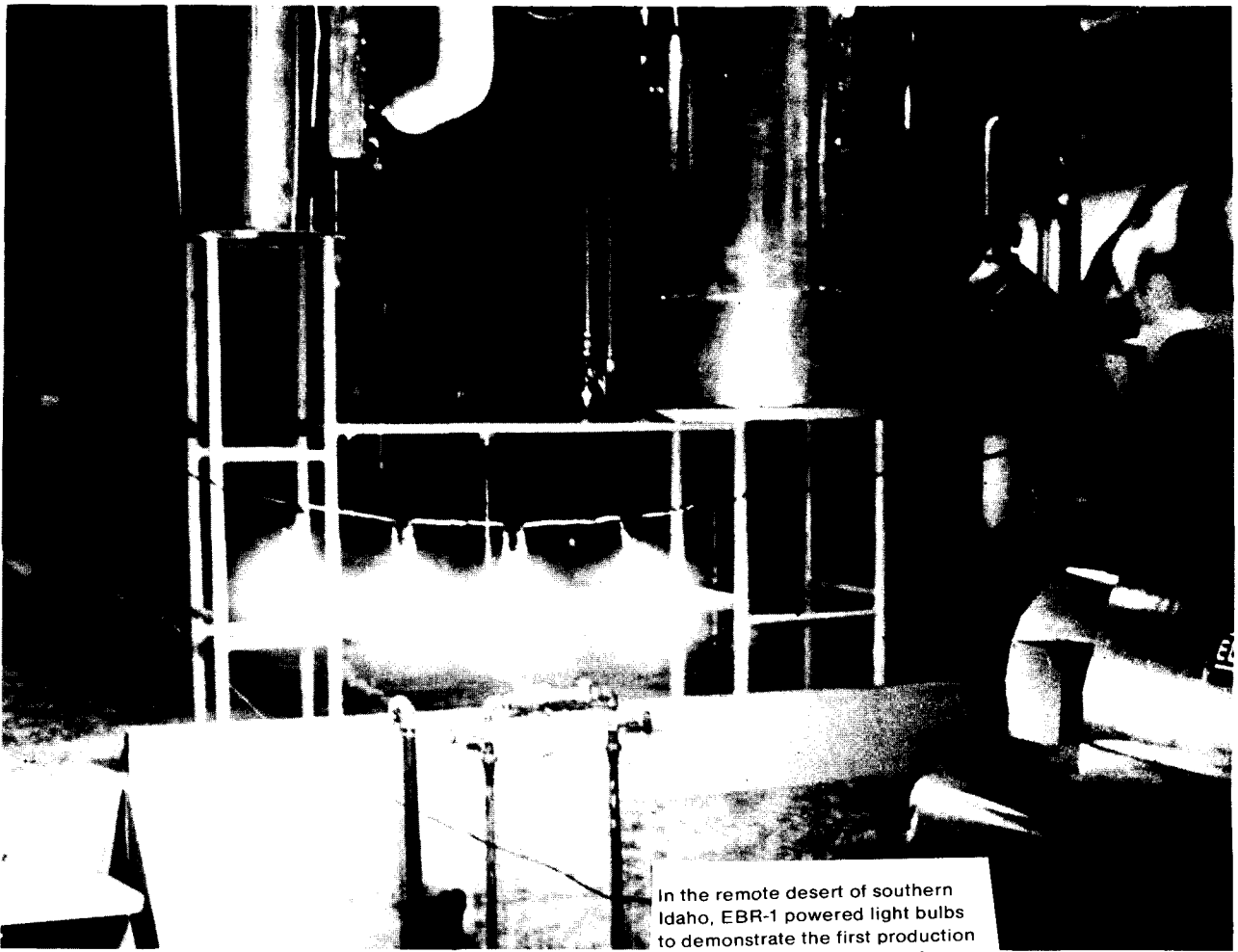
reactors built or planned in 1960 when two California utilities proposed building reactors that seemed huge by comparison—reactors of 300 and 360 MW. In 1962 the Yankee group announced plans for a second unit, Connecticut Yankee, at 575 MW. The next year came Oyster Creek at 650 MW. From there it was but a small step to the first 1000-MW reactors announced in 1966 by the Tennessee Valley Authority for the three-unit Browns Ferry station. Today there are 11 nuclear units of 1000 MW or slightly higher output in operation in the United States. The 1300-MW Biblis-B reactor in West Germany is operating, and Electricité de France has begun to build the first 2 of 18 PWRs of 1300 MW each, which it has on order.

The LMFBR

All but 1 of the 70 power reactors operating in the United States today are LWRs, and similar trends are emerging in Europe. France and the USSR have adopted the PWR; Britain may follow suit; and Germany is now building and exporting LWRs.

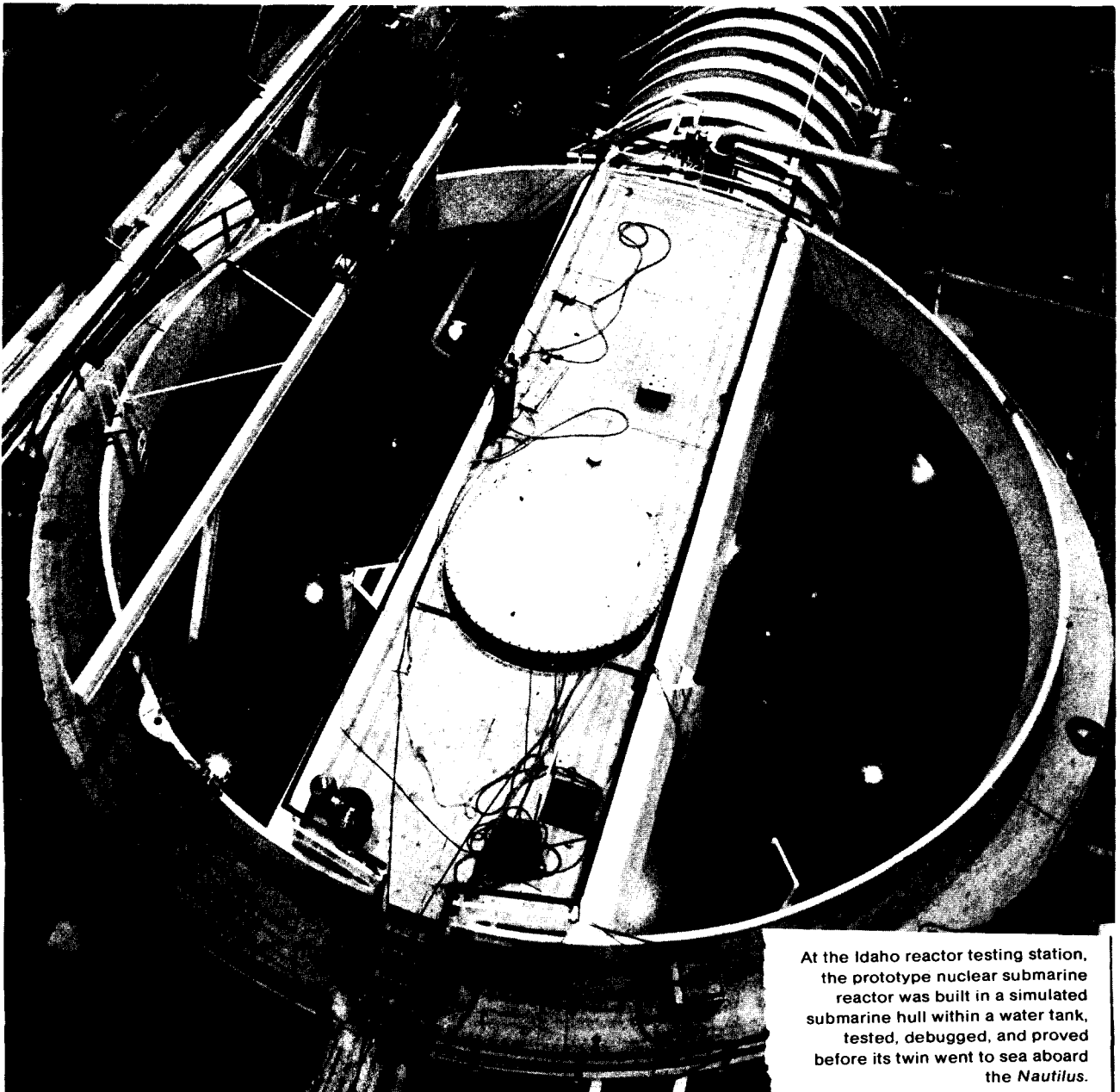
Aside from the HTGR, which is being reevaluated, the LMFBR is the only type still under serious consideration. The Fermi fast breeder is the only commercial LMFBR to have operated (intermittently from 1963 to 1973), but it was plagued by technical and institutional difficulties because it was years ahead of its time in design sophistication. Although enmeshed in controversy today, the breeder is felt by many to have a vital role because it could extend the energy content of uranium supplies by 60 times—making uranium a greater energy resource than all other fuels combined.

Much less has happened in nuclear technology in the last 15 years than in the previous 15. There have been marked advances, to be sure. Fuel performance and design have moved forward. Protection against design-basis accidents has become much more sophisticated. But fundamentally, the world's selection of the LWR as the predominant power reactor type was probably determined by the success of the USS *Nautilus* in 1955.



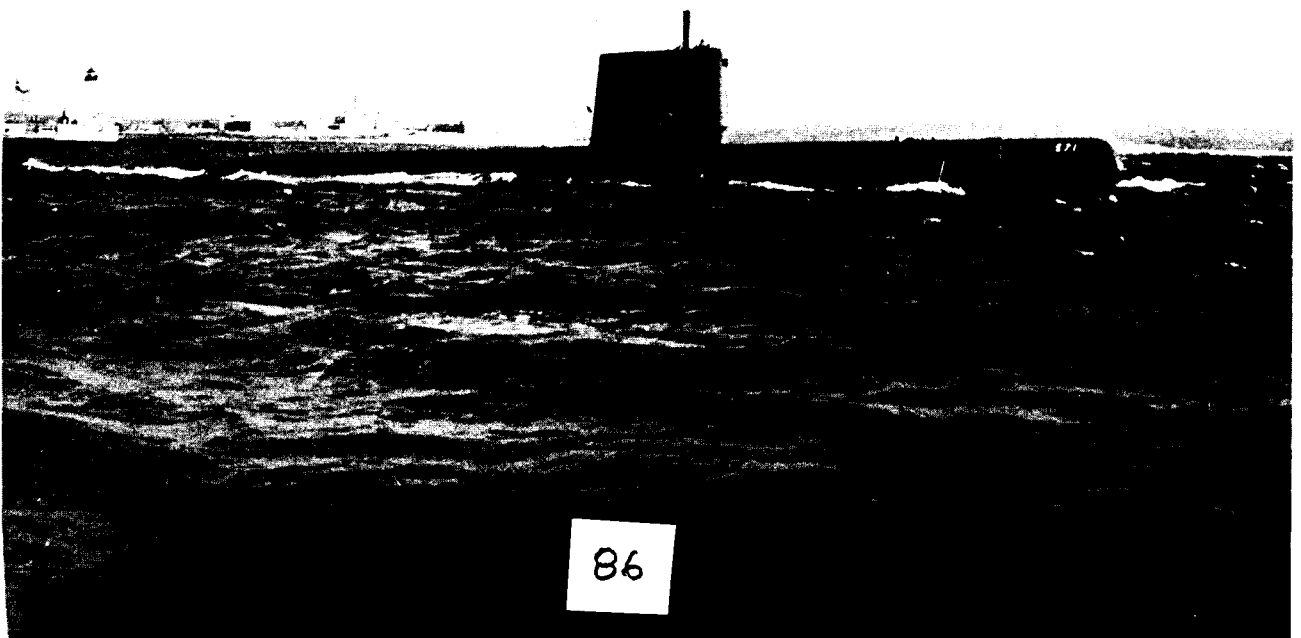
In the remote desert of southern Idaho, EBR-1 powered light bulbs to demonstrate the first production of nuclear power harnessed for peaceful purposes.






At the Idaho reactor testing station, the prototype nuclear submarine reactor was built in a simulated submarine hull within a water tank, tested, debugged, and proved before its twin went to sea aboard the *Nautilus*.

Nautilus, after sending her famous message, "Under way on nuclear power," steamed out of the Groton, Connecticut, harbor on her first sea trial—only 17 days past the target date set 8 years earlier.



Täshä vaišha toimituksen
glögiglassi kaatuipi
kasikirjoituksen
päälle

Hyvää Uutta Vuotta
ATS:n jäsenkunnalle
toivottelevat


A
