

ATS

Tiedotuslehti n:o 4/1974

Sisältö:

NUCLEAR FUELS AND RADIOACTIVE WASTE

Esitelmä ATS:n kokouksessa 1973-09-27
K.H.Lieser

FUUSIOTEKNOLOGIAN NÄKYMÄT

Esitelmä ATS:n kokouksessa 1974-02-21
J.Virtamo

TEOLLISUUSSIHTEERIEN TOIMINTA JA VALTION TEKNILLISEN
TUTKIMUSKESKUKSEN INFORMAATIOPALVELU

P.Halon ATS:n kokouksessa 1974-02-21 pitämään
alustukseen liittyviä esitteitä

Nuclear Fuels and Radioactive Waste

Let me begin my lecture by referring to the well known energy gap which is expected for the early eighties.

Fig. 1 (slide 1) shows the increasing energy demand of the world. The greatest amount of energy was produced until 1960 by burning of coal. Since that time oil and gas are the main energy sources. But these resources are also limited. We are already familiar with the political and economical consequences of a shortage of oil. So mankind has to decide whether it is willing to use less energy - that means to renounce the technical slaves and the comforts given by industrial development and civilization - a process which is very improbable with respect to the second law of thermodynamics - or whether more and more nuclear power stations should be built. In figure 1 this development is indicated. Breeding reactors will play the predominant role in the future.

The most important formula of the nuclear age is Einsteins formula $E = \Delta M \cdot c^2$ (slide 2) saying that mass may be transformed into energy. If we are looking for the mass of nuclides we find that their mass is not just the sum of the masses of the constituents, the nucleons (protons and neutrons), but there is a small difference δM which is equivalent to the binding energy of the protons and neutrons in the nucleus. A value of high practical importance is the mean binding energy per nucleon which is given by the formula $\frac{\Delta E}{A} = \frac{1}{A} (ZM_H + NM_N - M)$

The mean binding energy per nucleon is plotted in the next slide (slide 3) as a function of the mass number. We see that the most stable nuclei are those with mass numbers of about 60 to 80 corresponding to elements which are rather abundant in nature like iron. Furthermore we learn from the slide that energy may be gained by splitting of heavy nuclei like those of uranium. Splitting one uranium nucleus into two nearly equal parts should give an energy release of about 1 MeV per nucleon or about 200 MeV per nucleus which is in fact the energy obtained by fission.

The binding energy curve for light nuclei is given in the next slide (slide 4). In this slide we have the background for the even more interesting process of nuclear fusion. As the slope of the curve is much steeper in this region, the energy of fusion per mass unit is much higher than the energy of fission per mass unit. On the other hand hydrogen is much more abundant in nature than uranium. Therefore fusion is the most attractive process for energy production in the future.

From the mean binding energy per nucleon we estimated the energy of fission to be about 200 MeV per uranium nucleus. Let us now look for this energy in some more detail (slide 5).

If we compare with the energies of chemical reactions we find a difference of about six orders of magnitude. That means by fissioning 1 g of uranium we obtain about 10^6 times of the energy which is gained by burning 1 g of coal.

After this introduction we come to the first main topic:
nuclear fuels.

What are nuclear fuels and how are they obtained? A nuclear fuel must be fissionable with a high yield by low energetic neutrons in order to make a chain reaction possible. Looking for nuclides having these properties we find the following to be of greatest practical importance (slide 6): U-235, Pu-239 and U-233.

They all have high fission cross sections and they release a sufficient number of neutrons per fission to make a chain reaction possible.

U-235 is found in nature. Natural uranium contains 0,72 % of U-235. The mean concentration of uranium in the earth crust is 3 ppm. Many uranium ores contain only 0,1 to 1 % uranium. Ores containing a high percentage of uranium are rare (Bohemia, Kongo, Canada).

The other two nuclear fuels are produced by nuclear reactions (slide 7).

Pu-239 is obtained in larger amounts in all nuclear reactors using natural uranium as a fuel. U-233 is produced by adding thorium to the fuel. Those reactors are called breeders. They are able to produce more nuclear fuel than it is burned up. Because thorium is more abundant in nature than uranium, thorium breeders are of great practical importance, mainly for those countries in which no uranium ores are available.

The nuclear reactions to be considered when U-238 is used in a nuclear reactor are given in slide 8. The main product is Pu-239. During longer irradiations heavier plutonium isotopes are produced as well, furthermore Americium and Curium isotopes. Another product of practical importance is Np-237 which is formed to an extent of the order of some tenth of a percent with respect to Pu-239. From Np-237 the plutonium isotope Pu-238 may be produced which can be used in isotope batteries in space and in medicine.

The nuclear reactions taking place when thorium is brought into a nuclear reactor are shown in the next slide (slide 9). The main product is the nuclear fuel U-233. After chemical separation U-233 contains some amounts of other uranium isotopes and may be used for fuel element fabrication. An important long-lived nuclide is Pa-231 which is separated from thorium and uranium. Pa-231 can be irradiated to produce U-232, which may also be used in isotope batteries.

Slide 10 gives a survey on the main steps involved in the production of nuclear energy. In the center we have the nuclear reactor. It contains nuclear fuel in form of fuel elements, moderator (water or graphite) and construction materials. The purpose of the arrangement is of course the production of energy. Nuclear fuel is obtained from uranium ores and transformed into fuel elements. The fabrication of fuel elements is a very important step for itself and will not be discussed here in more detail. Generally the cost of fabricating fuel

elements is about the same as the cost of the fuel itself.

After burn-up the fuel elements are passed to a reprocessing plant, where a chemical separation is performed leading to the end products U, Pu and fission products. The details of the different reprocessing processes will also not be discussed in this lecture. If the uranium is used again for fuel element fabrication we have a closed fuel cycle.

As already mentioned a nuclear reactor may also be used as a breeder. In this case we bring natural uranium or thorium into the reactor. The reprocessing procedure must be adapted to the task of separation of the breeder material and the fission products from the nuclear fuel, that is Pu-239 or U-233.

Let us consider now in some more detail the chemistry of nuclear fuels and of radioactive waste. Slide 11 shows the main steps from uranium ores to the fuels. The ores are leached and concentrates with high uranium content are obtained. This step is generally done on site where the ores are found. The concentrates may then be shipped for further chemical treatment as in the case of most uranium ores found in Africa. For fuel fabrication uranium compounds of very high purity are needed. All elements which may influence the neutron economy such as Li, B, the rare earth, Cd and others must be absent. We call these uranium compounds "nuclear pure". The purification is mainly done by extraction or ion exchange processes. In this stage the uranium has the highest purity. All

the following steps can add impurities again and must therefore carefully be selected. The most important compound obtained by thermal decomposition and reduction of the "nuclear pure" uranium compounds is uranium dioxide. It may be used directly for fuel fabrication or transformed into other compounds. UO_2 and UC are called ceramic fuels. Uranium metal represents the metallic fuel but it is used now only in very limited cases because of the unfavorable properties of uranium metal. An important alternate procedure is the transformation of UO_2 into UF_6 which is used for separation of the isotopes U-235 and U-238 in separation plants using mainly the different diffusion properties of this rather volatile compound.

Some details of the procedures are given in slide 12. In the case of uranium ores with rather low uranium content a physical separation is often used as the first step in order to reduce the amount of material to be treated in the chemical plant. After grinding flotation is possible or separation of medium size parts of the rock by magnetic or counter devices.

The leaching of the well grinded material is mainly effected by sulfuric acid. Alkali treatment is very seldom used. Uranium is dissolved in form of anionic complexes. The purification is done either by anion exchange resins or by extraction. The resins are loaded, washed and the uranium is eluted in very pure form, for instance with ammonium nitrate and nitric acid. Precipitation gives ammonium diuranate. The extraction is done continuously in extraction columns or mixer settlers using TBP or long chained

amines. After reextraction the solution is evaporated and uranyl nitrate is obtained.

As the uranium ores contain all the radioactive daughters of U-238 and of U-235, these must be taken into consideration because they may contaminate the off-water or the residues. The daughters with half lives longer than one day are compiled in the following slide (slide 13). The chemical fate of the elements by the chemical treatment is different: Radium and lead stay in the residue in form of sulfates after leaching with sulfuric acid. Protactinium remains in the residue as well because this element has a very strong tendency to hydrolyse in absence of complexing agents such as fluoride. The greater part of the thorium is leached and found in the effluents of the anion exchange resins. In this step it is separated from uranium. All the waste water including these effluents is treated with lime and the thorium is eliminated as well. Because we had been interested in the thorium isotop Th-230, which is also called ionium, and in Pa-231, we have studied the fate of these nuclides in some detail in the pilot plant in Ellweiler (Germany).

Now we will look for the following chemical procedures (slide 14). The very pure chemical compounds ADU or UNH are decomposed by application of heat yielding UO_3 whose properties are not suitable for use as nuclear fuel. It is reduced by hydrogen at $600^{\circ} C$ to UO_2 . This is today the preferred nuclear fuel because of its stability at high temperatures. For the fabrication of uranium

metal or UF_6 further steps are necessary. The reaction between UO_2 and HF is a very interesting one. It is exothermic leading to an equilibrium. UF_4 is a crystalline compound often referred to as green salt. For the reduction of UF_4 to U-metal different reactive metals may be used such as alkali metals or alkaline earth metals. Calcium is preferred because it has a higher boiling point than sodium and because it can be obtained by distillation in a very pure form. The reaction heat is high enough to melt the mixture. Because of the high density of uranium (19 g/cm^3) a very small piece of metallic uranium is found after the reaction at the bottom of the melting pot. The fluorination of UF_4 to UF_6 may be effected by fluorine, ClF_3 or BrF_3 . The yield is 100 %, in contrast to the behaviour of PuF_4 which leads to an equilibrium between PuF_4 and PuF_6 .

After separation of the isotopes U-235 and U-238 the UF_6 is transformed into UO_2 , UF_4 or U-metal. The first step is hydrolysis of UF_6 followed by precipitation of ADU. This compound is treated as before to give UO_2 , UF_4 or U-metal. The main feature of these processes for enriched uranium is the criticality problem. Because a chain reaction must be avoided strictly, many precautions are necessary: Only small amounts of the order of several kilograms can be handled at one time and cooling water should be avoided because it may act as a moderator for the neutrons.

As already mentioned uranium itself is not a good nuclear fuel because of its anisotropic crystalline structure and the phase transformations taking place above 600° C . As the other actinide elements Np and

Pu in which the f-electrons are also of great influence on the chemical behaviour, U has an abnormal structure as a metal being of a low degree of order. The modifications of U-metal are given in slide 15. The anisotropic expansion of U leads to plastic deformations of the metallic fuel. The change in density from α -to β -U causes very drastic deformations. Therefore the metal must be kept below 660° C, which restricts very much the use as a nuclear fuel in a reactor. Some alloys of U have also been tested but not with great success because the solubility of U for other metals is rather low, and some of the metals which are soluble in uranium like molybdenum show high neutron absorption.

Other more preferred nuclear fuels are the dioxide UO_2 and the carbide UC. The properties of these compounds are given in the next slide (slide 16). The main advantages of UO_2 are the high melting point and the chemical stability, the main disadvantage the low thermal conductivity. UO_2 is a so-called nonstoichiometric compound. That means the oxygen content may vary between $UO_{2,0}$ and $UO_{2,25}$. UO_2 dissolves oxygen atoms at higher oxygen pressures. These oxygen atoms are taken up into intermediate sites in the lattice. Because of the high melting point of UO_2 pellets are made for the use as nuclear fuel by pressing and sintering. The diameter of the pellets is restricted due to the low thermal conductivity. Another form of UO_2 are the coated particles, containing a small sphere of molten UO_2 of about 0,1 mm diameter and a coating of graphite.

Another form of nuclear fuel are the so-called matrix elements. In these the fuel is bedded into a matrix which gives the fuel the mechanical and thermal properties wanted. This kind of fuel is used mainly for highly enriched material. The fabrication is rather expensive. The next slide (slide 17) gives a survey on some uranium compounds which may be used as nuclear fuel and some material which may be used as a matrix for such kind of fuel elements. There are many combinations possible, but only a few are of practical use. High melting points and low neutron adsorption cross sections are most important.

We may learn from this survey that many chemical and technological problems have to be considered in order to obtain a nuclear fuel in a suitable form.

Now we change over to the second main topic of the lecture, the radioactive waste. The reactor is fed with nuclear fuel in form of fuel elements. Nuclear fission leads to fission products which remain in the fuel elements, if these are intact. The main fission products are listed in the next slide (slide 18). The greatest fraction is represented by the lanthanides (70 %). Tc represents 10 % and the noble gases krypton and xenon 7 %. But from the point of view of neutron economy the noble gases are the most important fraction because they absorb a large number of neutrons. A very interesting example in this respect are the isobars with mass number 135 which are given in the next slide (slide 19). Xe-135 has an extremely high absorption cross section ($2,7 \cdot 10^6 \text{ b}$) and can be regarded as the most important poison. In reactors with a higher

neutron flux a greater fraction of the Xe-135 is transformed into Xe-136 by neutron capture than in reactors with lower neutron flux.

This poisoning effect together with the damage in the fuel elements caused by temperature and radiation make it necessary to take the fuel elements out of a reactor after a burnup of about 20 or 50 % depending on the reactor type. These fuel elements are of very high radioactivity. Normally they are stored and cooled in water tanks for a period of some months. In the next slide (slide 20) we see the β -activity and the heat production of these fuel elements as a function of cooling time for different periods of operation in the reactor. After a longer operation time in the reactor the amount of long-lived fission products is increased leading to a build-up of radioactivity.

Let us now consider the fission products in some more detail. It is a fact of great theoretical and practical interest that thermal fission yields in most cases two parts of different mass number, that means fission is unsymmetrical. The fission yield curve is plotted in the next slide (slide 21). There are two maxima corresponding to the mass numbers of about 90 to 100 and of about 130 to 140. While this curve is valid for fission of U-235 we find similar curves for the fission of U-233 and Pu-239 (slide 22).

The most important long-lived fission products are listed in the next table (slide 23). After some months of storage we have

still large activities of Sr-90, Cs-137 and lanthanide isotopes, noble gases, ruthenium and technicium and smaller activities of the long lived I-129 as well as of long-lived transuranium elements.

I will not discuss in great detail the reprocessing of the nuclear fuel. It is done by a wet process. The main steps are shown in the following scheme (slide 24). The head end, that means the first step of reprocessing, is the dismantling of the fuel elements, the cutting into pieces and the dissolution. This is effected by nitric acid if UO_2 is used as a fuel. The solution containing the nuclear fuel as well as the Pu produced and the fission products is then chemically separated into three main fractions: U, Pu and fission products. All operations have to be done by remote handling because of the very high radioactivity. That means that the reprocessing plants are not accessible by man. All processes must be controlled from outside.

On the other hand very high decontamination factors of the order of 10^6 and more for the uranium and the plutonium fraction are necessary. That means these two fractions must be free of fission products and therefore very effectively purified.

The remaining question is what to do with the highly radioactive waste. At the end of this century a production of about 1 million cubic meters per year of highly radioactive waste solution from nuclear power production is to be expected. That corresponds to an activity of about 10^{12} Ci per year. The following table gives

an indication of what is to be expected as a function of time (slide 25). Even after a storage time of 1000 years there is an activity left which is too high for disposal into the environment.

The philosophy adopted in the moment is the transformation of the liquid waste into a stable solid form and the storage at places safe enough. Glass is the most attractive form because it can be made easily by addition of proper constituents. Two kinds of glasses are discussed: Borosilicate glasses and phosphate glasses. Phosphate glasses are easier to prepare but they are highly aggressive substances. Pilot plants are run in different countries in which the waste solutions are mixed with the additives. The solution is passed through a hot zone where it is evaporated and melted to droplets of glass which are filled into containers. At the beginning of the storage the glass will be rather hot inside, up to several hundred degrees while it must be cooled outside by air. The best places to store this solid waste are old salt mines because these are quite safe and not permeable to water. The leaching-out processes of the glasses are studied too in detail. The question what will happen with the glasses if they are under the influence of irradiation and an enormous temperature gradient for several hundred years is still open.

An interesting alternative to glass fabrication are ceramics because these are known to be very stable to the influence of temperature. They are, however, less resistant to leaching-out processes and more difficult to prepare.

Both glasses and ceramics may contain up to about 30 % fission products.

Different possibilities which may be discussed in connection with the waste problem are given in the next table (slide 26). So we may use the radioactive waste for heat production or we may think on chemical separation. If we, for instance, would be able to separate the actinides and other long-lived radioisotopes, the rest may be considered and handled as inactive material and disposed after about 1000 years of storage. If we would furthermore be able to separate Sr-90 and Cs-137 as well by a simple procedure from the rest of the waste, this rest would be practically inactive after 10 years of storage. In this case we could avoid the fabrication of glass or ceramics from the whole amount of waste. But, and this is the most important question, what to do with the radionuclides separated? Is there any use for such large quantities of radioactive substances? In the moment certainly not and also medicine as the main user of radioactive substances today is able to apply only a very small fraction.

The problem of possible uses of radioactive substances from waste should be considered, however, in the future in greater detail. Some possible uses are indicated in the next table (slide 27). Several constituents of the waste are listed in this table. The application for heat production is not included.

There is some interest in the stable xenon isotopes for practical use because xenon is a very rare element in nature. Similar

considerations hold for very rare stable metals such as rhodium which is present in the fission products with the rather high fission yield of 2,9 %. Some radioactive fission products are also of practical interest, such as I-129 for the production of other iodine isotopes, and the isotopes Sr-90 and Pm-147 for heat production. Cs-137 can be used for the fabrication of big radiation sources. Then we have some actinides present as well in the waste which are of great interest. By irradiation of Np-237 the isotope Pu-238 is obtained which is used for isotope batteries, for instance in the SNAP-type, batteries which were also installed on the moon. An important medical use are the pace makers or in the future the artificial heart. Pu-238 of very high purity for medical use is obtained by irradiation of Am-241 and milking-off the Cm-242 produced.

As we may see from these examples there are many possibilities of practical use. Therefore the problem of nuclear waste should be considered in more detail. Investigations in this respect are also very challenging for radiochemistry because simple and highly selective separation procedures have to be developed. The development of chemical separations of high selectivity is a field in which we are also working since several years.

In conclusion I would say that I hope to have been able to show you the main problems of nuclear fuel and radioactive waste of today and the future. There is a broad field open for chemistry and there are many relations to technology and the environment.

FIG. 1

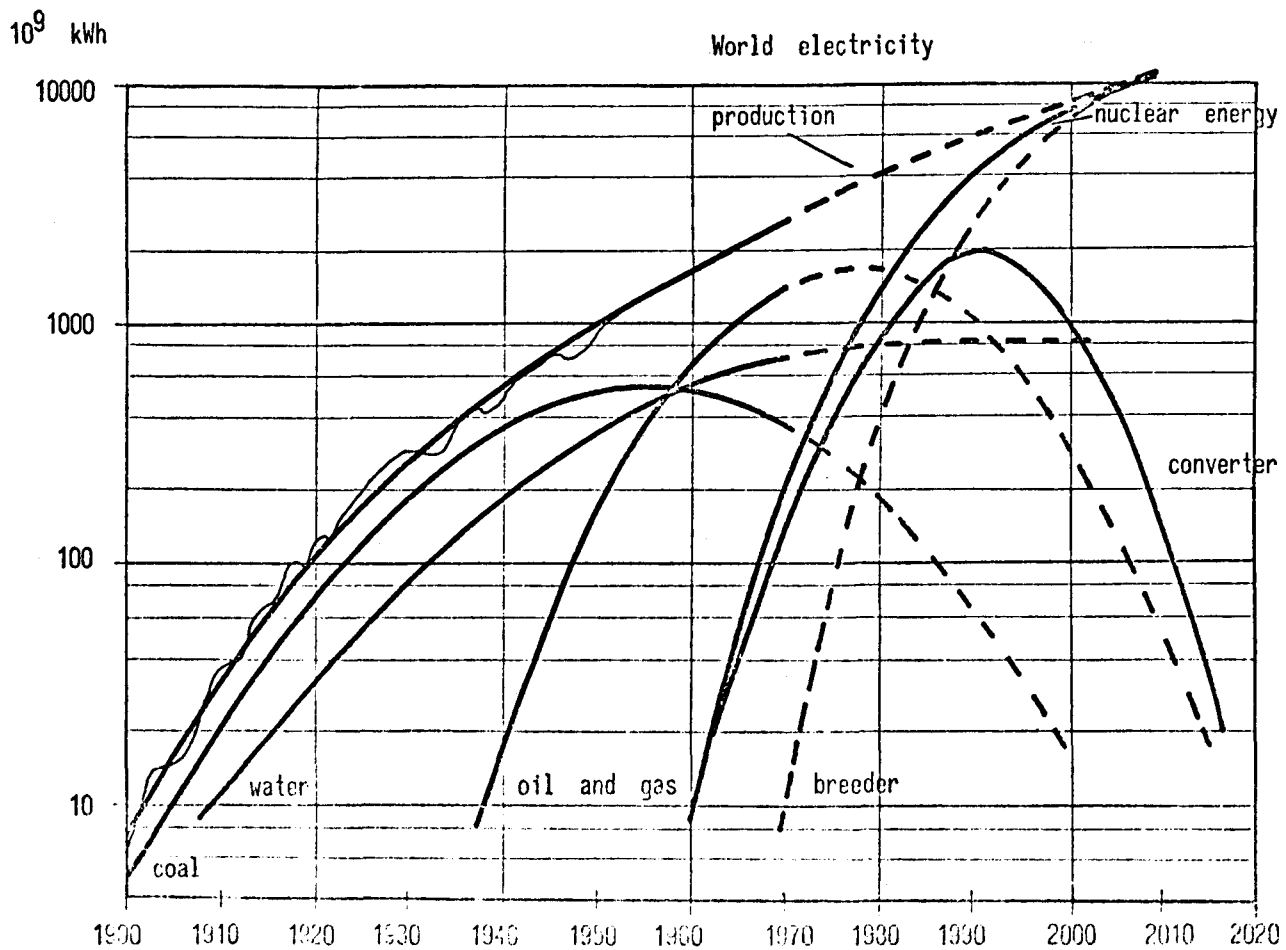


FIG. 2

$$E = \Delta M \cdot c^2$$

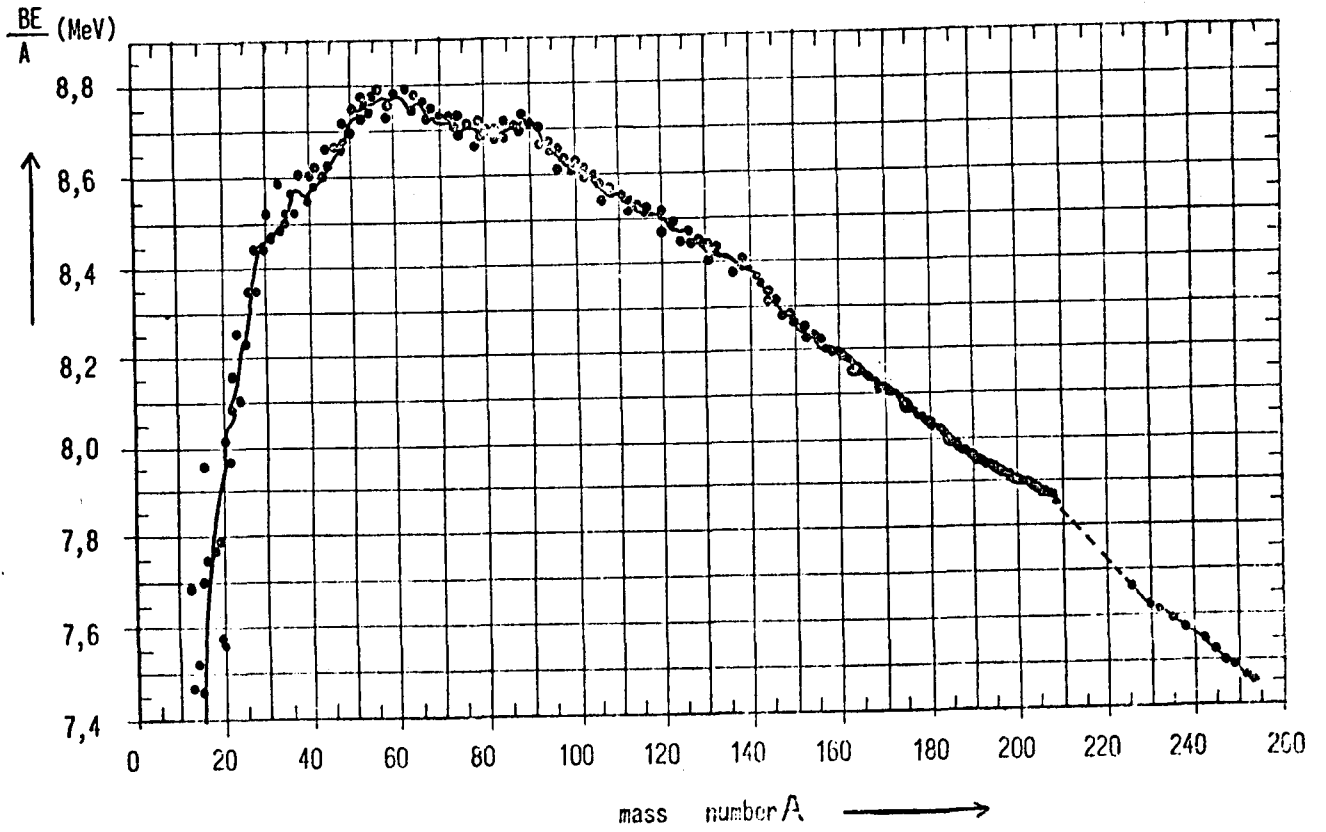
$$M = ZM_H + NM_N - \delta M$$

$$\delta M = \frac{BE}{c^2} = ZM_H + NM_N - M$$

$$\frac{BE}{A} = \frac{c^2}{A} (ZM_H + NM_N - M)$$

mean binding energy
per nucleon

FIG. 3



mean binding energy
per nucleon

FIG. 4

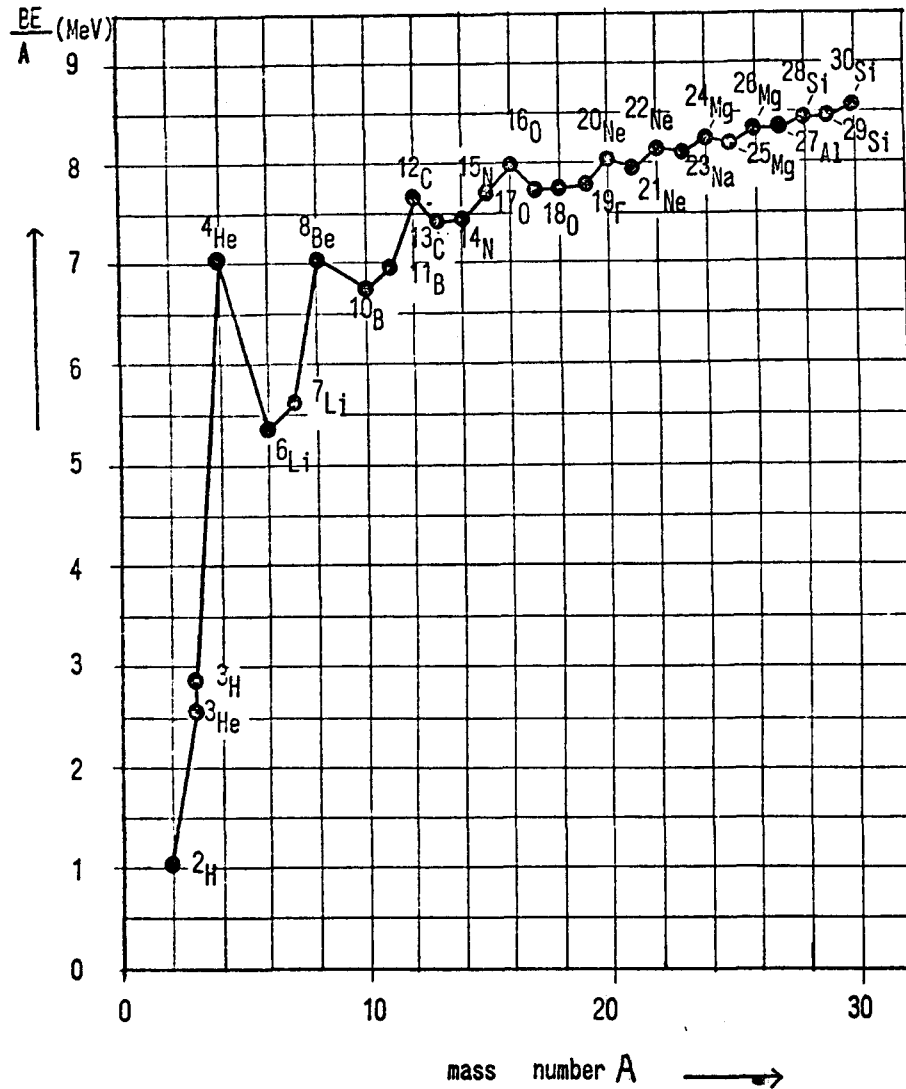
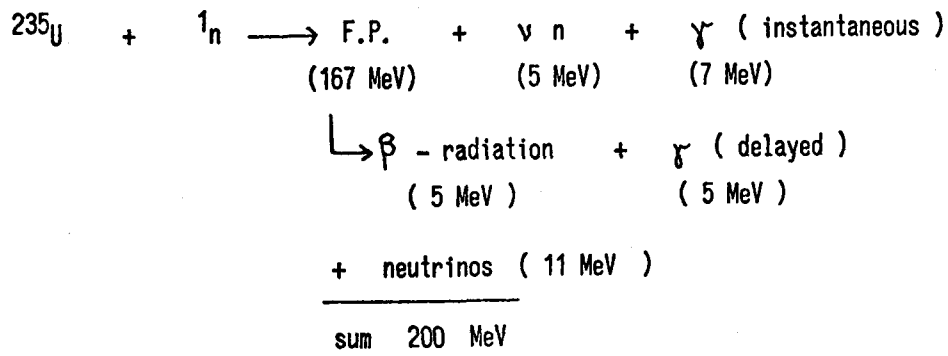


FIG. 5



189 MeV may be used for energy production

Fission of 1 g U - 235

$$E = \frac{189 \cdot 10^6 \cdot 23}{235} = 1,85 \cdot 10^7 \text{ kcal} \approx 2,15 \cdot 10^4 \text{ kWh}$$

For comparison:

Burning of 1 g of carbon: $E = 8,1 \text{ kcal} \approx 9,4 \cdot 10^{-3} \text{ kWh}$

FIG. 6

Nuclear fuels

	U - 235	Pu - 239	U - 233
Half time (y)	$7,1 \cdot 10^8$	$2,44 \cdot 10^4$	$1,62 \cdot 10^5$
$\sigma_{n,\gamma}$ for thermal n (b)	101	274	49
$\sigma_{n,f}$ for thermal n (b)	577	741	524
ν (number of n per fission)	2,43	2,89	2,51

FIG. 7

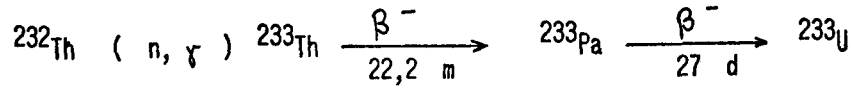
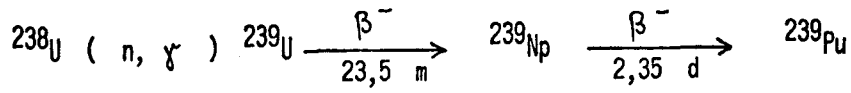
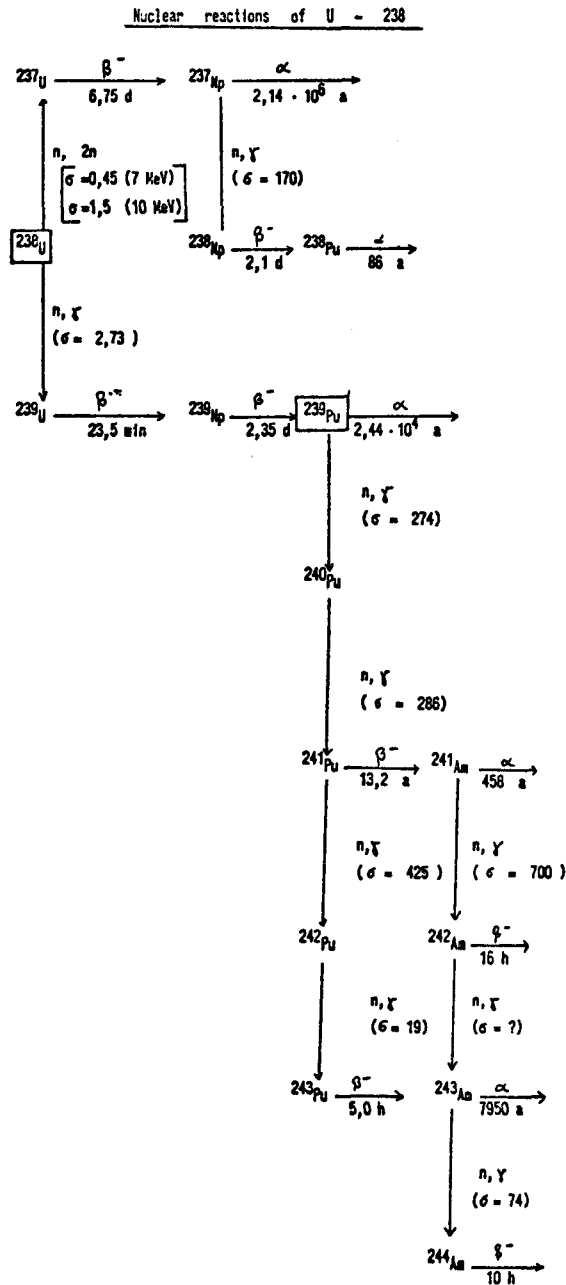


FIG. 8



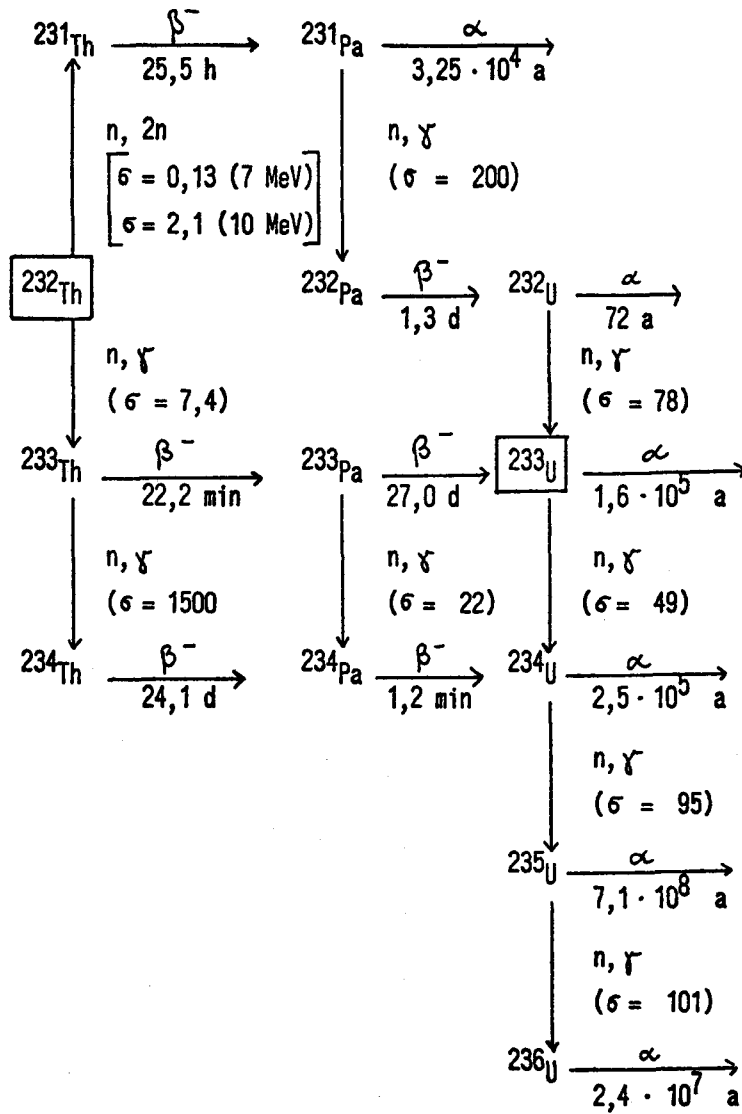


FIG. 10

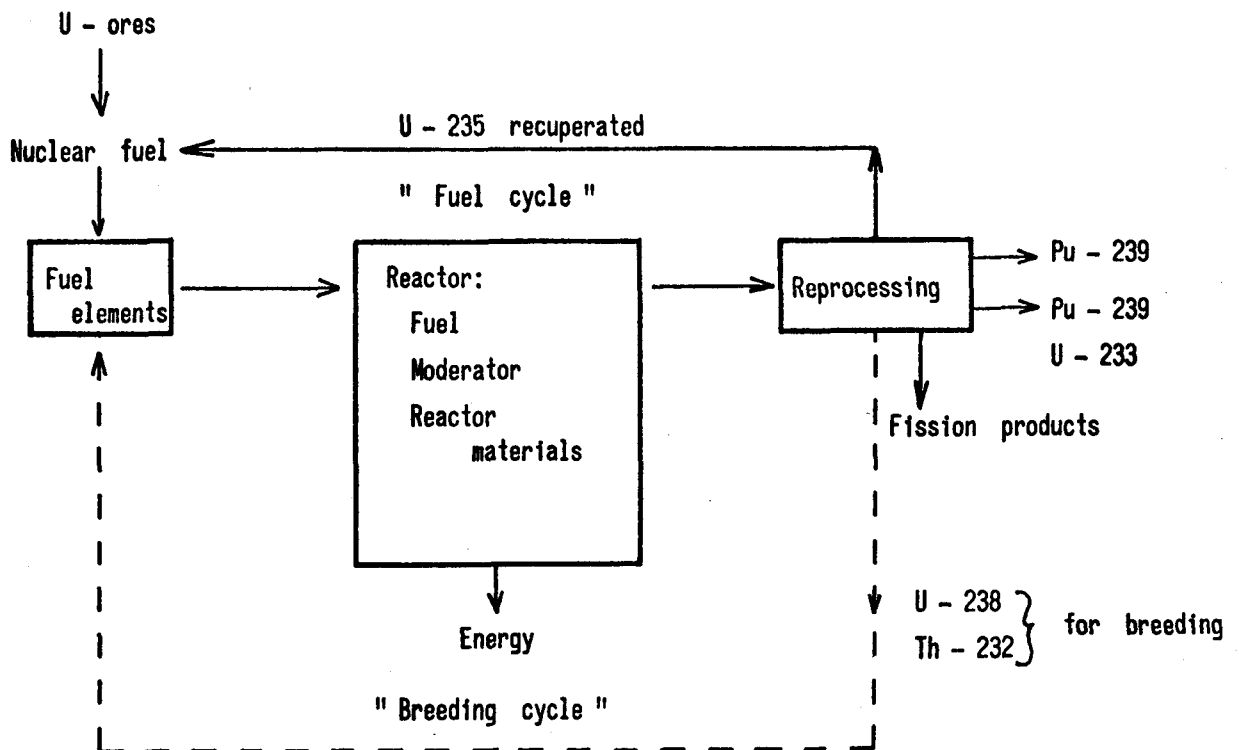


FIG. 11

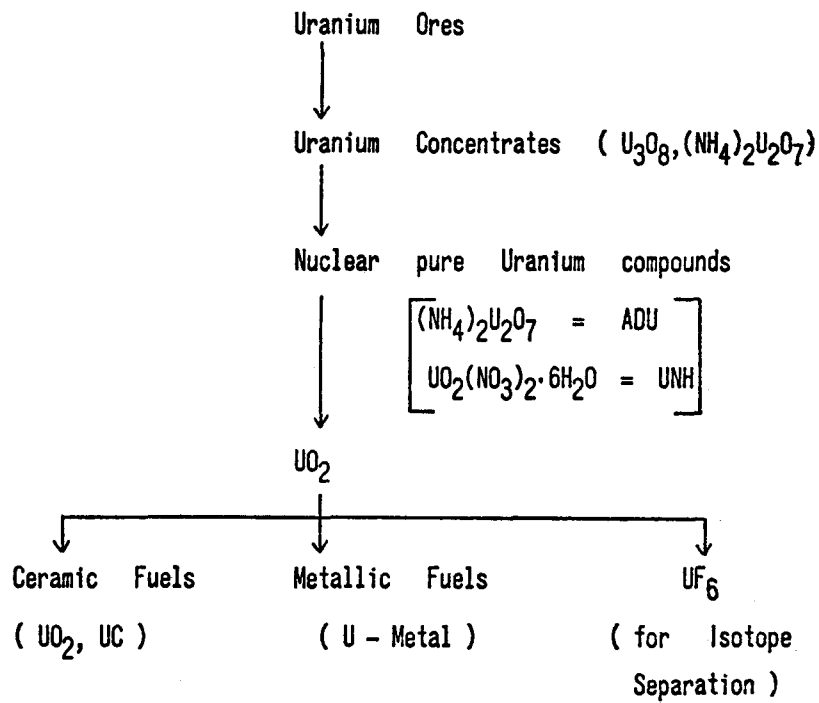
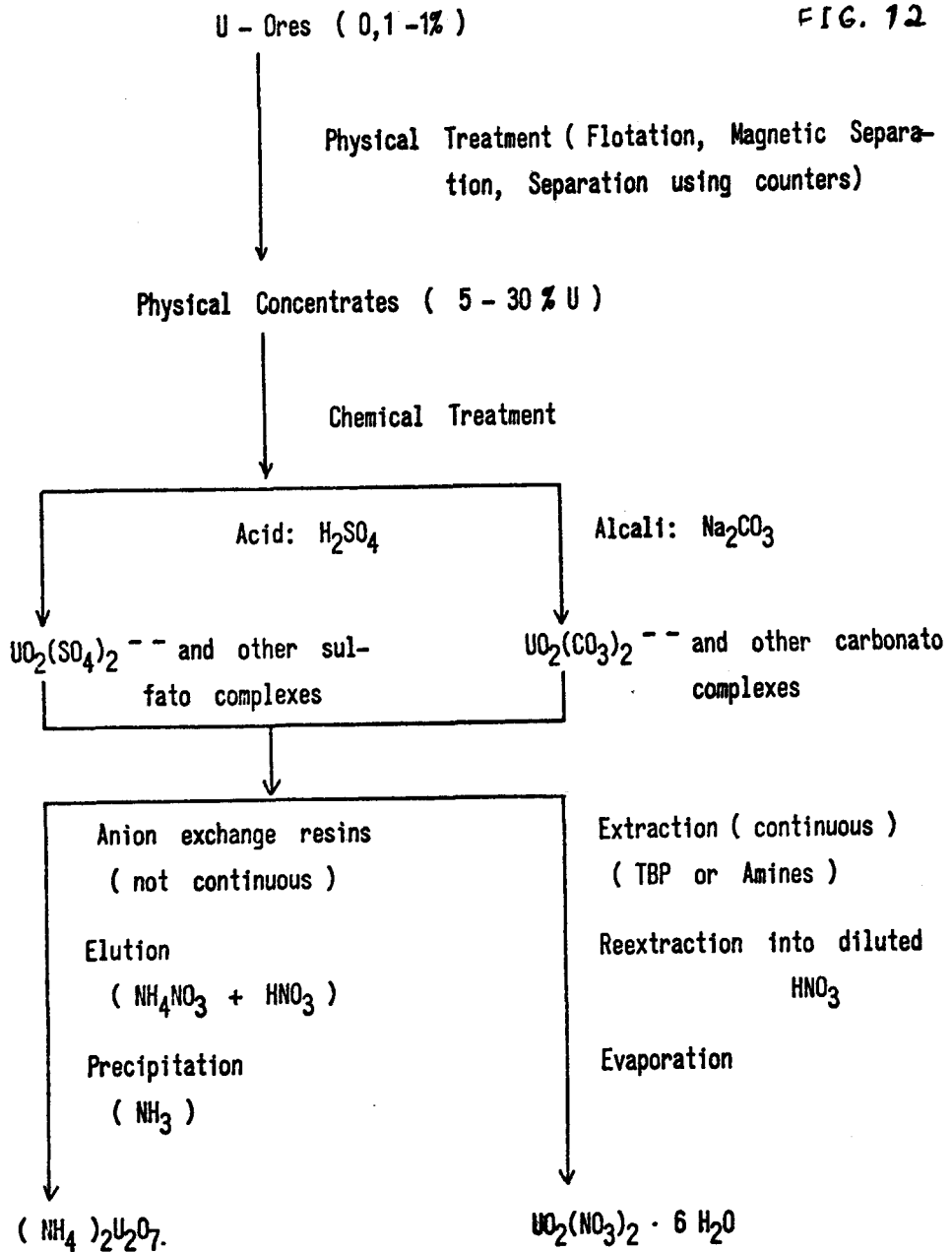
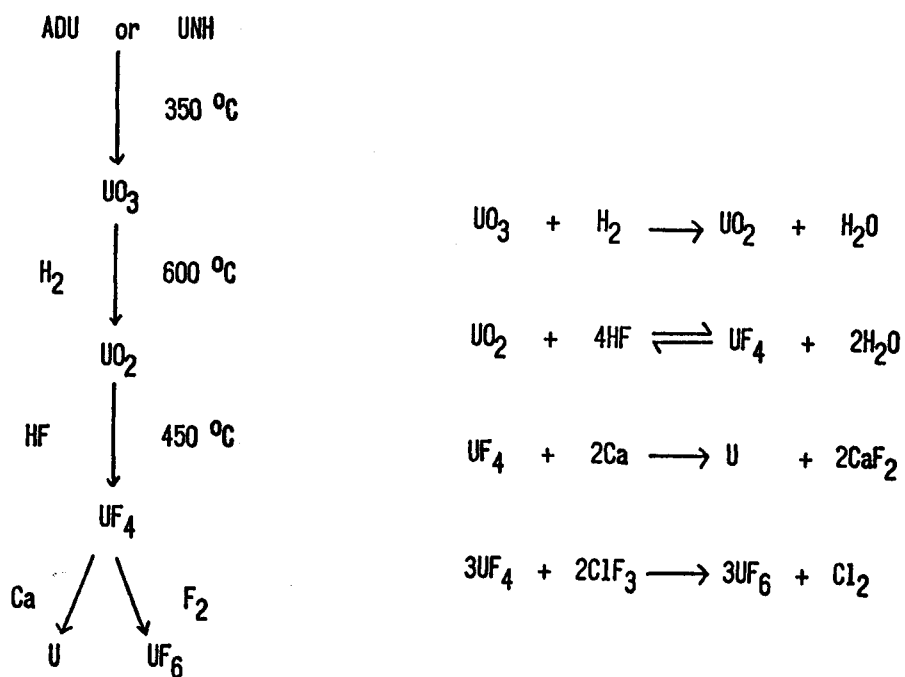


FIG. 12



Z	Element	Mass number		Name	Half time
		U - Family 4n + 2	Ac-Family 4n + 3		
92	U	238		Uran I	$4,51 \cdot 10^9$ a
			235	Actinouran	$7,1 \cdot 10^8$ a
			234	Uran II	$2,47 \cdot 10^5$ a
91	Pa		231	Protactinium	$3,25 \cdot 10^4$ a
90	Th	234		Uran X ₁	24,1 d
			231	Uran Y	25,5 h
			230	Ionium	$8,0 \cdot 10^4$ a
			227	Radioactinium	18,2 d
89	Ac		227	Actinium	21,6 a
88	Ra	226		Radium	1602 a
			223	Actinium X	11,43 d
86	Rn	222		Radon	3,8 d
84	Po	210		Radium F	138,4 d
83	Bi	210		Radium E	5,0 d
82	Pb	210		Radium D	21 a
			207	-	stabil
			206	-	stabil

FIG. 14



Modifications of Uranium

	Temperature range	Lattice	Density (g/cm ³)
α - U	- 668	orthorhombic	19,04 (25 °C)
β - U	668 - 774	tetragonal	18,11 (720 °C)
γ - U	774 - 1132 (M.P.)	body centred cubic	18,06 (805 °C)

Properties of UO₂ and UC

	UO ₂	UC
Density (g/cm ³ at 20 °C)	10,96	11,68
Melting point (°C)	2750	2375
Thermal conductivity (cal cm ⁻¹ s ⁻¹ grad ⁻¹)	0,025	0,082
Specific heat (cal g ⁻¹ grad ⁻¹)	0,057	0,035
Coefficient of thermal expansion (grad ⁻¹)	$7,2 \cdot 10^{-6}$	-
Crystal Lattice	Body centred cubic	tetragonal

FIG. 17

U - Compounds			Matrix Materials		
Compound	Density	Melting point (°C)	Matrix	Melting point (°C)	ζ_{ads} (barn)
UAl ₂	8,1	1590	Al	660	0,23
UAl ₃	6,7	1320	Be	1285	0,010
UAl ₄	6,0	730	Fe	1539	2,62
UC	11,68	2375	Mg	650	0,069
UO ₂	10,96	2750	Ni	1455	4,6
U ₃ Si	15,6	930	Zr	1845	0,185

FIG. 18

The most important fission products

Element	Relative abundance in the fission products (%)	Relative neutron absorption (%)
Noble gases	7	72
Sm	} 70	14
Other Lanthanides		11
Tc	10	1
Cs	4	0,5
Mo	1	0,2
Others	8	1,3

FIG. 19

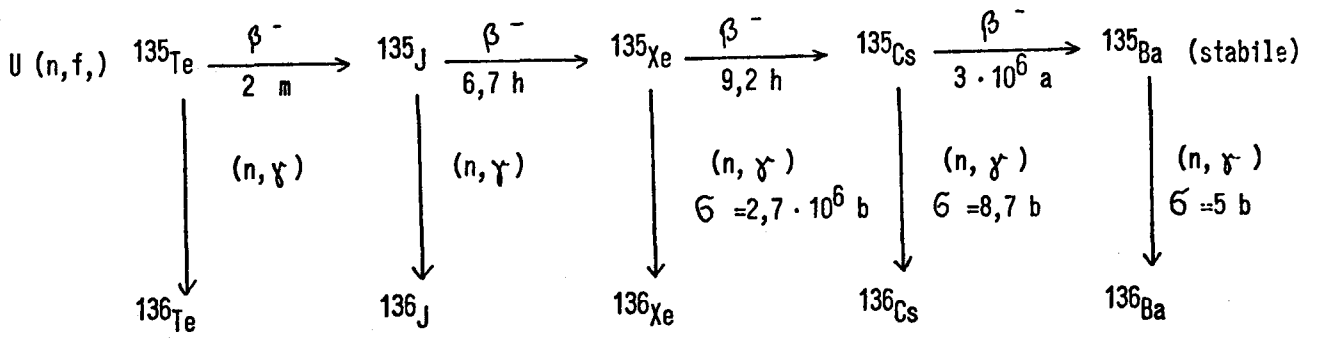


FIG. 20

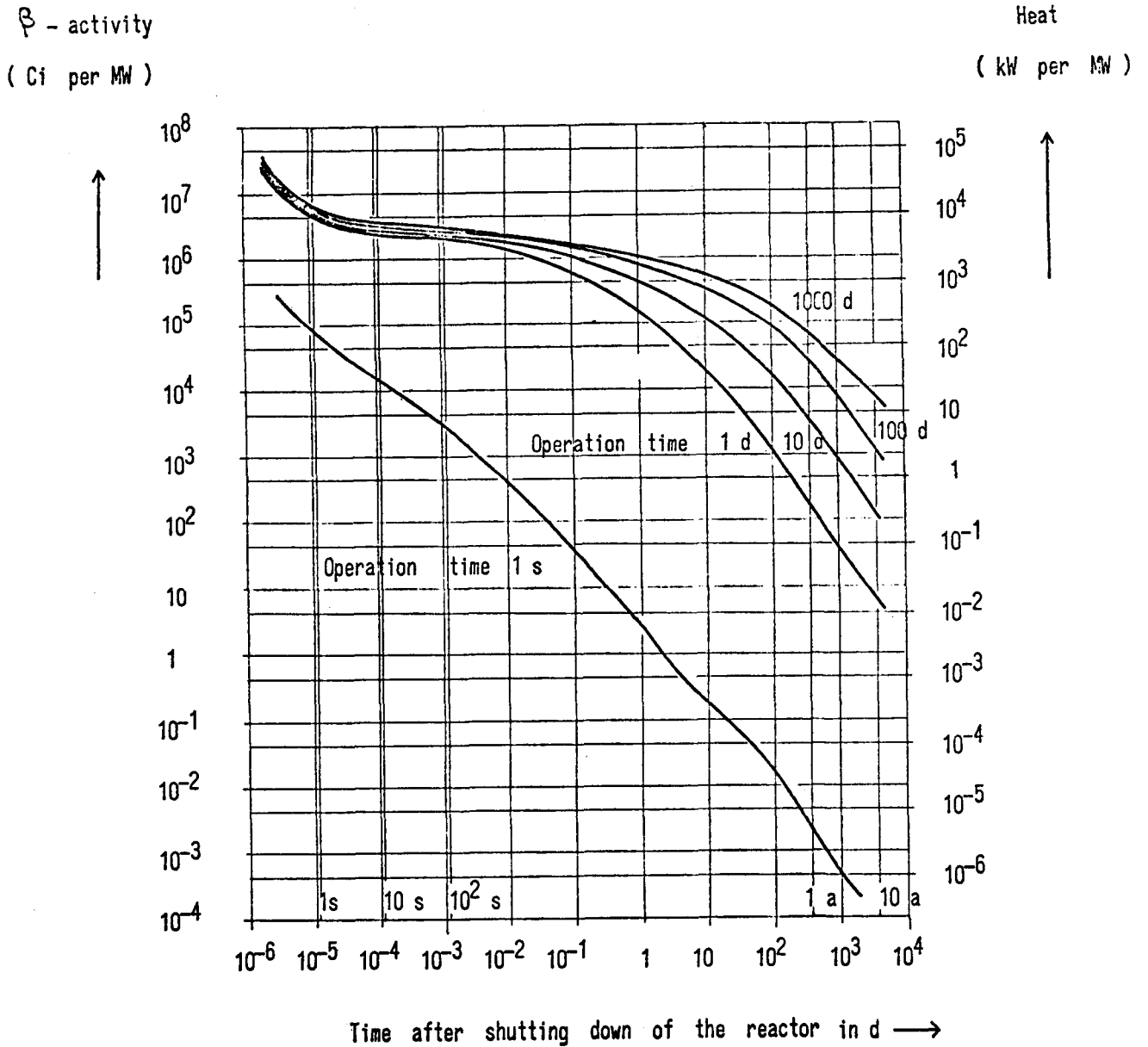


FIG. 21

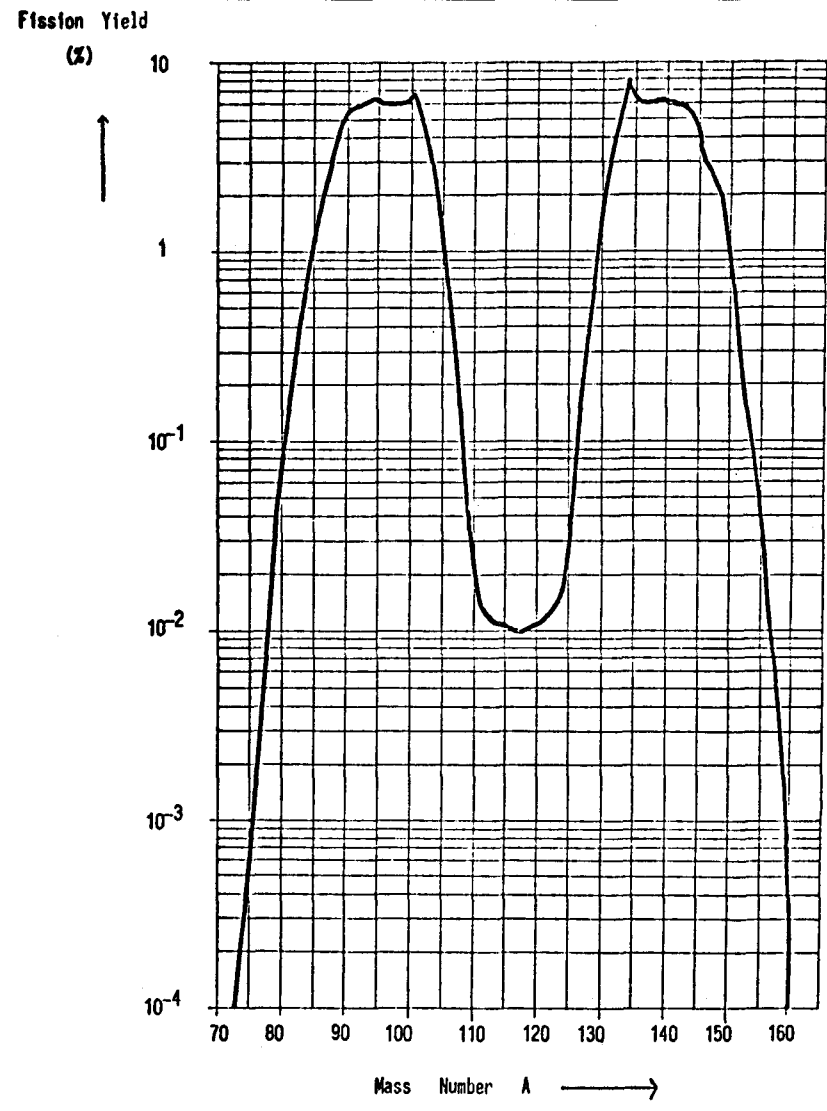


FIG. 22

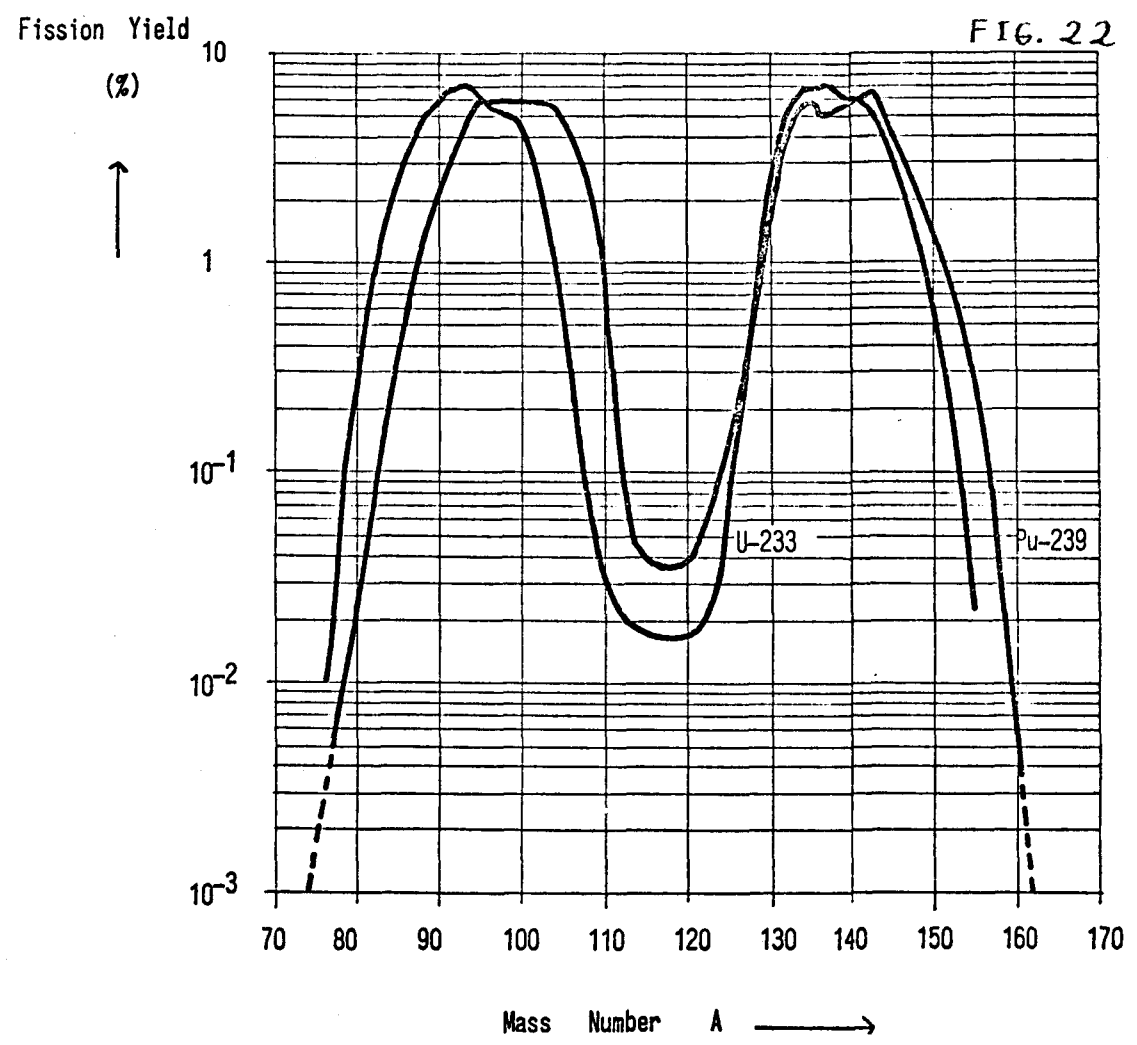
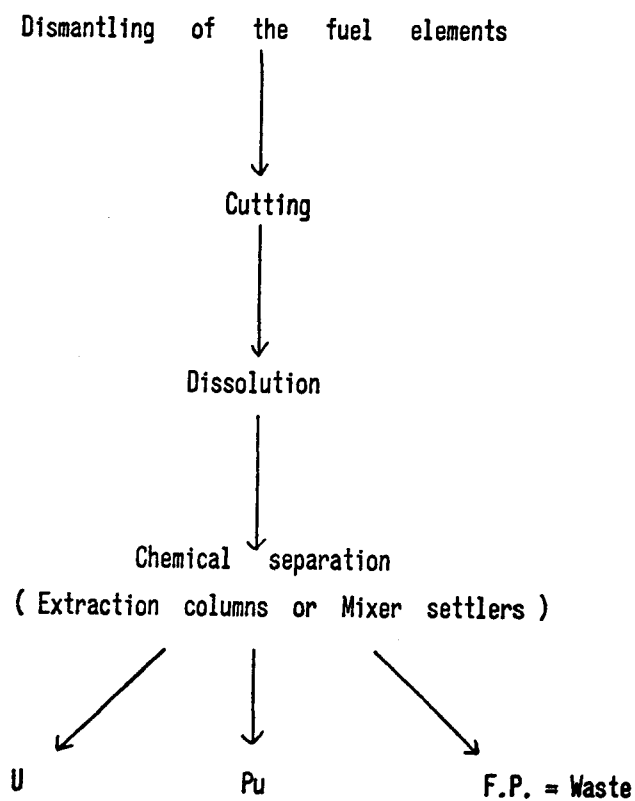


FIG. 23

Fission product	Fission yield (%)	Half - time
Sr - 89	4,8	52 d
Sr - 90	5,8	28,1 a
Tc - 99 (Mo - 99)	6,3	$2,1 \cdot 10^5$ a (67 h)
Ru - 103	2,9	40 d
Te - 129 (J - 129)	1,0	69 min($1,7 \cdot 10^7$ a)
J - 131	2,9	8,05 d
Xe - 133	6,5	5,3 d
Cs - 137	6,0	30 a
Ba - 140	6,4	12,8 d
Ce - 143(Pr - 143)	5,9	33 h (13,6 d)
Ce - 144(Pr - 144)	5,6	284 d(17,3 min)
Sm - 147	2,6	$1,05 \cdot 10^{11}$ a

FIG. 24



Radioactive Waste Solutions

Initial Activity	≈	1000 Ci / l	
After 10 a	≈	100 Ci / l	(Sr - 90, Cs - 137 and longer-lived radio isotopes)
After 1000 a	≈	10^{-2} Ci / l	(Tc - 99, J - 129 and actinides)

FIG. 26

Waste

- 1.) Storage in a safe form (glass or ceramic in salt mines).
- 2.) Use for heat production without chemical separation.
- 3.) Chemical separation
 - a.) Separation of the actinides and the long - lived Tc - 99 and J - 129 — the rest may be disposed after 1000 a storage.
 - b.) Additional separation of Sr - 90 and Cs - 137 — the rest may be disposed after 10 a storage.

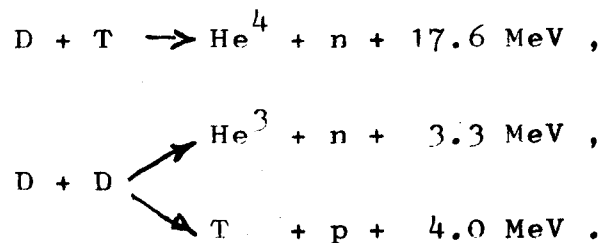
FIG. 27

Possible Uses

- Stable Xe - isotopes (129, 131, 132, 134, 136).
- Stable rare metals (Rhodium - fission yield of Rh - 103: 2,9 %.
- J - 129 → J - 130 for medical use.
- Sr - 90 for heat production (isotope batteries).
- Pm - 147 " " " (" ").
- Cs - 137 for radiation sources (medical use, irradiation of food, off - water etc.).
- Np - 237 → Pu - 238 (isotope batteries, pace - maker).
- Am - 241 as X - ray source, or → Cm - 242 → Pu - 238 of high purity.

FUUSIOTEKNOLOGIAN NÄKYMÄTI. Fuusioreaktorin toiminnan edellytykset

Fuusioenergian tuottamiseen soveltuvat parhaiten seuraavat reaktiot:



Varattujen ydinten välisen poistovoiman vuoksi fuusioreaktioiden tapahtuminen edellyttää, että törmävillä hiukkasilla on riittävästi energiaa Coulombin vallin ylittämiseksi. Helpoiten tapahtuu ensinmainittu DT-reaktio, jonka vaikutusalalla on leveä resonanssi 100 keV:ssä.

Käytännössä ainoa mahdollisuus riittävän lukuisten reaktioiden aikaansaamiseksi on lämmittää tietty määrä fuusiopolttoainetta niin korkeaan lämpötilaan, että hiukkaset pystyvät termisen energiansa turvin ylittämään Coulombin vallin. Erityisesti jatkuvatoimisessa systeemissä lämpötilan tulee olla niin suuri, että fuusiotehosta polttoaineeseen jäävä osa (reaktiossa vapautuvan varatun hiukkasen kantama energia) kompensoi polttoaineesta tapahtuvan energiavuodon, jonka pääaiheuttajia ovat jarrutus- ja syklotronisäteily. DT-reaktion tapauksessa tarvittava polttoaineen lämpötila on luokkaa 10^8 °K ($kT \approx 10$ keV), DD-reaktiolla vaatimus on lähes dekadia suurempi. Näissä lämpötiloissa polttoaine esiintyy täydellisesti ionisoituneena plasmana.

Plasma on kyettävä eristämään ympäristöstään ylimääräisen lämpövuodon ja plasman jäähtymisen estämiseksi. Plasman jatkuva koossapito ei kuitenkaan ole välttämätön, vaan reaktori voidaan rakentaa myös pulsseittain toimivaksi. Tämä edellyttää käy-

tännössä sitä, että kunkin pulssin aikana fuusioenergiaa on vapauduttava riittävästi suhteessa pulssin valmisteluun, so. plasman lämmittämiseen käytettyyn energiaan. Toisin sanoen reaktorin sisällä teknisin laittein kierrätettävä energia ei saa ylittää jotain kohtuullista osaa reaktorin ulostulotehosta.

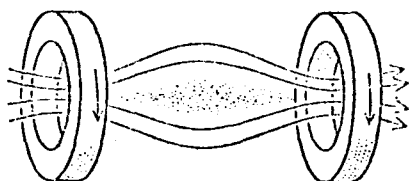
Tarkastellaan lähemmin, minkä vaatimuksen viimeksimainittu ehto asettaa plasman parametreille. Olkoon plasman tiheys n ja sen koossapysymisaika τ . Pulssin aikana generoitunut fuusioenergia on $E_f \sim n^2 \tau$. Plasman lämmittämiseen kuluva energia on $E_{in} \sim n$. Siten fuusiovahvistus E_f/E_{in} , jota merkitään G_f :llä, on $G_f = f(T) \cdot n\tau$. Funktiolla $f(T)$, joka riippuu vaikutusalan energia- eli lämpötilakäyttäytymisestä, on absoluuttinen maksimiarvo. Lisäksi, kuten edellä todettiin, käytännössä joudutaan asettamaan jokin vaatimus G_f :lle, tavallisesti $G_f \gtrsim 1$. Tämä merkitsee sitä, että tulon $n\tau$ täytyy ylittää jokin minimiarvo: vaatimus tunnetaan nimellä Lawsonin kriteeri. Kysymykseen tulevilla reaktioilla kyseisen minimin arvo on 10^{14} s/cm³ DT-reaktiolla ja 10^{16} s/cm³ DD-reaktiolla.

Edellä käsiteltyjen plasman lämpötilavaatimuksen ja Lawsonin kriteerin lisäksi fuusioreaktorille on asetettava vielä kolmas ehto: vapautunut fuusioenergia on kyettävä muuntamaan käyttökelpoiseen muotoon.

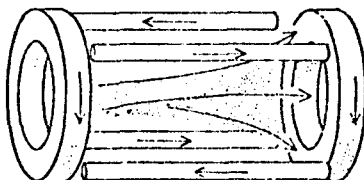
Fuusiotutkimuksessa käytettävät laitteet voidaan jakaa kahteen pääryhmään sen mukaan, miten plasman koossapito Lawsonin kriteerin edellyttämän ajan on pyritty järjestämään. Perinteisessä lähestymistavassa on plasman koossapitoaika pyritty tekemään mahdollisimman pitkäksi käyttämällä apuna voimakkaita magneettikenttiä. Tällöin plasman täytyy olla harvaa, koska käytettävissä olevien magneettikenttien rajallinen suuruus asettaa ylärajan plasman paineelle. Toisessa, uudemmassa lähestymistavassa pyritään käyttämään mahdollisimman tiheää plasmaa. Tällöin plasman paine on niin suuri, ettei mikään ulkoinen koossapitomekanismi toimi, vaan koossapysyminen voi perustua ainoastaan plasman omaan mekaaniseen hitauteen. Kyseessä on ns. inertiaalinen koossapito, johon perustuvat reaktorit väistämättä tulisivat olemaan pulssimaisesti toimivia.

II. Magneettinen koossapito

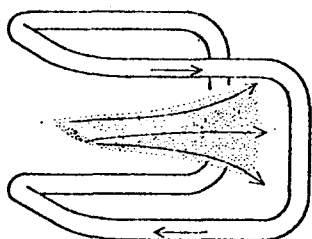
Magneettinen koossapito perustuu yksinkertaisesti siihen tosiasiaan, että varatun hiukkasen liikerata magneettikenttää vastaan kohtisuorassa suunnassa on ympyrä



SIMPLE MIRROR



MIRROR WITH IOFFE BARS



BASEBALL

Kuva 1. Magneettinen peili ja baseballkonf.

Hienon esimerkin magnetohydrodynaamisesti stabiilista konfiguraatiosta tarjoaa ns. baseball-laite (kuva 1 alh.). Tässä magneettikenttä on onnistuttu järjestämään siten, että sillä on paikallinen minimi laitteen keskiosassa. Plasma jää tällöin stabiilisti loukkuun "kuopan" pohjalle. Tälläkään laitteella ei ole mahdollista pitää koossa fuusiotoiminnan kannalta riittävän tiheää plasmaa.

Hallitun fuusion tutkimuksen tämänhetkisessä tilanteessa tärkeimmät laitteet ovat tokamak ja θ -pinch, joita kumpaakin tarkastellaan seuraavassa lähemmin.

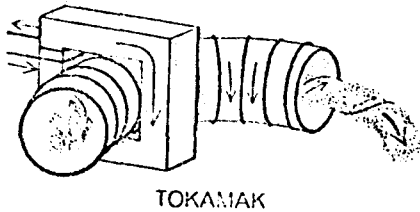
II.1. Tokamak eli toroidaalinen diffuusi pinch

II.1.1. Yleistä

Tokamak on kaikkein lupaavin ja pisimmälle kehitetty magneettiseen koossapitoon perustuva laite. Tokamakin konfiguraatio on seuraava (ks. kuva 2). Plasma muodostaa toroidin muotoiseen

taan kohtisuorassa suunnassa on ympyrä ja hiukkasen liike on siten paikallisesti rajoitettu. Yksinkertaisin magneettiseen koossapitoon perustuva laite on ns. magneettinen peili (ylinnä kuvassa 1), jossa hiukkasten liikettä on lisäksi rajoitettu kuromalla kenttä kokoon kahdesta kohdasta. Laitteen heikkoutena on ensinnäkin, että peili ei heijasta kaikkia hiukkasia, ja toiseksi, että systeemi on epästabiili: magneettikenttä ja magneettinen paine ovat suurimmillaan laitteen keksiakselilla, jolloin plasma sijaitsee ikäänkuin kukkulan huipulla.

Hienon esimerkin magnetohydrodynaamisesti stabiilista konfiguraatiosta tarjoaa ns. baseball-laite (kuva 1 alh.). Tässä magneettikenttä on onnistuttu järjestämään siten, että sillä on paikallinen minimi laitteen keskiosassa. Plasma jää tällöin stabiilisti loukkuun "kuopan" pohjalle. Tälläkään laitteella ei ole mahdollista pitää koossa fuusiotoiminnan kannalta riittävän tiheää plasmaa.



Kuva 2. Tokamak.

tyhjäkammioon suljetun rengaspatsaan. Plasmaa koossapitävä magneettikenttä on plasmaan nähden helikaalinen. Se muodostuu kahdesta komponentista: a) Toroidaalinen kenttä. Tämä on plasmapatsaan suuntainen pitkittäinen magneettikenttä, joka synnytetään plasmapatsasta kiertävällä käämityksellä. b) Poloidaalinen kenttä. Tämä on plasmapatsasta kiertävä poikittainen kenttä, jonka synnyttää plasmassa itsessään kulkeva sähkövirta. Tämä rengasvirta puolestaan synnytetään muuntajalla, jonka sydän kulkee toruksen läpi; plasmarengas itse muodostaa yksikierroksisen sekundäärikäämin. Plasmaan indusoitunut virta jakautuu suhteellisen tasaisesti koko plasmapatsaan poikkipinnalle, mistä johtuu määre "diffuusi" laitteen nimessä. Koska muuntaja indusoi plasmaan sähkömotorisen voiman vain niin kauan kuin magneettivoimaa toruksen läpi kasvaa ja toisaalta muuntajasydämen kylästyminen rajoittaa magneettivuota, ei tokamak kuvatussa muodossaan voi olla jatkuvatoiminen.

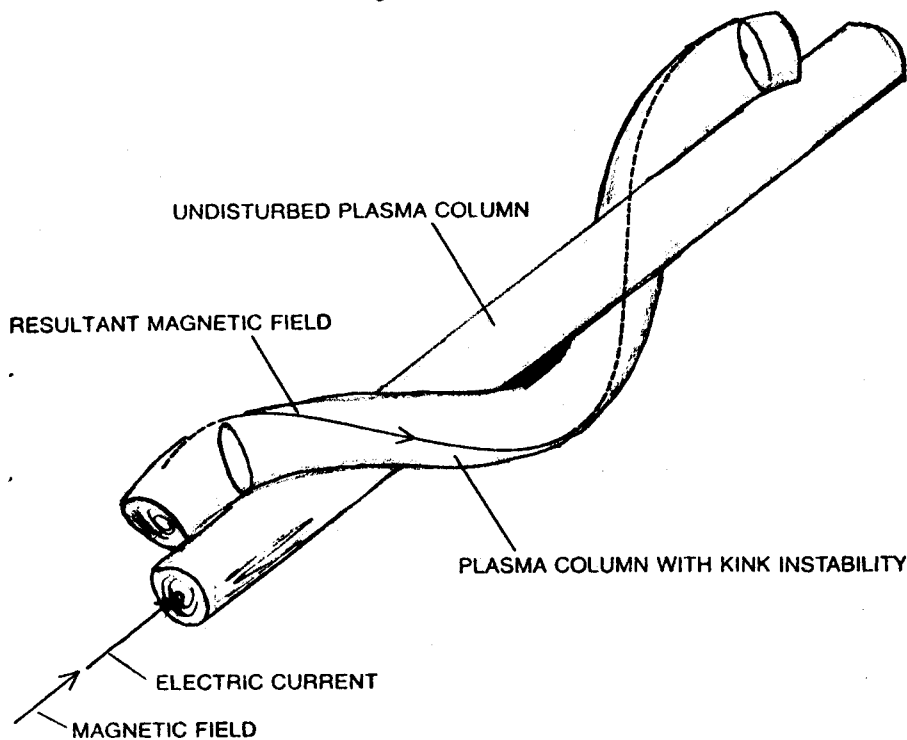
Tokamak kehitettiin alunperin Neuvostoliitossa (Kurchatovin instituutti) ennen muuta akateemikko L. Artsimovichin työn tuloksena. Alkuvaiheessa tokamakit eivät osoittaneet juurikaan parempia suoritusarvoja kuin niitä vanhemmat ja järjestelmällisesti epäonnistuneet stellaraattorit. Tokamakin yksinkertaisuus -- tilaavievien helikaalikäämien puuttuminen sekä se, että plasmaan indusoitunut sähkövirta pitää huolen plasman kuumentamisesta -- sallivat kuitenkin melko helposti rakentaa uusia yhä suurempia laitteita ja varustaa nämä suuremmilla aspektisuhteilla (pikkusäteen suhde pääsäteeseen). Parannetut laitteet alkoivatkin pian osoittaa kasvavia plasman koossapitoaikoja, tehokkaampaa ohmista lämmitystä sekä korkeampia lämpötiloja. Tärkeintä oli, että koossapitoajat eivät enää lyhentyneet kasvavan lämpötilan myötä, kuten stellaraattoreissa tapahtui, vaan pitenivät lämpötilan kasvaessa. Ts. hiukkasten diffuusio magneettikentän poikki näytti noudattavan klassillista diffuusio-kaavaa eikä anomaalista diffuusiota kuvaavaa Bohmin lakia. Vuodesta -69 lähtien, jolloin tärkeimmät tulokset saavutettiin,

laite on herättänyt laajaa kiinnostusta, ja sittemmin vastaavanlaisia laitteita on rakennettu eri puolilla maailmaa. Mm. Princetonissa muutettiin yksi stellaraattori tokamakiksi (ST-tokamak), ja tällä vahvistettiin Neuvostoliitossa saavutetut koetulokset.

II.1.2. Plasman MHD-stabiilisuudesta

Tärkein plasmaa koossapitävä tekijä tokamakissa on plasman kuljettaman virran synnyttämä magneettikenttä. Tämän kentän vuorovaikutus virran kanssa aiheuttaa voiman, joka kuroo plasmaa kokoon, ja estää siten plasman laajenemisen pikkusäteen suunnassa. Koska kyseinen kenttä on kuitenkin voimakkaimmillaan toruksen sisäpinnassa, plasmarengas pyrkii laajenemaan pääsäteiden suunnassa. Tämän estämiseksi plasma ympäröidään johtavalla seinämällä, jolloin poloidaalisten kenttäviivojen litistymisen seinämää vasten synnyttää magneettisen paineen, joka stabiloi plasmarengaan sijainnin määrättyyn kohtaan. Usein vielä apukenttien avulla ohjataan plasman sijaintia.

Lisäksi plasmassa voi esiintyä varsinaisia MHD-epästabiilisuuksia, joista täytyy pitää huolta. Itse itseään kurova plasma on epästabiili ns. makkara- ja mutkaepästabiilisuuksien suhteen. Näistä jälkimmäinen on tokamakin tapauksessa vakavin ongelma.



Kuva 3. Mutkaepästabiilisuus.

Juuri sen eliminoiminen on pitkittäisen toroidaalisen kentän tärkein tehtävä. Mitä suurempi tämä kenttä on sen parempi tulos saavutetaan. Stabiilissa konfiguraatiossa kentän pääkomponentin tulee olla plasmapatsaan suuntainen. Rajatapaus, jossa mutkaepästabiilisuus voi esiintyä, on sellainen, missä resultanttikentän helikaalinen kenttäviiva kierrettyään yhden kierroksen toruksen ympäri on samalla kiertynyt yhden täyden kierroksen plasmapatsaan ym-

päri (kuva 3 esittää tätä tapausta, kun torus ajatellaan avatuksi). Tällöin poloidaalisen kentän suhde toroidaaliseen kenttään on sama kuin geometrinen aspektisuhde. Koska toroidaalisen magneettikentän arvo on teknisistä syistä rajoittunut, saadaan tästä yläraja poloidaalisellem kentälle eli plasman itsensä kuljettamalle virralle. Tätä virran suurinta sallittua arvoa kutsutaan Kruskalin-Shafranovin rajaksi. On olemassa vielä joukko muita MHD-epästabiilisuuksia, jotka voivat esiintyä tokamakissa, mutta ne kaikki voidaan yleensä välttää mitoittamalla laite Kruskalin-Shafranovin rajan suhteen varmuustekijällä 2.5-3.

Kruskalin-Shafranovin raja synnyttää ongelmia tokamak-periaatteeseen nojautuvan todellisen fuusioreaktorin konstruoimisessa: Kuten todettiin, plasmaa koossapitävä tekijä on olennaisesti poloidaalinen kentän komponentti, joka voi K-S ehdon vuoksi olla vain murto-osa kokonaiskentästä. Suhde β plasman paineen ja tarvittavan kokonaismagneettikentän paineen (verrannollinen kentän neliöön) välillä muodostuu välttämättä pieneksi. Pieni β taas tekee reaktorista epäekonomisen, koska tällöin sekä magneettikentän muodostamiseen kuluvan häviötehon että syklotronihäviöiden suhde fuusiotehoon kasvaa. Ongelman ratkaisemiseksi olisi poloidaalisen kentän suhde toroidaaliseen kenttään tehtävä mahdollisimman suureksi eli aspektisuhdetta on kasvatettava, mikä merkitsee paksua toroidia. Toisaalta suuren $n\tau$ -tulon aikaansaamiseksi on magneettikenttä kaiken kaikkiaan tehtävä suureksi. Tähän tarvitaan suuri toroidikäämi, mikä on ristiriidassa plasmatoruksen paksuusvaatimuksen kanssa. Pyrkimyksessä kasvattaa efektiivistä aspektisuhdetta pienentämättä toruksen reikää, eräissä konstruktioissa on päädytty litistettyihin, esim. elliptisiin, plasman poikkipinnan muotoihin.

II.1.3. "Banaanialue"

Toinen tokamak-reaktorin onnistumiseen epävarmuutta luova tekijä liittyy siihen, että plasman lämpötilan kasvaessa hiukkasten vapaat matkat kasvavat. Tällä on ensinnäkin se haitallinen puoli, että ohminen lämmitys tulee korkeissa lämpötiloissa epäefektiiviseksi. Suurin saavutettava lämpötila on korkeintaan 1 keV tarvittavan 10 keV:n sijasta -- jotain lisäkeinoja todellisen fuusiolämpötilan saavuttamiseksi siis tarvitaan.

Toiseksi pitkä vapaa matka merkitsee sitä, että fuusioplasma ei ole MHD-alueella, vaan monien ilmiöiden kannalta se on olennaisesti törmäyksetöntä plasmaa -- fuusioreaktorissa keskimääräinen vapaa matka olisi useita kymmeniä kertoja toruksen ympärysmitta. Paitsi että tämä tekee plasman teoreettisen käsittelyn vaikeaksi, se voi määrätyissä olosuhteissa johtaa uusiin epästabiiliusmekanismeihin, tarkemmin sanottuna reaktorin toimiessa "banaanialueessa". Termin merkitys on seuraava: Hiukkaset liikkuvat

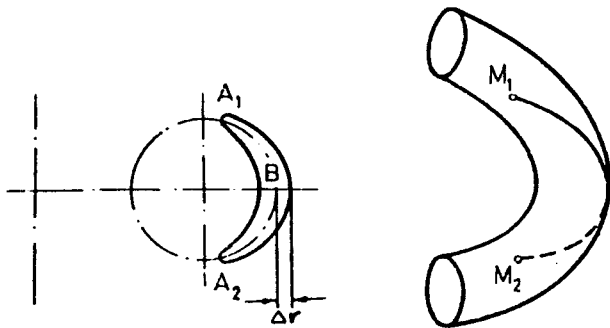


FIG.4. Projection of a trapped-particle trajectory.

Kuva 4. "Banaanirata".

pitkittäiseen liike-energiaan nähden ja hiukkasen vapaa matka suuri peilipisteiden väliin nähden, hiukkanen jää loukuun toruksen ulkoreunassa olevalle "banaaniradalle" (kuva 4). Kun loukkuuntuneet hiukkaset muodostavat merkittävän osan plasma-partikkeleista, laitteen sanotaan toimivan "banaanialueessa". Kyseisessä tilanteessa mahdollisesti ilmenevä uusi epästabiiliusmoodi voi johtaa lisääntyvään plasmahiukkasten karkaamiseen.

II.1.4. Laitteet, tulokset sekä tutkimusohjelmat

Taulukosta 1 ilmenevät sekä jo rakennettujen että rakenteilla tai suunnitteilla olevien tokamak-tyyppisten laitteiden pääparametrit.

Jo valmiina olevista laitteista mainittakoon ensimmäisinä keskenään samantapaiset T-4 (Kurchatov) sekä ST-tokamak (Princeton). Jälkimmäisen suoritusarvot, jotka ovat likimain samat kuin T-4:llä, käyvät ilmi taulukosta 2. Lawsonin $n\tau$ -kriteerin suhteen ollaan siis vielä kaksi dekadia teoreettisen kynnyksarvon alapuolella (reaktorin suunnitteluarvoon ero on kolme de-

pääasiallisesti magneettisia voimaviivoja pitkin. Koska voimaviivat kiertävät plasma-patsasta ja magneettikenttä on toruksen sisäpinnalla suurempi kuin sen ulkopinnalla, hiukkanen näkee vuoroin voimakkaamman ja vuoroin heikemmän kentän. Tilanne muistuttaa magneettista peiliä. Mikäli magneettikentän vaihtelu on riittävän suuri hiukkasen

EXPERIMENT		MAJOR RADIUS (CENTIMETERS)	MINOR RADIUS (CENTIMETERS)	TOROIDAL MAGNETIC- FIELD STRENGTH (KILOGAUSS)	ESTIMATED MAXIMUM PLASMA CURRENT (KILOAMPERES)
FRANCE	TFR	98	20	60	400
GERMANY	PULSATOR	70	13	28	135*
ITALY	FRASCATI	82	22 - 24	100	1,150*
JAPAN	JFT-2	90	25	15	250
U.S.	DOUBLET II (GULF)	59	30 - 90	10	350
	ALCATOR (M.I.T.)	54	11.5	120	600*
	ORMAK (OAK RIDGE)	79.5	23.4	25	400
	ST (PRINCETON)	109	14	35	100
	ATC (PRINCETON)	30	7	60	270
	PLT (PRINCETON)	130	45	50	1,600
	TTT (TEXAS)	60	10	35	100
U.S.S.R.	TOKAMAK TM-3	40	8	25	80*
	TOKAMAK T-4	100	17	40	300
	TOKAMAK T-6	70	25	15	268*
	TOKAMAK T-10	150	40	40	850*

Taulukko 1. Tokamak-laitteiden pääparametrit.

	Model C Stellarator	ST tokomak	Projected tokomak reactor
Ion temperature (keV)	—	0.5	10
Electron temperature (keV)	0.06	1.5	10
Ion density n (cm^{-3})	2×10^{13}	3×10^{13}	6×10^{14}
Mean confinement time τ (millisec)	0.4	10-20	1000
$n \tau$ (sec cm^{-3})	8×10^9	$3-6 \times 10^{11}$	6×10^{14}
Toroidal magnetic field (kG)	35	≤ 50	90
Plasma diameter (cm)	12.5	25	300
Aspect ratio	1:20	1:8	1:3

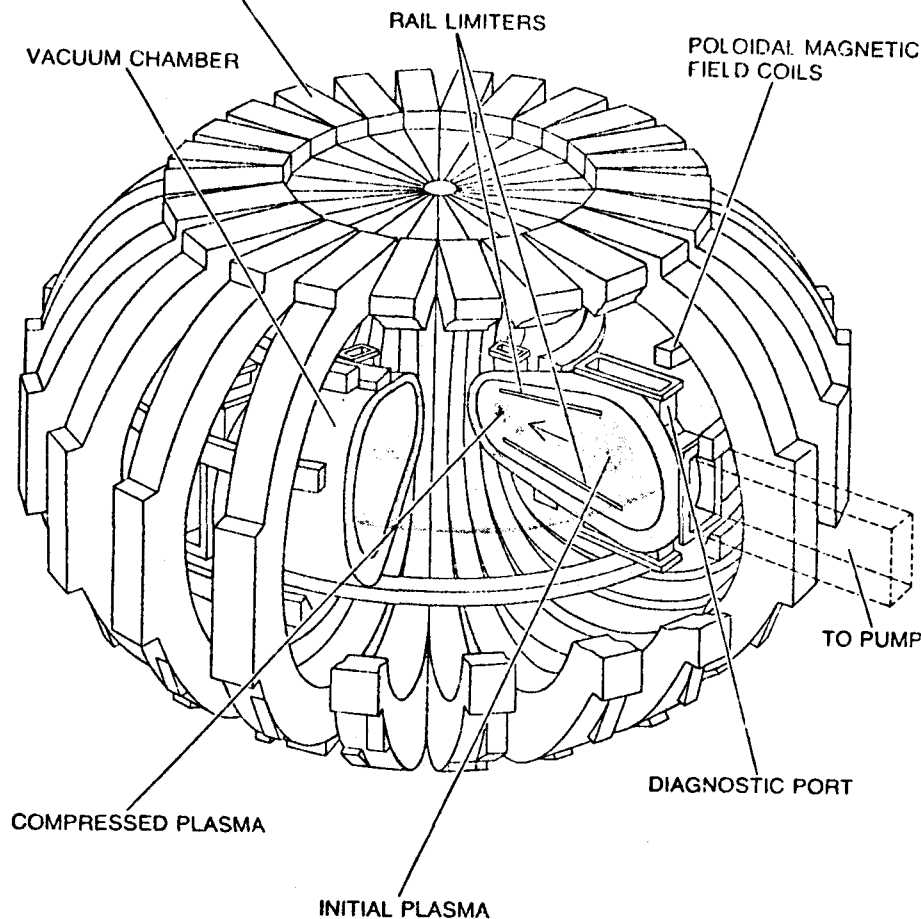
kadia), ja lämpö-tilastakin puuttuu yli dekadi.

Muista laitteista mainittakoon ATC (Princeton), jossa plasman tiheyttä ja lämpötilaa voidaan nostaa adiabaattisen puristuksen

Taulukko 2. ST:n suoritusarvot.

avulla. Puristus toteutetaan työntämällä ulkoisen magneettikentän avulla plasmarengasta sisäänpäin kapenevassa johdekujassa (kuva 5). Tällä on päästy arvoihin $T_i = 0.6 \text{ keV}$ ja $n_e = 10^{14} \text{ cm}^{-3}$.

Edelleen mielenkiintoinen on Oak Ridgessä kehitetty Ormak. Tällä on huomattavan suuri aspektisuhde 1:3.4. Laitteen avulla on päästy kokeilemaan plasman käyttäytymistä banaanialueessa (vapaa matka 5-10 x toruksen ympärysmitta). Viime keväänä suoritettu-



Kuva 5. ATC-laite.

jen kokeiden merkittävä tulos oli, että mitään anomaalista plasman menetystä ei tapahtunut. Laitetta on sittemmin laajennettu lisäämällä siihen mahdollisuus plasman lisälämmittämiseen neutraalien 12.5 keV: tai 25 keV:n vetyatomien injektioilla. Keväällä annettujen ennakkotietojen mukaan laite on tässä muodossa tullut uuteen koekeluvaiheeseen viime kesän lopussa.

Kolme suurta tokamakia on suunnitteilla tai konstruoitavana: T-10 (Kurchatov), PLT (Princeton large torus) sekä Frascatin tokamak Italiassa. Nämä edustavat puolimatkan laitteita nykyisten ja break-evenin (tilanne, jossa fuusioenergiaa vapautuu yhtä paljon kuin tarvitaan plasman lämmittämiseen) saavuttamiseen tarvittavien tokamakien välillä -- parhaassa tapauksessa jo niillä voidaan yltää break-even-kynnykselle. Frascatin tokamakkin pitäisi valmistua tämän vuoden lopulla, ja Princetonin suuren toruksen ennakoitu valmistumisaika on vuoden -75 loppu, samoin T-10:n.

Yhdysvaltain tokamak-ohjelmasta voidaan mainita seuraavaa: Päämääränä on saavuttaa teoreettinen break-even-tilanne v. 1980-82. Mikäli PLT osoittautuu toiminnassaan yltävän teoreettiseen maksimiin aikaskaala lyhenee viidellä vuodella. Tällä hetkellä magneettiseen koossapitoon perustuvien laitteiden rahoitukseen käytetään yli 50 miljoonaa dollaria vuodessa, mutta määrä tulee moninkertaistumaan lähivuosina. PLT:n kokonaiskustannukset ovat n. 13 miljoonaa dollaria. Fuusiotutkimukseen kaiken kaikkiaan on käytetty 500 miljoonaa dollaria eli kymmenesosa reaktorin arvioiduista kehittämiskustannuksista.

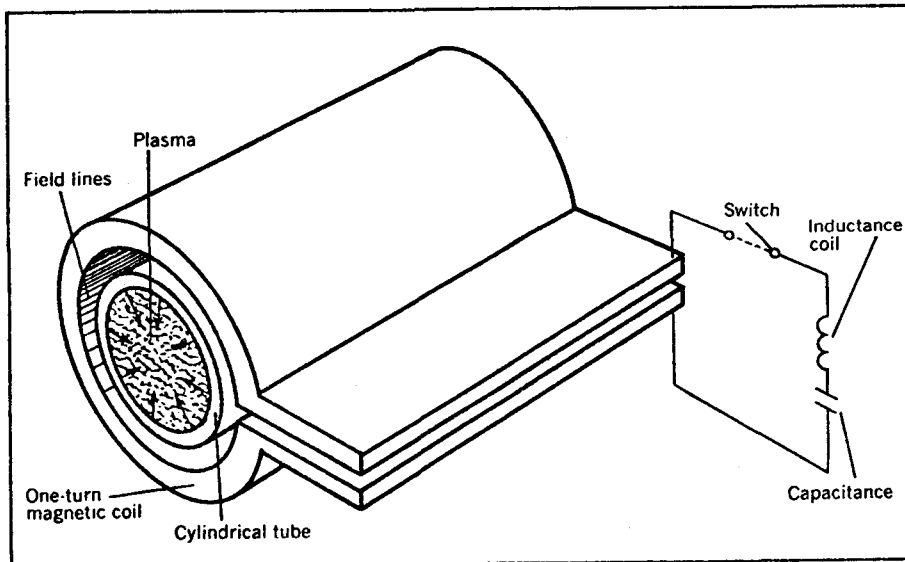
II.1.5. Tokamakin ongelmat

Osa tokamak-reaktorin kehityksen tiellä olevista esteistä on on jo edellä tullut esille. Kootaan nämä vielä yhteen:

- Ohmisen lämmityksen riittämättömyys.
- Banaanialueen käyttäytymiseen liittyvät epävarmuustekijät.
- Pieni β ja siitä johtuva heikko ekonomia.
- Laitteen pulssimainen luonne.
- Jäähdytteen sijoittaminen.
- Voimakkaan magneettikentän muodostaminen.
- Säteilysvauriot rakennemateriaaleissa.

II.2 θ -pinch

Toinen magneettisen koossapidon periaate, johon lähemmin perehdymme, on θ -pinch. Perusmuodossaan kyseessä on avoin lineaarinen



Kuva 6. θ -pinch.

konfiguraatio (kuva 6). Laite muodostuu suorasta plasmapatsasta, jota ympäröi metallilieriö. Lieriö muodostaa yksikierroksisen käämin, jonka kautta puretaan syöksyvirta kondensaattorivarastosta. Syntyvä nopeasti nouseva magneettikenttä ionisoi kaasun, synnyttää shokkiaallon joka lämmittää plasman, ja lopulta puristaa plasmaa adiabaattisesti kokoon, jolloin lämpötila edelleen nousee. Mekanismi perustuu siihen, että plasman pintaan indusoituu plasmapatsasta kiertävä, θ -suuntainen sähkövirta, jonka vuorovaikutus magneettikentän kanssa saa aikaan plasmaa kurovan voiman.

Laitteen etuihin kuuluu, että sillä voidaan saavuttaa suuria

tiheyksiä ja että plasman lämmitys on tehokas, koska se kohdistuu suoraan ioneihin eikä tapahdu elektronien välityksellä kuten ohmisen lämmityksen tapauksessa. Edelleen θ -pinch-konfiguraatio on täydellisesti MHD-stabiili. Niinpä suurimmalla θ -pinch-laitteella, Scylla IV (Los Alamos), on saavutettu seuraavat parametrien arvot: $T_i = 2-3$ keV, $n = 3 \times 10^{16} / \text{cm}^3$, $\beta = 0.8$. Hetkelliset fuusiotehot ovat olleet luokkaa 100 kW. Heikkoutena on, että esitetyssä muodossa plasma pääsee vapaasti pakenemaan laitteen päistä. Plasman koossapysymisajat ovat sen vuoksi jääneet lyhyiksi; tyypillinen arvo on $\tau = 10 / \mu\text{s}$, jota vastaa $n\tau = 3 \times 10^{11} \text{ s/cm}^3$.

Energiaa tuottava fuusioreaktori voitaisiin periaatteessa rakentaa θ -pinch-ideaa käyttäen. Nimittäin yksinkertaisesti pidentämällä plasmapatsasta saadaan päätyvuodon suhteellinen merkitys vähenemään. Vaadittava pituus on kuitenkin epäkäytännöllisen suuri, useita kilometrejä.

Ensimmäinen ajatus, joka tulee mieleen, päätyvuodon eliminoimiseksi, on käyttää magneettisia peilejä. Tämä kuitenkin modifioi magneettikentän rakennetta siten, että systeemistä tulee epästabiili. Toinen radikaalimpi periaate on kääntää plasmapatsas toroidiksi, jolloin systeemistä tulee suljettu. Tässä tapauksessa niinkään systeemistä tulee epästabiili. Sopivien apukenttien ja takaisinkytkentästabilointimenetelmien avulla epästabiilisuudet uskotaan kuitenkin voitavan välttää. Tälle periaatteelle rakentuva laite, Scyllac (Los Alamos) on ollut rakenteilla jo muutaman vuoden ajan. Laitteella odotetaan päästävän koossapitoaikaan $\tau = 100 / \mu\text{s}$ ja $n\tau$ -arvoon, joka 50-kertaisesti ylittää Scylla IV:llä saavutetun arvon. Ennakkotietojen mukaan laitteen on pitänyt tulla toimintakuntoon tammikuun lopussa, joten mielenkiinnolla voimme jättää odottamaan ensimmäisiä koetuloksia.

III. Inertiaalinen koossapito

III.1. Periaate

Toinen mahdollisuus Lawsonin kriteerin toteuttamiseksi on käyttää mahdollisimman tiheää plasmaa. Tällöin plasman paine fuusiolämpötilassa muodostuu niin korkeaksi, ettei magneettinen koossapito ole enää mahdollinen, vaan ainoa koossapitävä tekijä

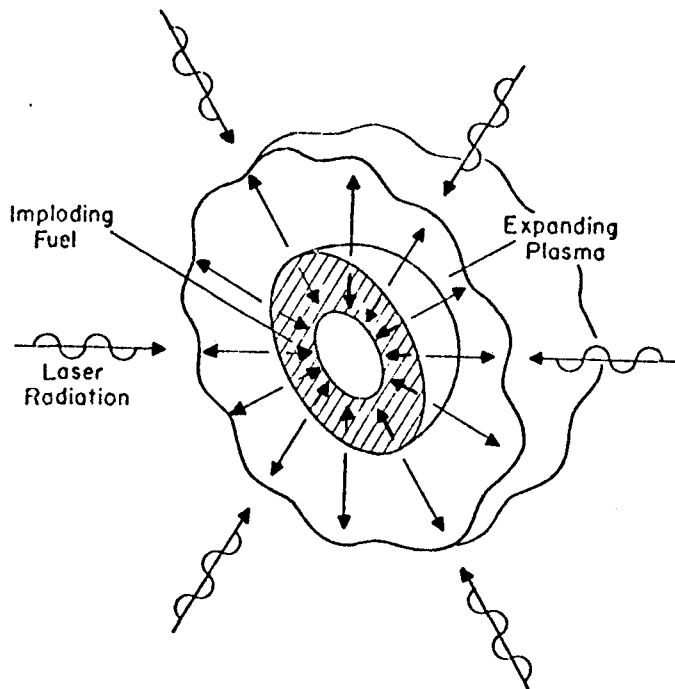
on plasman omasta massasta johtuva hitaus. Toisin sanoen plasmapisara lämmitetään hyvin nopeasti, ja toivotaan, että sen hajoaminen, vaikkakin tapahtuu räjähdysmäisesti, kestää kuitenkin niin kauan, että tänä aikana ehtii tapahtua riittävä määrä fuusioreaktioita. Seuraavassa tutkitaan millä edellytyksillä inertiaalinen koossapito on kyllin tehokas.

Tarkastellaan pallomaista plasmapisaraa, jonka säde on R . Summittaisessa laskussa voidaan katsoa, että pisaran koossapysymisaika on $\tau = R/v_{th}$, missä v_{th} on ionien termien nopeus, $v_{th} = (3kT/m)^{1/2}$. Tällöin Lawsonin $n\tau$ -kriteeri korvautuu nR -kriteerillä: tulon nR täytyy ylittää eräs minimiarvo määrätyn fuusiovahvistuksen saavuttamiseksi. Erityisesti teoreettisen break-evenin ($G_f \approx 1$) saavuttamiseksi vaaditaan, että $nR > 0.3 \text{ g/cm}^2$.

Koska plasmapisaran säde R on vapaasti valittavissa oleva parametri, voidaan Lawsonin kriteeri aina täyttää kunhan vain valitaan kyllin suuri R . Ongelmia syntyy kuitenkin sen johdosta, että kasvatettaessa pisaran sädettä sen alkulämmittämiseen tarvittava kokonaisenergia voi tulla niin suureksi, ettei tämän toimittamista lyhyessä ajassa kyetä teknisesti toteuttamaan. Tarvittava syöttöenergia käyttäytyy kuten $E_{in} \sim nR^3 \geq (nR)_{min}^3/n^2$, jonka jälkimmäisessä muodossa on otettu huomioon Lawsonin kriteerin asettama vaatimus. Sijoittamalla tähän edellä mainittu nR :n minimiarvo sekä DT -jään tiheyden arvo $n = 5 \times 10^{22} / \text{cm}^3$ päädytään luokkaa 10^8 J olevaan syöttöenergian arvoon.

Lähtökohtana inertiaalista koossapitoa koskeville tarkasteluille on ollut ajatus laserin käyttämisestä plasman lämmittämiseen. Laserillahan on mahdollista muodostaa lyhyitä suurtehoisia pulsseja ja lisäksi säteen fokusoinnin avulla päästä valtaviin intensiteetteihin. Se tuntuu siten kaikin puolin sopivalta välineeltä tiheän aineen nopeaan lämmittämiseen. Fuusiota ajatellen tilanne näyttää kuitenkin varsin toivottomalta, kun otetaan huomioon, että sopivalla aika-alueella (ns) toimivien suurimpienkin lasereiden pulssienergiat ovat olleet alle kJ :n, siis yli viisi dekadia edellä arvioitua minimisyöttöenergiaa pienempiä. Kaikesta huolimatta laserfuusiotutkimusta harjoitetaan aktiivisesti. Syy tähän selviää tarkastelemalla uudelleen syöttöenergian lauseketta. Nimittäin jos plasmakohtion tiheyttä kyetään nostamaan

vielä kiinteän aineen tiheyttä suuremmaksi, tarvittava syöttöenergia pienenee nopeasti, kääntäen verrannollisena tiheyden neliöön.



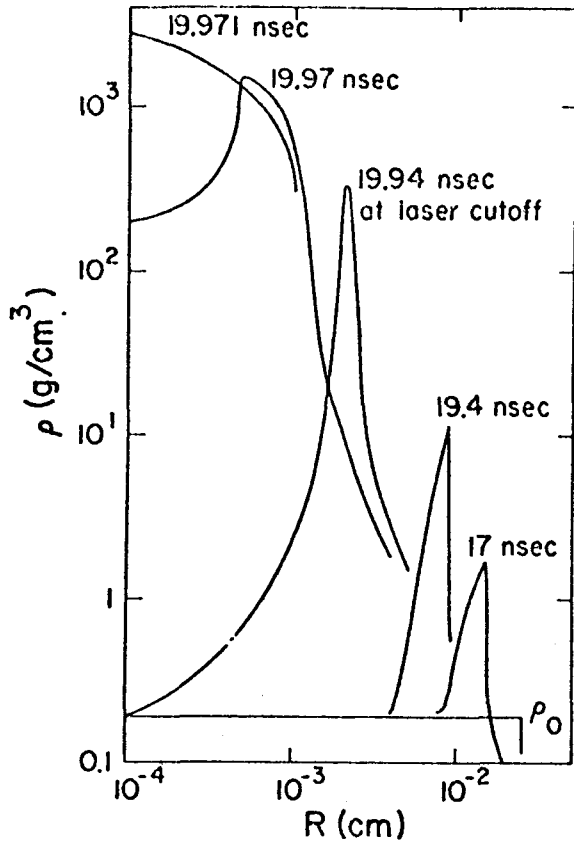
Kuva 7. Laserkompressionin periaate.

painaa sisälle jäävää sydänosaa kokoon. Kyseessä on eräänlainen pallomainen rakettimoottori, johon energian syöttää ulkopuolinen lasersysteemi.

Kun kuumennus tapahtuu hyvin nopeasti, sydänosaan syntyy sisäänpäin kulkeva shokkiaalto. Tällä saavutetaan se etu, että shokin lähestyessä keskipistettä konvergenssiefektien johdosta sekä shokin paine, että tiheys moninkertaistuvat arvoistaan pallon reunalla. Yhden ainoan voimakkaan shokin kulkiessa pallon läpi ja törmätessä itseensä tiheys nousee tekijällä 120. Kun lisäksi menetellään siten, että ensimmäisen shokin muodostamisen jälkeen painetta ulkopinnalla jatkuvasti kasvatetaan eli ekvivalenttisesti muodostetaan jatkuva jono heikkoja shokkeja, ja valitaan lämmityspulssin muoto siten, että nämä heikot shokit konvergoivat pallon keskipisteeseen täsmälleen samanaikaisesti, päästään pallon keskipisteessä huomattavan suureen tiheyteen. Perusteelliset numeeriset laskut osoittavat, että saavutettavat tiheydet voivat olla jopa 10^4 kertaa kiinteän aineen tiheys.

Ratkaisun tiheyden kasvattamiseen voi jälleen tuoda laser. Periaate on hyvin yksinkertainen ja käy ilmi kuvasta 7. DT-jäätä valmistettua kohtiota lämmitetään pallosymmetrisesti monisäteisellä lasersysteemillä. Lasersäteet absorboituvat kohtion pintakerrokseen kuumentaen sitä voimakkaasti. Osa materiaalista lähtee syntyneen paineen vaikutuksesta laajenemaan suurella nopeudella ulospäin, ja tämän materiaalin reaktiivoima

Tekijän $(n/n_0)^2$ mukaista tarvittavan pulssienergian pienennystä ei laserkompressiolla kuitenkaan saavuteta. Nimittäin kompressio-
prosessissa huomattava osa laserin energiasta menetetään kohtiosta höyrystyvän plasmavaipan mukana. Hyötysuhde laserin energiasta jäljelle jäävän sydänosan energiaan on 5-10%. Kaiken kaikkiaan osoittautuu, että tarkoin optimoitua pulssinmuotoa käytettäessä tarvittava break-even-energia alenee n. 10^3 J:een, mikä on jo nykyisen teknologian näköpiirissä oleva arvo.



Kuva 8. Tiheyden kehitys kompressiossa.

Pulssin optimaalinen muoto käyttäytyy likimain kuten $E_0(1-t/t_f)^{-2}$ katkaisulla hiukan ennen hetkeä t_f . Tällaista pulssia voidaan approksimoida jonolla suorakaidepulsseja, joka puolestaan voidaan muodostaa yhdestä laserpulsista sopivia optisia järjestelyitä käyttäen.

Optimaalisessa puristuksessa laser ei varsinaisesti lämmitä kohtiota. Puristustyön minimoimiseksi materia on oltava mahdollisimman kylmää, ts. puristuksen on tapahduttava adiabaattisesti. Ainoastaan kohtion keskipisteessä tarvitaan suuri lämpötila materiaan sytyttämiseksi. Tämän lämpötilan saavuttamisesta pitää automaattisesti huolen voimakkaan shokin törmäys itseensä

Kuvassa 8. nähdään erään tapauksen täydellisessä analyysissä saatu plasmapisaran tiheysprofiilin kehitys ajan funktiona. Kuva osoittaa selvästi tiheyden kasvun vielä senkin jälkeen, kun laserlämmitys on kytkeytynyt pois päältä.

III.2. Kokeista ja vaikeuksista

On voimakkaasti painotettava sitä, että edelläolevat laserkompressioon liittyvät tarkastelut ovat vain teoreettisiin laskuihin perustuvia spekulatioita. Fuusiotutkimuksen historia osoittaa, ettei uusien teoreettisten tulosten antamia lupauksia pidä ottaa

liian vakavasti. Niinpä voi hyvinkin olla, että käytännössä tulee esiin seikkoja, jotka tekevät mahdolltomaksi sinänsäkin jo uskomattomalta tuntuvan kohtion puristuksen 10^4 -kertaiseen kiinteän aineen tiheyteen, ja tekevät tyhjäksi koko laserfuusiokäsitteen.

Varhaisin mahdollisuus pallosymmetrisen lämmityksen suorittamiseen on ollut prof. N. Basovin ryhmällä Lebedev-instituutissa. Heillä on käytössään 9-säteinen lasersysteemi, jolla voidaan tuottaa 600 J:n, 2 ns:n pulsseja. Raportoidut kompressiot ≈ 50 ovat huomattavasti alle lasketun break-even-arvon. Tämä johtuu siitä, että ko. järjestelmässä pulssi on suorakaiteen muotoinen ja toisaalta teoreettisista laskuista tiedetään, että kompressio on hyvin herkkä pulssin muodon poikkeamiselle optimaalisesta.

Monissa laboratorioissa on rakenteilla ja mahdollisesti jo valmistunut lasereita, joiden pulssienergiat ovat vaadittua suuruusluokkaa 1 kJ. Lisäksi on rakenteilla vielä suurempia 10 kJ:n lasereita, joiden odotetaan valmistuvan v. 1974-75. Näiden avulla tulee olemaan mahdollista testata teoreettisten laskujen kannalta kriittisiä olettamuksia ja mahdollisesti demonstroida fuusioenergiantuoton tekninen toteuttamismahdollisuus. Yhdysvalloissa tänä vuonna laserfuusiotutkimukseen käytetään varoja yli 40 miljoonaa dollaria.

Niitä laserfuusiossa mahdollisesti kohdattavia vaikeuksia, joihin edellä viitattiin ovat mm.

- Lasersäteen absorptio. Laskuissa on yleensä edellytetty, että lasersäde absorboituu täydellisesti kohtion pintakerrokseen. Kuitenkin tiedetään, että klassillinen käännteinen jarrutusasteilymekanismi tulee epäefektiiviseksi korkeissa lämpötiloissa eikä yksinään kykene absorboimaan sädettä. On olemassa jonkin verran sekä teoreettista että kokeellista evidenssiä siitä, että tietyn kynnsintensiteetin yläpuolella (n. 10^{12} W/cm² aallonpituudella 1 μ m) absorptio voimistuu merkittävästi eräiden plasmaepästabiilisuuksien jodosta, ns. anomaalinen absorptio. Vakuuttavaa näyttöä tästä ei ole kuitenkaan annettu, ja lisäksi mikäli tällainen ilmiö esiintyy, siihen saattaa sisältyä haitallinen sivuefekti, josta lähemmin seuraavassa.
- Supratermiset elektronit. Anomaalisessa absorptiossa syntyy

- joukko suprathermisiä, hyvin kuumia elektroneja. Näistä on haittaa kahdessakin suhteessa. Osa niistä karkaa systeemistä vieden mukanaan merkittävän määrän energiaa, mutta aiheuttaen vain suhteellisen pienen rekyyli-impulssin. Osa niistä tunkeutuu kohtion sisään saaden aikaan tämän ennenaikaisen lämmittämisen ja tehden siten mahdolliseksi adiabaattisen puristuksen.
- Kompression symmetria. Täysin pallosymmetristä laserlämmitystä ei kyetä toteuttamaan. Voimakkaista lämpötilagradienteista johtuvien termoelektristen virtojen epäsymmetriat taas synnyttävät kohtion sisälle magneettikenttiä, jotka vaikuttavat energiansiirtoprosesseihin.
 - Tarvittavat laserit. Käytännön reaktoriratkaisuissa tarvitaan kaikista huolimatta lasereita, joiden pulssienergiat ovat luokkaa 10^5 - 10^7 J ja pulssinpituus alle 1 ns. Tällaisten lasereiden kehittäminen on erittäin suuren työn takana -- mahdollisesti tämä on jo sinänsä vaikeampi tehtävä kuin esim. tokamakin kehittäminen toimivan fuusioreaktorin asteelle.

III.3. Elektronisuihkut

Toisen mahdollisuuden inertiaalisen koossapidon vaatiman kohtion kompression toteuttamiseen tarjoavat suurienergiaiset elektronisuihkut. Periaate on muuten täysin sama kuin laserkompression tapauksessa, energianlähde vain on toinen. Elektronisuihkujen etuna laseriin nähden on niistä entuudestaan olemassaoleva huomattavan suuri teknologinen kokemus. Viime aikoina tässä teknologiassa on tapahtunut nopeaa edistymistä. Niinpä tällä hetkellä on käytettävissä suihkuja, joiden parametrit ovat:

- Pulssin energia > 3 MJ
- Teho 10^{13} W
- Tehontiheys 10^{12} W/cm²
- Virrantiheys 10^7 A/cm²
- Hyötysuhde yli 50 %

Haittapuolena laseriin nähden on, että elektronisuihkua ei kyetä fokusoimaan yhtä terävästi kuin lasersädettä. Tehontiheys jää siten pienemmäksi kuin laserilla. Tämän seurauksena break-eveniin tarvitaan enemmän energiaa kuin laserilla; kyseinen energia on arvioitu n. 1 MJ:ksi tehontiheydellä 10^{14} W/cm². Pääongelma elektronisuihkujen käytössä, samoin kuin lasereillakin, liittyy energian absorptioon: klassillinen jarruuntumismekanismi on aivan liian heikko.

IV. Yhteenveto

Lähimmät kolme vuotta tulevat fuusiotutkimuksessa olemaan vilkasta tapahtumien kautta:

- Laserfuusiassa päästään kokeiluvaiheeseen, ja jo näissä kokeissa on mahdollista saavuttaa break-even-tilanne.
- Tokamak-puolella tulee toimintaan entistä suurempia laitteita (T-10, PLT, Frascati), joiden parametrit ovat lähellä reaktorialuetta. Parhaassa tapauksessa jo jokin näistä voi päästä break-even-kynnykselle -- joka tapauksessa tämän on suunniteltu tapahtuvan viimeistään v. -80 tienoilla.

Edessäolevien kokeiden tuloksista riippuu, miten nopeasti kehityksen voi odottaa kulkevan eteenpäin. Myönteisessä tapauksessa saatavat tulokset tulevat olemaan lähtömerkkinä reaktoriproto-tyyppien kehitystyölle.

Se miten kauan ensimmäisen energiaa tuottavan reaktorin käyntiinlähtöön kuluu aikaa, riippu paljolti tutkimuksen saamasta rahoituksesta. Viitteen kysymykseen tulevasta aikaskaalasta antaa rinnastus vastaavan kehitystyön vaatimaan aikaan periaatteessa paljon yksinkertaisemman fissioreaktorin kohdalla: toiminnan demonstroinnista reaktoreiden laajamittaiseen käyttöön on kulunut kolmisenkymmentä vuotta. On kuitenkin todettu, että jos fuusiotutkimukselle luotaisiin vastaavat toimintaedellytykset kuin avaruustutkimuksen yhteydessä on esiintynyt, käytännössä energiaa tuottava reaktori v. 1990 ei olisi mahdollisuuksien ulkopuolella. Ellei, tullevat fuusioreaktorit käyttöön aikaisintaan v. 2000.

Lähdeluettelo

- /1/ W.C. Gough and B.J. Eastlund, Sci. Am. (Feb. 1971).
- /2/ B. Coppi and J. Rem, Sci. Am. (July 1972).
- /3/ R.F. Post, Physics Today (April 1973).
- /4/ J.L. Tuck, Nature 223 (Oct. 29 1971).
- /5/ L.A. Artsimovich, Nuclear Fusion 12 (1972).
- /6/ Nuclear Fusion, Special Supplement 1973.
- /7/ K. Boyer, Astronautics and Aeronautics (Jan. 1973).
- /8/ J. Nuckolls, J. Emmett and L. Wood, Physics Today (Aug. 1973).

TEOLLISUUSSIHTEERIEN TOIMINTA JA VALTION TEKNILLISEN
TUTKIMUSKESKUKSEN INFORMAATIOPALVELU

Dipl.ins. Pekka Halko Valtion teknillisen tutkimuskes-
kuksen informaatiopalvelun teollisuussihteeri-
jaostosta esitteli ATS:n kokouksessa 1974-02-21 teollisuussihteerien
toimintaa. Teollisuussihteerien käytännön toimintaa
tukee Suomessa VTT:n informaatiopalvelu, jossa on erityi-
nen teollisuussihteeri- jaosto. Oheiset kopiot "Informaatio-
palvelu"-sekä "Miten yritys käyttää teollisuussihteerin
palveluja"-esitteistä antanevat parhaiten perustietoja
teollisuussihteerien toiminnan luonteesta, tavoitteista ja
mahdollisuuksista samoin kuin myös VTT:n informaatiopalvelun
eri toimintamuodoista.

Valtion teknillinen tutkimuskeskus tiedottaa

Informaatiopalvelu

Tätä tiedotuslehteä julkaisee VTT:n
teknillinen informaatiopalvelulaitos

1/73

Helsinki, puh. 64 89 31

Toimittaja: Pirkko Etelävuori puh. 64 89 31 / 51

Informaatiopalvelu kerää, varastoi ja välittää tietoa tutkimusten, keksintöjen ja kehitystöiden tuloksista.

Informaatiopalvelu aloitti toimintansa vuonna 1947, viisi vuotta VTT:n perustamisen jälkeen. Informaatiopalveluosastosta muodostettiin Teknillinen informaatiopalvelulaitos VTT:n organisaatiomuutoksen yhteydessä. Laitoksen tehtäviä ovat informaatiopalvelu, kirjastotoimi, julkaisu- ja painatustoiminta sekä teknillinen arkisto.

VTT:n informaatiopalvelulaitos suorittaa informaatiopalvelua kaikilta niiltä aloilta, joilla VTT harjoittaa tutkimusta ja kehitystoimintaa.

Informaatiopalvelua suoritetaan teollisuudelle ja muulle elinkeinoelämälle suorina toimeksiantoina ja laboratorioden suorittamien tilaustutkimuksien osatehtävinä. Teollisuus on Informaatiopalvelun suurin asiakas.

Luottamuksellisuus

Tilaustehtävät käsitellään luottamuksellisesti. VTT:tä koskevan asetuksen mukaan tehtävistä ei saa antaa tietoja ulkopuolisille ilman tilaajan lupaa.

Henkilökunta

Informaatiopalvelulaitoksen johtajana toimii dipl.ins. Eeva Wartiovaara. Laitoksessa työskentelee 54 henkilöä. Heistä 14 on suorittanut korkeakoulututkinnon, jonka lisäksi 7 on saanut informaation koulutuksen.

Jaostot

Informaatiopalvelulaitos jakaantuu tehtäviensä perusteella kuuteen jaostoon: yleinen jaosto, informaatiopalvelujaosto, teollisuussihteerijaosto, kirjasto, julkaisu- jaosto ja teknillinen arkisto.

INFORMAATIOPALVELUTOIMINTA

Tiedonhaku

Etsittäessä vastausta asiakastiedusteluihin suoritetaan tiedonhakua. Yksittäisiin asiakastiedusteluihin, kuten aineen tiheys, toksisuus tai tutkimuslaitosten osoitteet vastataan usein heti puhelimitse.

Kirjallisuustutkimus

Tutkimus- ja kehitystyön suunnittelun pohjaksi tehdään kirjallisuustutkimuksia. Selvitetään esim. laserin käyttömahdollisuuksia teollisuudessa.

Kirjallisuustutkimuksen tuloksena asiakas saa tiedot julkaisuista (nimen ja sisältöä kuvaavan tiivistelmän). Informaatiopalvelu toimittaa asiakkaan valitsemat julkaisut kopioina tai lainaksi.

Selektiivinen tietojen jakelu (STJ)

Asiakkaalle välitetään jatkuvasti tietoja hänen alallaan ilmestyneistä julkaisuista. Tämä edellyttää asiakkaan jatkuvaa mielenkiintoa rajattuun aiheeseen. Esim. tehdään ryhtyessä parantamaan savukaasujen puhdistusmenetelmiä se haluaa tietää, mitä aiheesta on julkaistu sekä haluaa seurata uusia julkaisuja.

Informaatiopalvelu tekee ensin takautuvan kirjallisuustutkimuksen. Sen jälkeen uutuusvalvonnan eli STJ-palvelun avulla tiedotetaan asiakkaalle alan uusista tutkimuksista ja selvityksistä. Uutuusvalvonnassa käytetään hyväksi myös ATK-menetelmiä.

Tiedonhakua, kirjallisuustutkimuksia ja uutuusvalvontaa hoitavat dipl.ins. Riitta Heikinheimo, fil.kand. Majlen Helenius ja ins. Toivo Hankiala.

TEKNILLINEN ARKISTO

Valtiovarainministeriön ja VTT:n kesken solmitun tutkimussopimuksen perusteella teknillisessä arkistossa laaditaan tutkimusrekisteriä.

VTT:n tutkimuksista vuosilta 1970...73 on tarkoitus laatia luettelo. Vuoden 1974 alusta julkaistaan neljännesvuosittain tutkimuskeskuksessa aloitettujen tutkimusten vuosikirja, johon kerätään tiedot vuoden aikana käynnissä olevista ja aloitetuista uusista tutkimuksista.

Tutkimusrekisteristä saatujen kokemusten perusteella siitä muodostetaan Suomen teknistieteellisen tutkimuksen rekisteri, joka palvelee valtiota ja teollisuutta. Teollisuus voi liittyä rekisteriin vapaaehtoisesti.

KIRJASTO

Kirjasto hoitaa keskitetysti VTT:n kirjastotoimet. Se lainaa kirjoja ja lehtiä kaikille asiakkaille. Kirjasto toimii yhteistyössä Helsingin teknillisen korkeakoulun kirjaston kanssa.



JULKAISUT

Tutkimuskeskuksessa suoritettujen tutkimusten tuloksia julkaistaan VTT:n sarjoissa sekä kotimaisissa ja kansainvälisissä tieteellisissä ja teknillisissä aikakauslehdissä.

Julkaisusarjat

Julkaisusarjat jakaantuvat kolmeen tutkimusosastojen vastaavaan osaan. A-sarjaa julkaistaan englannin ja saksan kielellä. B-sarjaa julkaistaan suomen ja ruotsin kielellä.

Tiedonantosarjat

Tiedonantosarjat ovat laboratorikohtaisia. Niitä toimitetaan kotimaan lukijakunnalle. Tiedonannoissa julkaistaan käytäntöä palvelevia tutkimuksia, ohjeita sekä oppikirjan luonteisia tutkimuksia suomeksi tai ruotsiksi.

Matkakertomukset

Informaatiopalvelu kerää VTT:n henkilökunnan matkakertomukset. Se tiedottaa niistä ja lainaa niitä.

Matkakertomuspalvelua laajennetaan niin, että se käsittää myös muut julkisilla varoilla suoritettut ulkomaan matkat. Fil.kand. Helenius hoitaa matkakertomuksia.

B-referaatit

Informaatiopalvelu toimittaa rakennusalan referaattijulkaisua »Suomalaiset B-referaatit».

Ins. Toivo Hankiala seuraa 85 kotimaista rakennusalaan käsittelevää aikakauslehteä ja Suomessa ilmestyviä sarjajulkaisuja ja kirjallisuutta.

VTT tiedottaa

Laboratorioiden julkaisemat asiakkaalle tarkoitetut tiedotuslehdet »Valtion teknillinen tutkimuskeskus tiedottaa» kuuluvat Informaatiopalvelun julkaisutoimintaan.

T-kirje

Informaatiopalvelun tiedotuskanava on T-kirje (tiedotuskirje), jolla elinkeinoelämälle tiedotetaan teollisuussuhteiden lähettämästä aineistosta, VTT:n julkaisuisista, kongresseista ym.

Julkaisujaosto hoitaa julkaisusarjojen, muiden painotuotteiden ja monisteiden toimitustyön. Julkaisuja levitetään referaattilehtiin ja kirjastoihin sekä vaihdetaan kotimaisten ja ulkomaisten tutkimuslaitosten kanssa.

KUSTANNUKSET

Lyhyet tiedonhakutehtävät suoritetaan veloituksetta. Kirjallisuustutkimuksista veloitetaan tutkimukseen käytetyn ajan perusteella.

Tietokonepohjaisiin informaatiopalveluihin liittyvästä hakuprofiilin laatimisesta aiheutuvat kulut veloitetaan asiakkaalta. STJ-palvelun hinta on n. 400 mk/vuosi hakuprofiilia kohti. Palvelun voi tilata myös lyhyemmäksi ajaksi.

Kopioista veloitetaan 50 p/sivu. Ulkomailta tilatuista kopioista veloitetaan sieltä saadun laskun mukaan.

Ulkomaiset keskuksot veloittavat suorittamistaan haku-tehtävistä omien taksojensa mukaan.

Scandocista tilatuista julkaisuista asiakas maksaa julkaisun hinnan ja 6 mk:n toimitusmaksun sekä lento- ja telex kulut.



TEOLLISUUSSIHTEERITOIMINTA

Teollisuussihteeriverkosto on tarkoitettu Suomen teknologisen kehityksen edistämiseksi ja kansainvälisen kilpailukyyn turvaamiseksi.

Teollisuussihteerit hankkivat mm. teknistä tutkimusta ja tuotekehitystä koskevia tietoja teollisuusyrityksille, tutkimuslaitoksille, yhteisöille ja Suomen viranomaisille. He edistävät ulkomaisia yhteyksiä ja Suomen osallistumista kansainväliseen teknologiseen yhteistyöhön.

Teollisuussihteeriverkosto

Suomella on kymmenen teollisuussihteeria seitsemässä maassa (Belgia, Iso-Britannia, Japani, Neuvostoliitto, Ranska, Saksan liittotasavalta ja Yhdysvallat). Teollisuussihteerien yhteiselimenä kotimaassa toimii VTT:n informaatiopalvelulaitoksen teollisuussihterijaosto.

Yhdyshenkilöinä toimivat DI Pekka Halko (sähkötekniikka, instrumentointi, liikenne, energiatalous), FM Lauri Kinnunen (metalli- ja koneteollisuus, materiaalitutkimus, tietojenkäsittely), DI Jorma Kovalainen (kemian ja keraaminen teollisuus, puunjalostus, muovit, rakennusteollisuus) ja DI Ulla Sirkeinen (elintarvike- ja tekstiiliteollisuus, ympäristönsuojelu, teollisuustalous).

Teollisuussihteerin ja kaupallisen sihteerin ero

Teollisuussihteerin ei ota vastaan kaupallisia, suoranaisesti vientiin liittyviä toimeksiantoja. Vientiä edistävä toiminta on kaupallisen sihteerin tehtävänä.

Teollisuussihteerit ja kaupalliset sihteerit toimivat läheisessä yhteistyössä. He sopivat rajatapauksista keskenään.

Virkalähetys

Valtion teknillinen tutkimuskeskus
00180 Helsinki

Teknillinen informaatiopalvelulaitos
Lönnotinkatu 37
00180 Helsinki 18
puh. 64 89 31
telex 12-1217

Johtaja: Eeva Wartiovaara, dipl.ins.,
puh. 60 36 34 tai 64 89 31/73
Sihteeri: Marjatta Koivula, hum.kand. -/77

INFORMAATIOPALVELUJAOSTO

Tiedonhaku, uutuusvalvonta
kirjallisuustutkimukset

Riitta Heikinheimo, dipl.ins. -/83
Majlen Helenius, fil.kand. -/80
Toivo Hankiala, ins. -/81

Scandoc, konferenssit

Anita Magnusson, HuK -/66

Kopiot, käännökset

Raija Halonen, kirj.apul. -/55

TEOLLISUUSSIHTEERIJAAOSTO

Informaatioaineiston muokkaus ja jakelu,
toimeksiantojen valmistelu

Pekka Halko, dipl.ins. -/68
Lauri Kinnunen, fil.maist. -/85
Jorma Kovalainen, dipl.ins. -/37
Ulla Sirkeinen, dipl.ins. -/37

Informaatioaineiston lainaus

Marja-Liisa Dunderfelt, merk. -/98

KIRJASTO

Kristiina Erkko, kirjastonhoitaja -/84

Lainaus

Laila Eronen, HuK. -/86
Eila Laitinen, kirj.apul. -/86

Lehtikierto

Tuula Tunturi, kirj.apul. -/38

JULKAISUJAOSTO

Toimitustyö

Eeva Wartiovaara, dipl.ins. -/73
Pirkko Etelävuori, toimittaja -/51

Offsetpaino

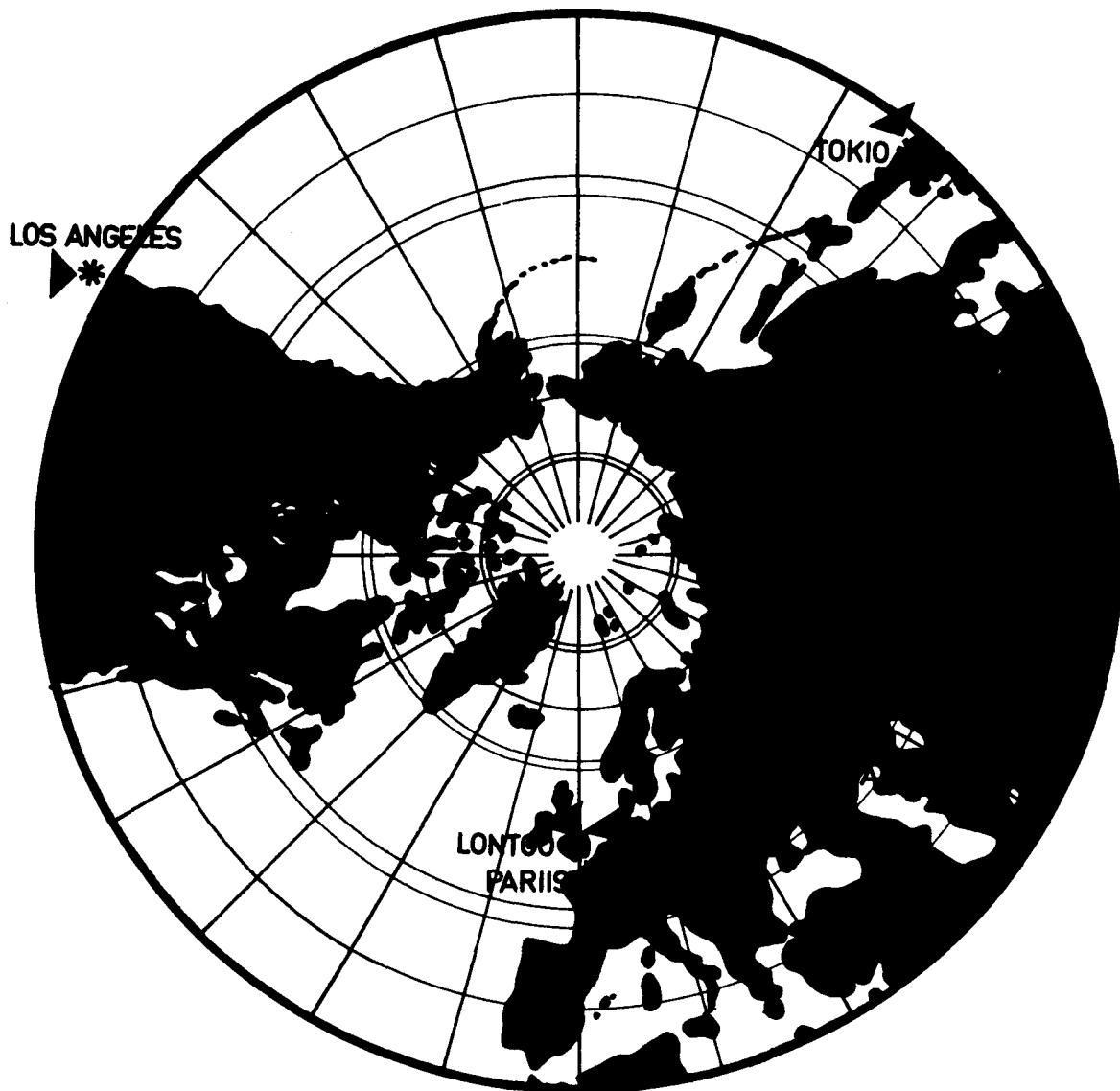
Pekka Myöhänen, kirjapainon esimies
46 00 11/663

TEKNILLINEN ARKISTO

Tutkimusrekisteri

Lauri Kinnunen, fil.maist. -/85

MITEN YRITYS KÄYTTÄÄ TEOLLISUUSSIHTEERIN PALVELUJA



Teollisuussihteeriverkosto

Suomella on kymmenen teollisuussihteerää seitsemässä maassa: Belgia (toimialueena myös Alankomaat), Iso-Britannia, Japani, Neuvostoliitto, Ranska, Saksan liittotasavalta ja Yhdysvallat. Teollisuussihteerien yhteyselimenä kotimaassa toimii VTT:n teollisuussihteerijaosto, josta saa toimintaa koskevia tietoja. Yhteyshenkilöinä toimivat jaoston päällikkönä DI Pekka Halko (sähkö, instrumentointi, liikenne, energia), FM Lauri Kinnunen (metalliteollisuus, materiaalitutkimus, tietojenkäsittely); DI Jorma Kovalainen (kemia, rakennus, puunjalostus, muovit) ja DI Ulla Sirkeinen (elintarvikkeet, tekstiilit, ympäristönsuojelu). Muiden alojen tehtäviä hoitaa lähinnä sopivaksi katsottu henkilö.