

KERNFORSCHUNGSZENTRUM

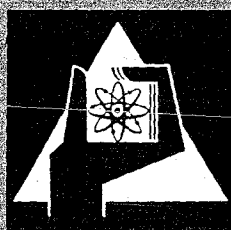
KARLSRUHE

Mai 1972

KFK 1603
EUR 4843 d

Projekt Schneller Brüter

STATUSBERICHT 1972



GESELLSCHAFT FÜR KERNFORSCHUNG M. B. H.

KARLSRUHE

Als Manuskript vervielfältigt

Für diesen Bericht behalten wir uns alle Rechte vor

GESELLSCHAFT FÜR KERNFORSCHUNG M. B. H.
KARLSRUHE

KERNFORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE

Mai 1972

KFK 1603

EUR 4843 d

Projekt Schneller Brüter

Statusbericht 1972

Gesellschaft für Kernforschung mbH, Karlsruhe

Zusammenfassung

In dem vorliegenden Bericht sind die Vorträge zusammengefaßt, die anlässlich des Statusberichtes des Projektes Schneller Brüter (PSB) am 23. März 1972 in Mol (Belgien) gehalten worden sind. Die Vorträge behandeln u.a. die langfristigen Perspektiven der Schnellbrüterentwicklung aus der Sicht der Kernkraftwerkshersteller und -betreiber und der wissenschaftlichen Forschung, geben Übersichten über die Arbeiten der Forschungszentren im Rahmen des PSB-Basisprogrammes und des SNR-bauzugehörigen Forschungs- und Entwicklungsprogrammes und widmen sich Fragen der Brennstabentwicklung und der Reaktorsicherheit. Den Abschluß des Berichtes bildet die Presseerklärung der Schnell-Brüter-Kernkraftwerksgesellschaft m.b.H. über die anlässlich des Statusberichtes gegebene Absichtserklärung für den Bau des SNR 300.

Abstract

This report consists of lectures given at the Fast Breeder Project Status Report meeting at Mol (Belgium) on March 23, 1972. Part of the lectures present long-term perspectives of fast breeder development from the viewpoint of nuclear power station producers, utilities, and scientific research, other lectures give summaries of work done in the research centers in the framework of the Fast Breeder Project Base Programme and the R&D related to SNR construction, special lectures concentrate on fuel rod development and reactor safety. The report is concluded by the press release of Schnell-Brüter-Kernkraftwerksgesellschaft on the letter of intent concerning SNR 300 construction.

Der Bericht wurde zusammengestellt von R. Hüper.

Inhalt

		<u>Seite</u>
Welcome and Introduction	A. Baeyens (SCK/CEN)	2
SNR 300-Development and Construction Program	J. van Dievoet (BN)	6
Das bauzugehörige Forschungs- und Entwicklungsprogramm für den SNR	P. Engelmann (GfK)	15
Die Zukunft der Schnellen Brü- ter aus der Perspektive der Elektrizitätswirtschaft	G. Scheuten (RWE)	21
Participation of Belgium to the Joint Project on Fast Breeder	G. Goens (SCK/CEN)	27
Participation of the Nether- lands - Contribution of RCN	J. Goedkoop (RCN)	42
Participation of the Nether- lands - Contribution of TNO	A. de Haas van Dorsser (TNO)	68
Stand der Forschungs- und Entwicklungsarbeiten bei der GfK für das Projekt Schmele- r Brüter	P. Engelmann (GfK)	80
Stand und künftige Aufgaben der Brennelemententwicklung	G. Karsten, K. Kummerer (GfK)	87
Development Work on Structural Materials	J.J. Huet (SCK/CEN)	101
Arbeiten zur Reaktorsicher- heit	D. Smidt (GfK)	106
Weitere Perspektiven für die Brüterentwicklung	W. Häfele (GfK)	117
Presseerklärung der SBK im Anschluß an den Statusbericht		129

Welcome and Introduction

A. Baeyens⁺⁾ , SCK/CEN Mol, Belgium

In welcoming our guests in Mol today for the Statusbericht 1972, I have great pleasure in announcing some good news with regard to the SNR 300.

The builder-owner company, the "Schnell-Brüter Kernkraftwerksgesellschaft" (SBK), has officially agreed to the terms and conditions which were set out by the governments of the DeBeNeLux countries, when they notified their intention to support the project.

Consequently, the SBK company will issue today, with the consent of the participating countries, a letter of intent and the first partial order to the SNR Consortium and the Building Contractor's Consortium. In so doing, we assume that all parties involved in the project will, by September of this year, be able to review thoroughly the costs of the SNR. This is for all of us a vital exercise: we really have to make sure that public funds are used, not only with a sense of economy, but above all in the best possible way. Major decisions for the SNR's future have been taken in a spirit of mutual understanding. I feel confident that they will lead to the signature of the main contracts and to the laying of the first stone before the end of the year.

When looking at the agenda of today's meeting, I have the impression that the contributions of our distinguished speakers will cover the whole field of fast breeder development in such detail, that there is practically nothing left for me to say. So let me for one drop the usual introductory statements on the specific advantages of fast breeders, the historical background of our joint undertaking, and the like.

⁺⁾ A. Baeyens, Secretary General, Belgian Ministry for Economic Affairs
Chairman of the Board of Management.

Instead I would like to express very briefly some personal views, I would say from a more "ecopolitical" standpoint, on what I consider to be important conditions for success in making fast breeders economically attractive in our DeBeNeLux countries in the not too distant future.

There are, I believe, three major conditions, and I would dare to add that these are just the type of "golden rules" which Belgian policy in the field of fast breeders is trying to follow:

1. R and D work is to be continuously reassessed in the light of the evolutionary economic value of the results anticipated.
2. A successful plutonium policy, to be defined and implemented at the European level, is a "must" for bringing the operational costs of fast breeder power units down to an economically acceptable level.
3. The setting up of powerful industrial groups, backed by appropriate financing means, is to be strongly encouraged, because only such groups will be able to hold their own in the worldwide competition for commercial plants. However, care should be taken to avoid the creation of conditions which could result in monopolistic situations.

First, the Research and Development Programme, which is costly, complex and indispensable. Nobody would ever think that this is an amateur's work. Nevertheless the scientist and the engineer engaged in R and D programmes may sometimes become over-enthusiastic for their own work, and it might happen - in fact we know it does happen - that one forgets the simple "hard facts" in the ultimate goal. Cheap uninterrupted electricity is to be produced, therefore power plants are to be above all reliable, safe, easy to maintain, and not too costly to build. So, for instance, why should one seek desperately to optimize some performance characteristics, if their relative importance in the over-all economical balance is expected to be low, or to decrease with time, whereas it could prove in the long run more profitable to concentrate the efforts on another point of greater potential value.

Predictions are often difficult or even impossible to make, but I would stress that too rigid a programme may be misleading when aiming at moving targets, and that selection criteria for the objectives of R and D programmes should be readjusted whenever deemed necessary, in view of the general economic of the fast breeder development.

I know that, fortunately, both the R and D programme for the SNR and the basic programme are jointly managed in a very competent way and that the importance of what I have just said is fully realized by all those concerned.

Secondly, the plutonium policy, a vital problem of great intricacy. If current evaluations of the future growth of electricity production capacity in Western Europe prove to be right, and if fast breeder development continues as we see it today, there will probably be a long coexistence period for light water reactors and fast breeders, the latter consuming at the initial stage most of the plutonium produced by the former.

However, many uncertainties still remain regarding the timing of the projected evolution, but the time for decisions on investments in plutonium plants has nonetheless arrived. For obvious economic reasons, there must be a co-ordinated investment policy in the DeBeNeLux countries and the United Kingdom concerning plutonium fuel production. The problem is being jointly examined at the moment by governments and industry with all the attention it merits.

Finally, the question of industrial groups for the construction of nuclear power stations, including future commercial fast reactors. The whole DeBeNeLux fast breeder development effort would have no sense, if we did not succeed in setting up multinational entities with a high industrial potential. Large-scale groups of utilities should have the opportunity in due time to compare offers from a few powerful bidders under fair commercial conditions. The Belgian Government is fully aware of this necessity and strongly supports any initiative which takes into account our own know-how and legitimate interests.

I am glad to know that there is a large measure of agreement on this point within the Fast Breeder Project and that reasonable solutions seem to be available in the not too distant future.

I feel particularly honoured to greet here many prominent representatives from the Federal Republic of Germany, the Netherlands and Luxembourg, who have devoted themselves for years, together with our own people, to the final success of the fast breeder concept.

SNR 300

Development and Construction Program

Jean Van Dievoet, BelgoNucléaire⁺⁾

1. Introduction

Our Consortium wishes to express its sincere thanks to the Governments, the Utilities and the Research Centers of our Debenelux countries. Together, they have made it possible to call 1972, in our circles, the year of SNR 300.

However, the foundation of SBK by our Utilities, the recent decision of our Governments to go ahead with the project, and the signature this morning of the letter of intent and precontract, are all culminating events which have been prepared over the past 4 years. In that respect, 1971 was very important indeed, because:

- a safe design for SNR 300 was established according to well defined criteria,
- many experimental proofs have been obtained showing that the engineering of the plant is sound,
- an agreement has been reached on contractual terms adapted to the construction of a prototype, but pointing towards a purely commercial situation,
- a first complete and detailed assessment of the project costs was achieved,
- the conditions were defined under which it will be possible for the engineering and manufacturing forces in the Debenelux countries to work together not only on the SNR 300 but also on the future generations of SNR plants.

⁺⁾ Dr. Jean Van Dievoet, Director, BelgoNucléaire, Brüssel, Belgien

The next speakers will outline in great details what was accomplished last year in terms of basic R&D, applied R&D, project organization and exchange of information.

I would like to tell you why R&D was needed to such an extent for SNR-300, what was achieved in 1971, what remains to be done, and how we intend to proceed for the construction of this plant and of future plants.

2. R&D for SNR-300

2.1 Why did we need so much R&D?

Fast breeder reactors, using liquid sodium as a coolant, require a technology which is completely different from the one developed for the light-water and the gas-cooled thermal reactors. Their fuel is indeed pushed to extreme burn-ups in a high temperature environment, while the sodium systems require large, low-pressure and high temperature components with essentially zero leakage. Both for the fuel and the plant, total quality assurance is a must. Such a problem is not solved in one year, and it is very important for our group to be able to start, not from scratch, but from the know-how of the large reactor manufacturer that KWU has become and from years of plutonium and sodium experience within Belgonucléaire, Interatom and Neratoom. Through such experience, the constructor, but also the sponsors of the project, and the general public as well, obtain the assurance that all problems have been identified, investigated and solved. The solutions must be economic, reliable and safe. However, in view of the very large investment in each plant, the confidence of the Utilities can be obtained only through actual demonstration of individual components and systems.

This costs over the years about as much as the reactor itself, because test facilities have to be designed with the support of basic R&D, they have to be built, operated and modified until everyone is satisfied, and finally operated for endurance testing.

While the Research Centers concentrated on the base program and the operation of test-reactor facilities, industry concentrated its efforts on fuel design and performance demonstration and on components tested in facilities representing full-scale sub-systems.

2.2 What was achieved in 1971?

This approach of pre-testing was followed in particular by Interatom in the KNK reactor which became critical in 1971. It is a 20 MW electrical reactor, located at Karlsruhe, using presently a thermal neutron uranium oxide core cooled with sodium. It is just ending its 10% power test which will now be succeeded by increased power tests up to 60%.

After the first thermal core has been burnt, a fast neutron plutonium-uranium oxide core will be licensed and the reactor operated as a fast reactor under the name of KNK II.

The fuel will be produced in the existing pilot fabrication lines, creating a first statistical experience on the SNR 300 design which ~~will be incorporated in the first commercial plutonium production lines~~ where the first core and reloads of SNR 300 and other reactors will actually be produced.

Experience on the fuel design for SNR was obtained through a series of fabrication process and irradiation experiments, initiated with the preparation of an oxide core for the Fermi reactor in Detroit, and culminating last year in the successful irradiation of a monitor and 2 complete but reduced size assemblies of SNR design in the Rapsodie-Fortissimo reactor at Cadarache. This reactor provides to-day the best combination of flux and sodium temperature available anywhere. We obtained there without failure a burn-up of 65.000 MWd/ton, and proceed now with the re-irradiation of the 2 assemblies towards a target burn-up of 80.000 MWd/ton. Such a very high burn-up is quite sufficient for SNR 300's first core.

However, we would like some day to achieve twice that amount. Is it totally unrealistic? It sounds rather ambitious, but let us not forget that between the burn-up guaranteed for the first light-water reactors and the ones currently quoted, there is a factor of 2. Certainly much research will be required, many experiments will have to be made, many materials will have to be developed and tested. This will come out of the use of the prototype reactors themselves, PFR, PHENIX, SNR and FERMI, where actual flux, temperature and size are co-existing. But the new fuel will have first to be tried in BR 2, DFR and Rapsodie before it can be licensed.

Based on the experience gained by Interatom in designing and constructing KNK, half a dozen of large test facilities were built in the last few years. All of them started their commissioning last year. They will provide testing benches for practically all components and sub-systems of SNR-300 in actual size. Some of them being fully commissioned have already permitted the endurance testing of components.

For instance, the primary pump of SNR, built by Stork, was tested for 4000 hours in APB at Bensberg, with an availability of 99%. During shock tests, no adverse effects on the pump performance could be recorded. The same is true for the adjoining facility where the whole primary loop and reactor tank of SNR is mocked up, including piping, valves, instrumentation, rotating plug, etc.

While the pump operated well from the beginning, turning the first test into a confirmation-of-design one, tests on other components showed that design modifications were required:

- extensive sodium/water reaction experiments with a model of steam generator lead to a drastic change in the pressure-relief system. New tests showed that the new solution then developed, that of individual systems, is able to cope with all foreseeable types of sodium/water reactions without a rupture of the shell of the steam generator, or of any piping.
- the experiments on the rotating top shield, which is the upper closure of the reactor vessel through which the fuel elements are loaded in and out of the core, resulted from the beginning in design alterations, which have now been proven to be much closer to an optimum solution.
- series of safety experiments were performed to guarantee the safe design of the reactor tank in the hypothetical case of a core explosion. A powder was developed in Belgium to simulate a Bethe-Tait power excursion and its immediate consequences. Powder calibration tests were performed at Lessines, Balen, and Ispra. The scaling effect was investigated in non-deformable and deformable scale models. It is a pleasure for me to acknowledge the excellent co-operation of the CCR at Ispra and in particular of Mr. Holbecker's team whose perfect work supported the extensive interpretation work of Belgonucléaire and Interatom with precision by recorded data.

These tests have enabled the Consortium to eliminate from the design unnecessary safety features, while other ones, which would play a major role if such an hypothetical occurrence would ever materialize, can now be designed according to experimentally proven data and phenomena, as an accuracy of 10% was obtained through the tests,

- in the AKB loop at Bensberg, and the Na 3 loop at Mol, of which components were manufactured by Cockerill-Ougrée and which is for you to see here today, the exact replica of the SNR-300 core and blanket assemblies were endurance tested in hot sodium at over-maximum flow conditions, for thousands of hours. Fully instrumented test-sections were used. The tests, while generally confirming the soundness of the design, put in evidence the areas where progress had to be made. A busy future can thus be predicted for those very efficient large scale installations. However, as they are more adapted to long-time endurance testing, pre-testing of particular design features must be performed in much smaller but versatile facilities like the ones used by Belgonucléaire at the universities of Brussels and Louvain, and the ones of GfK,
- Luxatom has continued the study of the fuel examination cells and testing of various components for these essential installations.

In 1972, will begin the very comprehensive testing program of the intermediate heat exchangers and steam-generators for SNR-300 in the Hengelo 50 MW sodium test facility. This large facility, a whole power plant in itself, is now commissioned and will accumulate a wealth of information in the field of sodium system design, materials, engineering and quality assurance.

2.3 What remains to be done?

The results obtained to-date from the test facilities warrant the beginning of construction of SNR-300. Very encouraging for us was our ability, together with the manufacturers for whom it usually was a first experience, to design, assemble and commission the test facilities and the equipment to be tested within a given budget and in about 3 years.

This is a good omen for the future. This also shows that sodium technology, although quite novel, is amenable to rational engineering already today.

We are thus prepared to build a safe and reliable prototype now.

However, much remains to be done in the matter of gathering supporting evidence for all details of all designs of the plant, point number one of a good quality assurance procedure. And this costs money.

3. The construction of SNR 300

Through the Governments statement, you have already learned that the project has been funded to the extent of 21.5 billion Belgian francs. Of this amount, about 12 billion are provided as a ceiling for contracts with our Consortium.

Last year, a detailed estimate was made with our assistance and that of the utilities and civil engineering firms for the whole project.

At the same time, 3 contracts have been developed for the construction proper of SNR 300. The main one concerns itself with the plant, excluding fuel and civil engineering. It is drafted along the lines and details of a commercial contract for a large nuclear plant of to-day. It contains all the usual penalties, but their level has been adjusted to the prototype character of the plant. That is an essential feature of the SNR 300 project. Pressure is on us to deliver a properly performing plant, safe and reliable, within a given time and for a given amount of money. If the prototype character of the plant, which concerns mainly certain areas and types of work, causes charges and additional expenses, we shall have to contribute to them. Therefore, instead of striving all the time for the incorporation of the last novel idea, our engineers will rather strive for the most proven and reliable one, the one of which quality can be best assured in a given time.

For the next plants, the main contract should remain about the same, but the level of penalties will be progressively adapted to the improving state of the art, and quotations will therefore be made much more thorough and reliable.

On the basis of that contract, calls for bids are now issued by the Consortium. They will be expertised by the Governments and, provided that we can all agree on the right price, the final contract will be awarded shortly after the coming Summer.

In the meantime, the fuel contract will also be finalized. Like the main contract, it does contain all of the usual features of a commercial contract to which our utilities are now very much used to, in spite of the novelty of fabricating and assembling highly enriched plutonium rods, 6 mm in diameter and about 3 m long. The cost of such fuel is a whole world in itself. The first requirement is to allow for the client to operate SNR-300 without losses provided that totally unforeseen events do not occur. The second is to reach progressively fuel cycle costs which make the fast breeder more attractive than the thermal water reactors in order to use the plutonium these produce. Instantly, one sees the connection between the development of plutonium recycle and the development of the fast breeder. It is a fact that today's light water reactors are those in which plutonium can and must be recycled. This will provide during some decades a base load for the fabrication plants as well as meaningful storage for the steadily increasing amounts of plutonium.

However, as plutonium has to fight a commercial battle in a field which is already very competitive and where production units reach a size of a few hundred metric tons of uranium per year, the plutonium manufacturers must unite and concentrate their facilities to stand their ground.

This problem is now fully recognized in Europe and will be dealt with.

The third contract is the civil engineering contract. It will be granted to an association of Hochtief, which has constructed the civil engineering part of many nuclear plants in Germany, Auxeltra-Génie Civil, Compagnie d'Entreprises (CFE) and Hollandse Beton Mij which have a similar experience in their countries.

Their work will be to implement the master plants laid out by the Consortium and KWU.

The period from now on and through next Summer will be used to gather bids in the 3 countries for SNR equipment. A final settlement on the contract prices should then be reached and the 3 contracts will be finalized at that time. 5 1/2 years later, the plant will be ready for core loading. A period of one year is then provided for the many ~~different tests required to reach full power with total assurance of~~ safety. The SNR-300 plant should thus be ready in 1978 or 5 years later than PFR at Dounreay and PHENIX at Marcoule. It is of course natural that our Consortium wishes to incorporate in the reactor for which it is now responsible, the experience gained in designing, building and testing the 2 other prototypes, which are very similar in design to each other in overall design.

To that aim, it is the present intention to form a company, with the participation of the Debenelux partners and TNPG, that will progressively take over the liquid metal-cooled fast breeder development in the Debenelux and in Great-Britain. That company will then be able to commercialize the large reactors developed in common. It seems today feasible that this company will be formed in time to take over the responsibility for the construction of SNR-300.

The units which will follow PFR, PHENIX and SNR-300 in Europe will have a larger power, ranging from 800 to 2000 MWe approximately.

They will be the first to demonstrate all the economic parameters of the fuel cycle, of the plant operation, and of its maintenance costs. On the basis of their design and features, a series of large size commercial units will then be offered at conditions competitive with those of the large thermal reactors on sale at the same time, provided that a sufficient effort is made to streamline investment costs through design optimization, and to organize rationally each step of the fuel cycle, including reprocessing.

When the essential step of reaching a competitive level with the liquid metal-cooled fast breeder is accomplished, it will be the task of the engineers to extract progressively more and more energy from its fuel at lower and lower costs. It is not easy today to predict if that will require the use of carbide fuels or not. However, the potential of carbides is large and cannot be neglected. But even more important will be the development of cladding and other structural materials, capable of sustaining extremely large nvt values. That is the remaining unknown, but, as we learn everyday of new progress in that area, we should all feel optimistic and confident in the future of the LMFBR.

Das Bauzugehörige Forschungs- und Entwicklungsprogramm für den SNR

P. Engelmann,^{†)} Gesellschaft für Kernforschung m.b.H., Karlsruhe

Der Bau des SNR 300 wird seit vielen Jahren durch ein umfangreiches F+E Programm der Zentren Karlsruhe, Mol und Petten sowie seit der 2. Hälfte der 60iger Jahre auch durch ein Entwicklungsprogramm der Industriefirmen vorbereitet. Nach ersten grundlegenden Studien in Karlsruhe kam in der Zeit der Euratom-Assoziation ein breites 5-Jahresprogramm zustande, dem dann auf der Seite der Zentren ein Basisprogramm folgte. Seit 1966 läuft parallel hierzu ein Industrieprogramm, das einerseits den Entwurf des SNR, zum anderen aber auch die Entwicklung wichtiger Komponenten usw. zum Ziele hatte.

Wenn auch die Grundprinzipien der technischen Lösungen für den SNR heute festliegen, so geht das Konsortium bei seinem Angebot doch davon aus, daß zahlreiche Details, die zu einer exakten Spezifizierung von Anlagenteilen oder zur Sicherheitsanalyse benötigt werden, in einem weiteren F+E Programm erarbeitet werden. Diese Arbeiten, die die eigentlichen Bauarbeiten des SNR 300 unterstützen sollen, sind im vergangenen Jahr auf Veranlassung des Projektkomitees Schneller Brüter von einem Ausschuß zu einem gemeinsamen koordinierten Programm zusammengefaßt worden. Auf der 16. Sitzung des Projektkomitees Schneller Brüter am 22.6.1971 hat der Ausschuß ein Programm vorgelegt, das die einzelnen Aktivitäten in Form einer 4-bändigen Lose-Blatt-Sammlung beschreibt. Er hat dabei auch sogenannte "wichtige Zwischenergebnisse" definiert, die die Grundlagen für wesentliche Schritte auf dem Wege zur Realisierung des SNR bilden.

Auf Wunsch des Projektkomitees Schneller Brüter hat sich im Oktober 1971 ein neuer Ausschuß konstituiert, der den Fortgang der F+E Arbeiten verfolgen, für das Projektkomitee überwachen und für eine laufende Anpassung des Programms an die Erfordernisse des SNR sorgen soll. Als Vorsitzender dieses Arbeitsausschusses, dem Vertreter der ausführenden Stellen, des BMBW und des Bauherrn angehören, möchte ich Ihnen das Programm und die Organisation seiner Durchführung kurz erläutern.

An den Arbeiten des bauzugehörigen F+E Programms sind folgende Institutionen beteiligt: ALKEM, BELGONUCLEAIRE, CEN/SCK Mol, GfK, GfK/V mit KNK, INTERATOM, NERATOOM, RCN Petten, TNO.

^{†)} Dr. Peter Engelmann, stellv. Leiter des Projektes Schneller Brüter Karlsruhe

Der Grad der Beteiligung ist naturgemäß sehr unterschiedlich und läßt sich am besten aus dem Personaleinsatz ablesen. Die Schwerpunkte liegen danach bei Interatom und der GfK, die z. Zt. jährlich etwa je 250 bis 300 Mannjahre erbringen. Belgonucléaire und Neratoom zusammen leisten etwa 100, das RCN Petten, TNO und CEN Mol zusammen etwa 150 Mannjahre pro Jahr im Rahmen des bzFE.

Das Programm umfaßt werkstofftechnische, physikalische und sicherheitstechnische Entwicklungsarbeiten ebenso wie Arbeiten zur Erprobung von neuartigen Komponenten und Hilfseinrichtungen.

Um bei der großen Zahl von Einzelaufgaben eine Detailverfolgung zu ermöglichen, wurden entsprechend den Hauptarbeitsthemen 8 Unterausschüsse für folgende Sachgebiete eingesetzt:

- Unterausschuß 1 Werkstoffe, Brennstoffe
Bestrahlungstests, Fertigungsentwicklung
- 2 Chemie, Na-Instrumentierung
Sicherheitstechnische Instrumentierung
- 3 Physik, Nukleare Daten
- 4 Sicherheit
- 5 Versuche Kernbauteile, diverse technologische Arbeiten
- 6 Versuche Reaktor und Handhabung
- 7 Großkomponenten und Hilfssysteme
- 8 Brennstabfertigung und Brennstoffzyklus

Die Einzelaktivitäten sind untereinander und mit den Aktivitäten des SNR-Baus sachlich und terminlich durch eine einheitliche Netzplantechnik verzahnt. Vorgangsberichte und Meilensteinberichte erleichtern die Überwachung der Arbeiten durch die Projektleitungen und die Ausschüsse.

Der Informationsfluß geht von den Zentren über die Projektleitung des Kernforschungszentrums Karlsruhe, von den Industriepartnern über die Projektleitung des SNR Konsortiums bei Interatom zunächst zu den Stellen, welche die Information für den Fortgang der SNR-Arbeiten benötigen. Die Information fließt außerdem auch zum AA F+E Programme, der dann dem Projektkomitee berichtet.

Ich möchte durch einige Beispiele einen Eindruck von der Art der F+E Arbeiten und vom Umfang der organisatorischen Vorarbeit geben, die im letzten Jahr geleistet worden ist. Fig. 1 zeigt einen Ausschnitt aus dem Übersichtsterminplan der F+E Arbeiten, und zwar den Teil Brenn- und Brutelemente. Die Linien im oberen Teil des Bildes beschreiben bestimmte Entwicklungsarbeiten. Diese Linien enden oder sind zu bestimmten Zeitpunkten unterbrochen durch Nummern, welche wichtige Zwischenergebnisse markieren, die zu diesen Terminen vorliegen müssen. Im einzelnen sind dies die

- WZE 1.1 Abschluß der Arbeiten für die Hüllrohrentwicklung
- 1.2 Abschluß der Arbeiten für das vorläufige Brennstabkonzept
- 1.3 Abschluß der Arbeiten für das endgültige Brennstabkonzept
- 1.4 Abschluß der Arbeiten für das Brennelementkonzept
- 1.5 Beginn des Assemblierens eines oder mehrerer Brennelement-Vorläufer
- 3.2 Bereitstellung der Voraussetzungen zur endgültigen Festlegung des Brennstoffanreicherungsgrades
- 8.1 Bereitstellung des endgültigen Brennstab-Fertigungskonzeptes
- 8.2 Beginn der Brennstabfertigung
- 8.3 Anliefern von Brennstäben nach Originalspezifikationen

In die endgültige Spezifikation und in die Herstellung der Brenn- und Brutelemente des SNR fließen somit zahlreiche Versuchsergebnisse ein, die bei verschiedenen Partnern anfallen. Im unteren Teil des Bildes sind Angaben aus dem Bauterminplan des SNR eingezeichnet, um die sachliche und terminliche Zuordnung zu sehen. TAV bedeutet Technische Klärung, Anfrage, Vergabe; L bedeutet Lieferung, F Fertigung.

Der Arbeitsausschuß hat sich mit der Definition der WZE, von denen es bisher insgesamt 44 gibt, große Mühe gegeben. Fig. 2 betrachtet ein WZE als Beispiel etwas näher. Unter dem Titel ist die Zielsetzung des WZE angegeben. Im Falle des WZE 1.2 bildet seine Erfüllung die Voraussetzung für die Erstellung einer vorläufigen Spezifikation zur Erprobung des Herstellungsverfahrens für die SNR Brennstäbe. Dieses Ergebnis muß nach den heutigen Plänen für die Baetermine des SNR am 1.4.1973 vorliegen, damit der Fortgang der Arbeiten nicht behindert wird. Die Erläuterung gibt an, welche Einzelergebnisse in das WZE einfließen. In die Spezifikation fließen Ergebnisse aus den Bestrahlungsexperimenten Mol 7A, DFR 350, den DFR-trefoils 435, Rapsodie-Fortissimo I und vom 3-Stabbündel DFR 304 ein. Diese Versuche sind im bzFE unter den angegebenen Themennummern enthalten und näher beschrieben.

Das Experiment DFR 350 war unser erster großer Bestrahlungsversuch im schnellen Fluß, bei dem 39 Brennstäbe aus deutscher und belgischer Fertigung im zentralen Hexagon des DFR auf über 50 000 MWd/t bestrahlt worden sind, um zunächst das Essential B1 für den Baubeschluß des SNR zu erfüllen. Für die Planung und Terminverfolgung muß jede solche Einzelaufgabe in Tätigkeitsschritte untergliedert und wie in Fig. 3 dargestellt werden. In den Kästchen sind die Tätigkeiten angegeben, darüber die Dauer der Tätigkeiten in Wochen. Die Aufgabe begann 1967 mit der Erstellung der Spezifikation für die Teststäbe. Sie wurde nach 50 Wochen, d.h. 1968 mit der Stabherstellung und Bestrahlungsvorbereitung fortgesetzt bis es 1969/70 zur eigentlichen Bestrahlung im DFR kam. Ein Teil

der bestrahlten Stäbe wird jetzt in den heißen Zellen nachuntersucht. Die Bestrahlung DFR 350 führte zur Weiterbestrahlung einzelner ausgewählter Brennstäbe in mehreren Trefoils unter der Bezeichnung DFR 435. Fig. 3 zeigt die Verzahnung dieser Versuche und die Schritte, die jetzt nach Abschluß der Bestrahlung noch erforderlich sind, um zu den Aussagen für die Brennstabspezifikation zu gelangen.

Fast alle der 800 Einzelaufgaben sind bereits auf diese Weise in Einzel-tätigkeiten gegliedert und der Terminverfolgung zugänglich gemacht worden.

Um die Breite des Spektrums der F+E Arbeiten zu verdeutlichen, möchte ich noch einige weitere WZE nennen:

- WZE 2.1 Nachweis der Funktionsfähigkeit der Kernüberwachungs-instrumentierung unter Natrium bei reaktorähnlichen Bedingungen
- 2.2 Nachweis der Funktionstüchtigkeit der Kernüberwachungs-instrumentierung am KNK II bei Reaktorbedingungen
- 3.3 Auswertung aller Transienten-Experimente im ersten SEFOR Core
- 4.1 Überprüfung der Formulierung der Aufgabenstellung für die Kernüberwachungsinstrumentierung
- 4.3 Abschluß der Arbeiten zur Spezifikation für den Sicherheitsrechner
- 5.1 Nachweis der Funktionsfähigkeit der Stellstäbe an einem Vorläufer der Bauserie des 1. Abschaltsystems
- 6.1 Nachweis, daß Natrium-Aerosolablagerungen nicht zu Betriebsstörungen des Drehdeckels führen
- 6.2 Erprobung des Konzeptes der Brennelementhandhabung

Weitere WZE betreffen die Erprobung wichtiger Kreislaufkomponenten wie Pumpen, Zwischenwärmetauscher, Dampferzeuger und Armaturen. Der Zeitraum, über den diese Ergebnisse bereitgestellt werden müssen, reicht von Herbst 1971 bis 1.1.1977, wo als letztes das WZE 5.2 den "Nachweis der Funktionsfähigkeit der Stellstäbe an einem Vorläufer der Bauserie des 2. Abschaltsystems" durch einen bestätigenden Test unter repräsentativen Natrium- und Betätigungsbedingungen liefern soll. Einige der Ergebnisse liegen bereits vor, z.B. sind die WZE 7.1 und 7.2, d.h. der Eignungstest und der Dauertest der Stork-Pumpe praktisch erfüllt, bei vielen anderen sind Teilergebnisse vorhanden und weitere Arbeiten im Gange.

Insgesamt sind bei den beteiligten Gruppen etwa 800 Akademiker, Ingenieure und Hilfskräfte unmittelbar an bzFE Arbeiten für den SNR 300 tätig. Der hohe Personaleinsatz und der Umfang der finanziellen Mittel ermöglicht die Durchführung eines breit angelegten und umfassenden Programms, das alle für den SNR 300 erforderlichen Informationen rechtzeitig bereitstellen kann. Die Implementierung des Programms, die Sicherung des optimalen Informationsflusses und die Überwachung und Steuerung der Arbeiten ist jedoch bei der Vielzahl der Beteiligten eine umfangreiche und sicher nicht problemlose Aufgabe, die wir gemeinsam meistern müssen, um dem SNR zum Erfolg zu verhelfen.

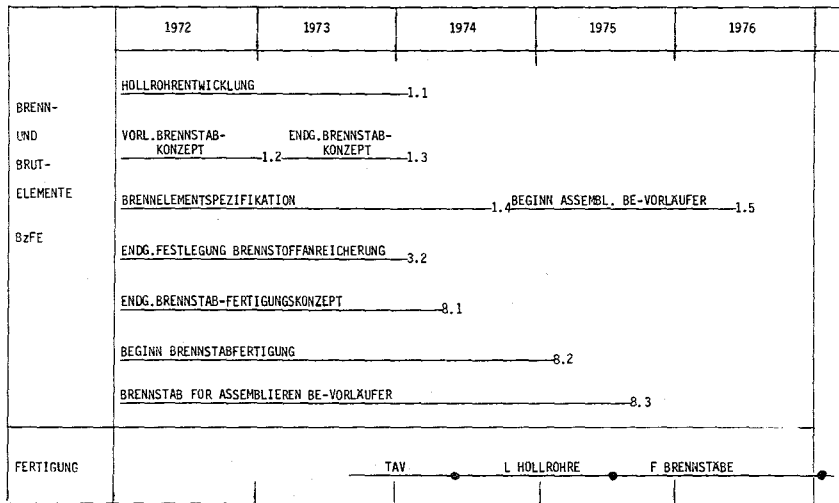


Fig. 1

WZE 1.2 Abschluß der Arbeiten für das vorläufige Brennstab-
konzept

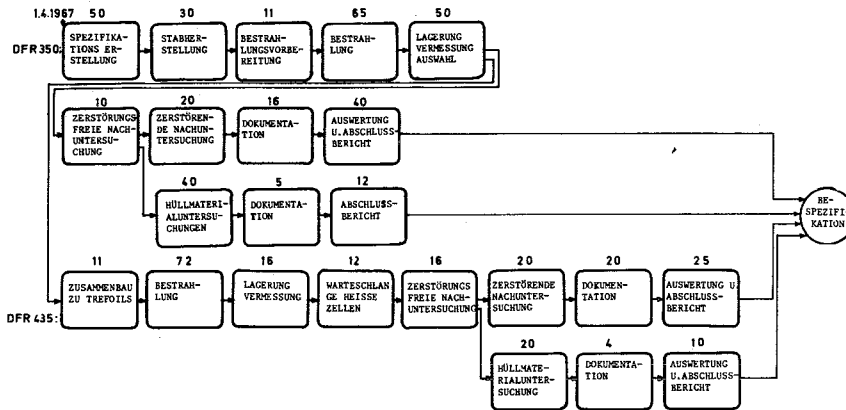
Kategorie: Voraussetzung für Erstellung einer vorläufigen
Spezifikation zur Erprobung des Herstellungsver-
fahrens (WZE 8.1)

Termin: 1.4.1973

Themen: 331.3, 331.4
462.1, 462.2, 462.3, 462.4, 462.5, 462.6,
462.7, 462.8, 462.9
463.1, 463.2, 463.3
464.2

Erläuterung: In die Spezifikation fließen die Ergebnisse aus
folgenden Versuchen: Bestrahlungsexperimente Mol 7A,
DFR 350, DFR-trefoils 435, Rapsodie-Fortissimo I,
Bestrahlungsexperimente am 3-Stab-Bündel DFR 304

Fig. 2



Ablaufplanung BzFE SNR 300
 Einzelaufgabe Nr. 462.9: Nachuntersuchung und Auswertung der
 Bündelexperimente DFR 350 u. DFR 435

Fig. 3

Die Zukunft der Schnellen Brüter
aus der Perspektive der Elektrizitätswirtschaft

G. Scheuten⁺⁾ , SBK Essen

Die Zukunft der Schnellen Brüter aus der Perspektive der Elektrizitätswirtschaft läßt uns zunächst die Frage aufwerfen: "Was sind die Perspektiven der Elektrizitätswirtschaft?" Es sind dies in aller Welt die grundsätzlichen Maximen, denen die Elektrizitätsversorgung zu folgen hat, die ihr auferlegt werden, gleichviel in welcher Rechtsform sie betrieben wird: die Maxime der Versorgungssicherheit und die Maxime der möglichsten Preiswürdigkeit eben dieser Elektrizitätsversorgung. Bei diesen Maximen handelt es sich um gleichbedeutsame und gleichgewichtige Forderungen, die von der Öffentlichkeit an die Elektrizitätswirtschaften unserer Länder gestellt werden und erhoben werden. Gleichbedeutsame und gleichgewichtige Maximen, weil die Elektrizität heute als lebenswichtiges Gut eine unabdingbare Voraussetzung dafür ist, den Lebensstandard unserer Bevölkerung in Europa beizubehalten und die Leistungsfähigkeit und Wettbewerbsfähigkeit unserer Industrien, gemessen an Maßstäben des Weltmarktes, aufrecht zu erhalten. Leistungsfähigkeit, Wettbewerbsfähigkeit und auch Kooperationsfähigkeit unserer Industrien werden nur ermöglicht, wenn wir unseren Industrien eine stets sichere und preiswürdige Elektrizitätsversorgung anbieten können.

Unter diesen Maximen stehen wir, wenn wir eine neue Kraftwerksbaulinie zu werten und auf ihre Verwendungsmöglichkeiten, ihre Verwendungsnotwendigkeiten in der Elektrizitätswirtschaft zu prüfen haben. Wir müssen uns daher fragen, was bietet uns der Schnelle Brüter in bezug auf die Versorgungssicherheit und Preiswürdigkeit der künftigen Elektrizitätsversorgung. Voraussetzung für die der Elektrizitätswirtschaft abgeforderte Versorgungssicherheit ist selbstverständlich, daß die Elektrizitätswirtschaft ihrerseits stets sicher und kostengünstig mit den notwendigen Primärenergien versorgt wird und jeweils zeitgerecht in der Lage ist, die notwendigen Kraftwerks- und Leitungsanlagen errichten und in Betrieb nehmen zu können. Hier interessiert nur die Frage nach der Sicherheit der Versorgung mit den notwendigen Primärenergien.

⁺⁾ G. Scheuten, RWE, Geschäftsführer der Schnell-Brüter-Kernkraftwerksgesellschaft m.b.H. (SBK), Essen

Ich möchte in diesem Zusammenhang lediglich in Erinnerung rufen, daß der Primärenergiebedarf der Welt mit zunehmenden jährlichen Zuwachsraten steigt. So von 1960 auf 1965 im Durchschnitt um 4,4%, in dem nächsten Fünfjahreszeitraum von 1965 auf 1970 um 5%. Infolge des Nachholbedarfs der Entwicklungsländer wird die Zuwachsrate gesamtwirtschaftlich betrachtet in den nächsten Jahrzehnten steiler ansteigen. Die Primärenergiereserven der Welt, vor allem das Öl und Gas, erscheinen in ihrem Vorkommen begrenzt, sie sind überdies in vielen Anwendungsbereichen kaum substituierbar, und es ist daher allgemeine Auffassung der Energiefachleute in aller Welt, daß zur Entlastung der fossilen Energiereserven in der Welt der Einsatz der Kernenergie in der Stromerzeugung in einem wirtschaftlich sinnvollen Umfang aus der Verantwortung für die Zukunft unabdingbar geboten ist.

Da aber auch die wirtschaftlich verwertbaren Vorkommen an natürlichen Kernbrennstoffen begrenzt sind und sich bei ausschließlicher Verwendung in den bisherigen Reaktortypen möglicherweise im Laufe weniger Jahrzehnte erschöpfen könnten, bietet uns der Schnelle Brüter eine gerade rechtzeitig kommende Chance, die vorhandenen Primärenergievorkommen dieser Welt in erheblich besserem Maße auszunutzen. Die Versorgungssicherheit der Elektrizitätswirtschaft aller Welt muß also durch den Betrieb Schneller Brutreaktoren gesteigert werden. Von dorther muß aus der Sicht der Elektrizitätswirtschaft die Forschung und Entwicklung auf dem Gebiete der Schnellen Brüter und die dieser Arbeit zuteil gewordene staatliche Förderung als richtig angesehen und begrüßt werden.

Energiewirtschaftlich erscheint uns die Entwicklung der Schnellen Brüter unerlässlich, weil die Schnellen Brüter etwa ab 1990 dazu beitragen können, die Versorgungssicherheit nicht nur aufrecht zu erhalten, sondern darüber hinaus zu erhöhen.

Vom Standpunkt der Weltenergiewirtschaft her betrachtet, finden diese Überlegungen zur Versorgungssicherheit ihre Bestätigung dadurch, daß sämtliche sich für die Weltwirtschaft verantwortlich fühlenden Volkswirtschaften unserer Erde unter Aufwand erheblicher Mittel sich um die Entwicklung der Schnellen Brüter bemühen. Auch unsere Staaten stehen innerhalb der Völkergemeinschaft in der Verantwortung für die Sicherheit der Versorgung unserer Bevölkerung und unserer Industrien, und allein aus dieser Verantwortung heraus bestehen

auch für unsere Staaten die Notwendigkeit und der Zwang, die Entwicklung der Schnellen Brüter im Interesse der Weltenergiewirtschaft zu fördern. Selbst wenn man sich auf den utilitaristischen Standpunkt stellen wollte, auf eine eigene Entwicklung wegen der Bemühungen anderer verzichten zu können, so bliebe die Notwendigkeit und der Zwang zur staatlichen Förderung der Schnellen Brüter aus industriepolitischen Gründen bestehen; industriepolitische Gründe, die uns dazu zwingen, unsere Industrie zu ertüchtigen, sie leistungsfähig, kooperationsfähig und wettbewerbsfähig zu machen für die ständig anhaltende und fortschreitende Auseinandersetzung auf dem Weltmarkt. Würde die Entscheidung der Staaten anders als glücklicherweise getroffen ausgefallen sein, hätten wir in Kauf nehmen müssen, daß ab 1985 wesentliche Teile unserer DeBeNeLux-Industrien international nicht mehr wettbewerbsfähig gewesen wären. Das Ergebnis der ersten Perspektive, unter der wir die Entwicklung der Schnellen Brüter zu sehen haben, ist daher, daß aus Gründen der Versorgungssicherheit die Entwicklung und die staatliche Förderung dieser Baulinie in unseren Ländern geboten ist; dies auch, um die internationale Wettbewerbsfähigkeit und Kooperationsfähigkeit unserer Industrien zu schaffen und zu erhalten.

Ich freue mich besonders, heute bei dieser Gelegenheit die bereits von anderer Seite getätigte Mitteilung wiederholen zu können, daß die Regierungen der Bundesrepublik Deutschland, des Königreiches Belgien und des Königreiches der Niederlande unserer Schnellbrüter-Kernkraftwerksgesellschaft in diesen Tagen die ersten Zuwendungsbescheide und damit praktisch die ersten öffentlichen Mittel zur Durchführung des Projektes Schnell-Brüter-Kernkraftwerk in KALKAR erteilt haben. Aus der versorgungswirtschaftlichen Perspektive darf ich an dieser Stelle, meine sehr geehrten Damen und Herren, den Regierungen unserer Staaten und den die Verantwortung tragenden Ministern und Beamten unseren Dank für diese energie- und industriepolitisch bedeutsame Tat zum Ausdruck bringen.

Zur Frage der Preiswürdigkeit der Stromerzeugung aus Schnell-Brüter-Kernkraftwerken kann heute naturgemäß nicht abschließend geantwortet werden. Selbst wenn etwaige Kostennachteile im Vergleich zu anderen Systemen nicht ausgeglichen werden sollten, so müßte man im Jahre 1990 unter den dann festzustellenden Gegebenheiten der Versorgungssicherheit unter Umständen die Ant-

wort geben, daß Versorgungssicherheit unter Umständen auch einen etwas höheren Preis rechtfertigen kann.

Die Perspektiven der Versorgungswirtschaft zwingen uns dazu, das unsrige dazu zu tun, um die Baulinie der Schnellen Brüter, die in der Gestalt des SNR 300 die Baureife erreicht hat, nunmehr zur Marktreife fortzuentwickeln. Die Entwicklung von der Baureife zur Marktreife stellt nach unserer Auffassung den zweiten entscheidenden Schritt in der Fortentwicklung dieser Reaktorlinie dar. Wenn ich eben von der Baureife des SNR 300 sprach, so möchte ich an dieser Stelle darauf hinweisen, daß dieser Prototypreaktor nicht nur baureif im technischen Sinne ist, sondern auch bereits im Hinblick auf die praktischen Bedürfnisse der Versorgungswirtschaft. Die rechtzeitige Einschaltung der Versorgungswirtschaft in die Planung und Bearbeitung dieses Projektes hat es ermöglicht, daß der Prototyp SNR 300 nicht ein Schnellbrutreaktor mit einem daranhängenden Kraftwerk ist, sondern daß dieser Prototyp ein Kraftwerk ist, das in der versorgungswirtschaftlichen Praxis eingesetzt werden kann.

Baureif ist der Prototypreaktor auch hinsichtlich der Konditionen, unter denen er in Kalkar errichtet werden wird. Ich spreche nicht vom Preis, sondern von den übrigen Konditionen des künftigen Lieferauftrages, die heute mit der Unterzeichnung der Absichtserklärung festgelegt werden. Die Konditionen des Liefervertrages entsprechen weitgehend den beim Bau von bereits konventionell gewordenen Leichtwasserkernkraftwerken üblichen Bedingungen. Nur nicht vorhersehbare Erkenntnisse und Ereignisse, die ihre Ursache in der Natriumtechnologie oder in der Wirkung schneller Neutronen haben, können nachträglich zu einer Veränderung der vertraglichen Leistungsverpflichtungen führen. Voraussetzung für eine solche Änderung ist, daß zwischen dem Lieferkonsortium und dem Bauherrn Einvernehmen über den Eintritt dieser Voraussetzungen besteht oder notfalls ein Schiedsspruch darüber ergangen ist. Diesen Liefervertrag und seine Konditionen halten wir für den zweiten wichtigen Schritt auf dem Wege von der Baureife zur Marktreife der Schnellen Brüter.

Der dritte Schritt, der auf versorgungswirtschaftlicher Seite getan wird, steht in engem Zusammenhang mit der bekannten Zusammenarbeit zwischen Electricité de France, der ENEL (Italien) und dem RWE. Hierzu darf ich die Mitteilung machen, daß die weiterlaufenden Vertragsverhandlungen zwischen den drei genannten Gruppen erfolgversprechend sind. Über die Verhandlungsergebnisse werden wir die Regierung und unsere holländischen und belgischen Partner in Kürze unterrichten.

Das Ziel dieser Zusammenarbeit der großen europäischen Stromproduzenten ist es, mindestens zwei europäische leistungsfähige Industriegruppen zu ermutigen, auf dem Gebiete der Schnellbrutreaktoren fortzufahren und auf diesem Gebiete leistungsfähig und wettbewerbsfähig zu werden. Ziel dieser Zusammenarbeit ist es ferner, durch den Bau von zwei Demonstrationskraftwerken von 1000 MW oder mehr, in Frankreich nach der Baulinie Phénix und in Deutschland nach der Baulinie des SNR 300, zu dieser Ertüchtigung der Industrie und zur Herstellung einer solchen Wettbewerbssituation zwischen zwei potenten europäischen Industriegruppen beizutragen. Unsere Vorstellungen gehen dahin, im zeitlichen Zusammenhang mit der Erteilung des Lieferauftrages für den SNR 300 in Kalkar - der Lieferauftrag soll nach den bisherigen Vorstellungen im Herbst dieses Jahres erteilt werden - zugleich eine Planungsstudie mit einer Laufzeit von etwa 2 Jahren in Auftrag zu geben für das folgende Demonstrationskraftwerk.

Ziel einer solchen Studie sollte es sein, die technisch optimale Größenordnung für das Demonstrationskraftwerk zu ermitteln, wobei bereits größtmögliche Wirtschaftlichkeit der Anlage auch im Wettbewerbsvergleich mit konventionell gewordenen Leichtwasserreaktoren anzustreben ist. Im Anschluß an eine solche Studie müßten die bau- und vergabereifen Unterlagen erarbeitet werden, so daß ein Baubeginn für ein solches Demonstrationskraftwerk aus heutiger Sicht für die Zeit ab 1979 in Aussicht genommen werden könnte. Unsere Forderung an die Industrie in diesem Zusammenhang wird es sein, ein wettbewerbsfähiges Schnell-Brüter-Kernkraftwerk anzubieten. Die staatliche Förderung eines solchen Projektes sollte sich unseres Erachtens darauf beschränken lassen:

1. ein planungs- und gegebenenfalls baubegleitendes Entwicklungsprogramm zu unterstützen,
2. der Lieferindustrie einen Risikobeteiligungsvertrag zu gewähren, durch den die Risiken der Bauphase, die von der Liefererseite zu tragen wären, gemildert werden und
3. der künftigen Kraftwerksgesellschaft einen Risikobeteiligungsvertrag für die Betriebsphase nach bewährtem Muster einzuräumen.

Investitionskostenzuschüsse für ein solches Demonstrationskraftwerk sollten meines Erachtens möglichst vermieden werden.

Als letzter Schritt in Richtung auf die Kommerzialisierung der Schnellen Brutreaktoren würden wir es ansehen, auf dem Gemeinsamen Markt durch entsprechende jetzt zu treffende Maßnahmen einheitliche Sicherheitskriterien, ein einheitliches System von allgemein anerkannten Regeln der Sicherheitstechnik zu schaffen. Als Mitglied des vom Europäischen Ministerrat eingesetzten Koordinierungsausschusses für die Schnellen Brutreaktoren habe ich es sehr begrüßt, daß dieser Koordinierungsausschuß eine Arbeitsgruppe "Sicherheit" eingesetzt hat, die sich in den nächsten Monaten und Jahren mit den sicherheitstechnischen Fragen der Schnellen Brutreaktoren befassen wird. Der Gemeinsame Markt, den wir alle im Rahmen der Römischen Verträge anstreben, leidet heute noch darunter, daß Handelshemmnisse zwischen unseren Ländern sich einfach wegen der Existenz unterschiedlicher Rechtsvorschriften und der unterschiedlichen Normen ergeben. Einen Abbau dieser Handelshemmnisse durch Harmonisierung würde die Elektrizitätswirtschaft Europas lebhaft begrüßen. In diesem Zusammenhang ist zu beachten, daß in der Bundesrepublik Deutschland im Augenblick ein sogenannter "Kerntechnischer Ausschuß" entsteht, dessen Aufgabe es ist, die allgemein anerkannten Regeln in der Sicherheitstechnik für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland zu ermitteln. Ich könnte mir vorstellen, daß eine ähnliche Tätigkeit durch ähnliche Organisationen in den übrigen Ländern der Gemeinschaft einen Schritt zur Harmonisierung dann bedeuten könnte, wenn es gelingen würde, die Tätigkeiten dieser nationalen Arbeitsausschüsse durch eine supranationale europäische Spitze zu koordinieren.

Participation of Belgium
in
the joint Project on Fast Breeders

J. Goens⁺⁾ , SCK/CEN Mol, Belgium

Introduction

I shall devote most of my talk to the more important contributions of the SCK/CEN and the Belgian industry to the co-ordinated Research and Development programme for the DeBeNeLux sodium cooled fast reactor project.

R&D work and specific studies have been undertaken in Belgium since the first year of existence of the SCK/CEN laboratories and the establishment of a specialized nuclear industry.

Let me therefore briefly recall some milestones in the Belgian programme since those early years:

- in 1956, the company Belgonucléaire (BN) and the SCK/CEN decided to equip a joint laboratory for the development of Pu-bearing nuclear fuel;
- in 1965, Belgium entered into an association contract with Euratom for the study of some particular problems of fast breeder reactors, namely fuel development, reprocessing, fuel testing, reactor safety and reactor physics. Similar bilateral associations also existed between Euratom and Germany, France, Italy and the Netherlands. Today, we can say that the co-operation for the SNR project was initiated as part of this association contract;
- an essential step was made in 1967 when the governments of the Federal Republic of Germany, the Netherlands, Luxemburg and Belgium signed a memorandum of understanding for the co-ordination of their programmes in view of the construction of a prototype reactor, the SNR 300, and the conclusion of long term agreements for joint R &D work and industrial co-operation.

⁺⁾ Dr. J. Goens, Director General, SCK/CEN Mol

On 16 March 1972, it was announced that the authorities of the participating countries approved the signature of a letter of intent for the construction of the SNR 300 and the placing of the preliminary order to the SNR-consortium.

Since 1968, the joint project has been organized on the basis of several agreements:

- a memorandum between the governments;
- the creation of an industrial consortium for the design and construction of the SNR 300;
- an agreement between the utilities which created the "Schnell-Brüter-Kernkraftwerkgesellschaft" (SBK)
- a memorandum between the research centres Karlsruhe, Petten and Mol, to which were also associated TNO, Luxatom and Belgonucléaire.

It is now firmly believed that temporary arrangements between industrial groups, necessary for the SNR 300 project, will be extended and will lead to permanent co-operation in the field of commercial fast breeders, possibly with the co-operation of other European partners.

This ambitious reactor development programme requires a large amount of R & D work, which, in turn, needs adequate co-ordination. In this respect, two kinds of R & D programmes were more or less artificially identified:

- the BzFE (Bauzugehörige Forschung und Entwicklung) necessary for the construction and operation of the prototype reactor. This programme is co-ordinated by the industry consortium;
- a basic programme, co-ordinated by the research centres, and mostly devoted to similar problem areas, but aiming at longer term optimizations in view of later commercial application of larger fast breeder power stations.

No further distinction between these two kinds of research work will be made.

In the Belgian share of the Fast Breeder R & D programme, the main emphasis has been placed on the study of the nuclear fuel cycle, which includes such items as:

- fuel fabrication
- testing of fuel in sodium loops and in test reactors
- spent fuel reprocessing
- core calculation and some associated problems of nuclear safety.

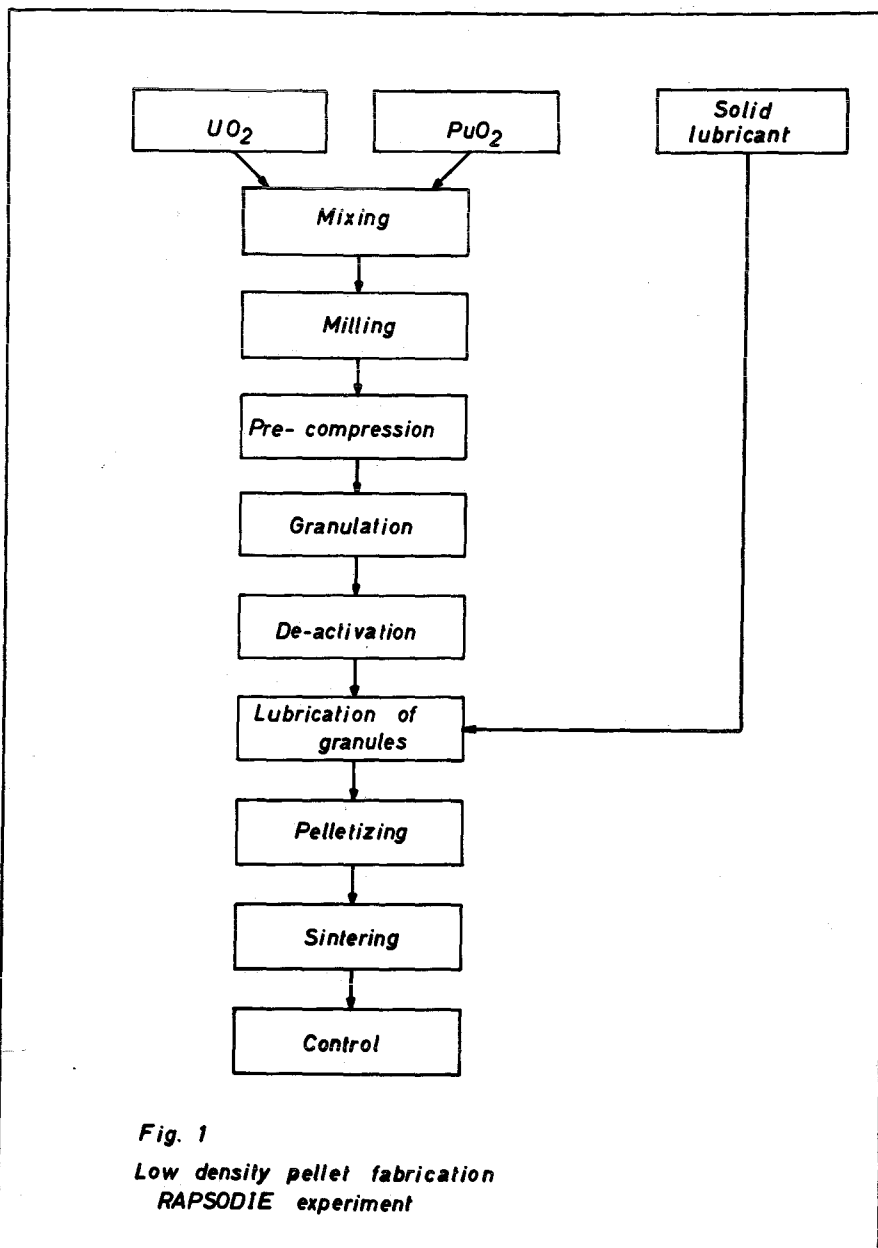
In the Belgian programme, much less effort has been spent on the development of large equipment, nuclear instrumentation, overall reactor design and other important subjects, which are more extensively covered by our German and Dutch partners. This work distribution and specializing of the partners should remain one of the basic principles of the association, especially in view of the coming commercial projects.

The essential achievements of our R & D programme will now be reviewed briefly.

1. Fuel Development

1.1. Mixed Oxides

The work performed by the SCK/CEN-BN association aims at the development of fabrication techniques for mixed oxide fast reactor fuel, the study of its properties, and the assessment of its in-pile behaviour.



Up to now, a preliminary fabrication flowchart for low density pellets, following the general SNR specification, has been developed. This fuel preparation route has been applied to MFBS 6 and Rapsodie. As shown in Fig. 1, and in order to meet predetermined specifications, special techniques, called granulation and de-activation, were applied to adjust the flowability and sinterability of the starting material.

Fig. 1
Low density pellet fabrication
RAPSODIE experiment

Present development work is concentrated on optimization of these fabrication procedures, mainly in order to make them less costly and to gain experience

in the fabrication of the SNR-fuel, This will be done at the BN-Plutonium plant at Dessel, which was designed on the basis of previously acquired know-how. In this respect, a simplified reference flowsheet, shown in figure 2, is in the development stage. Special powder conditioning steps should be eliminated; depending upon the nature of commercial powders that can be procured, the use of a conventional or of a rotary press is planned. The latter high capacity pressing equipment has been intensively studied and tested with UO_2 and will now be adapted for mixed $(U, Pu)O_2$ fuel. These studies enabled a dry lubrication method, to be worked

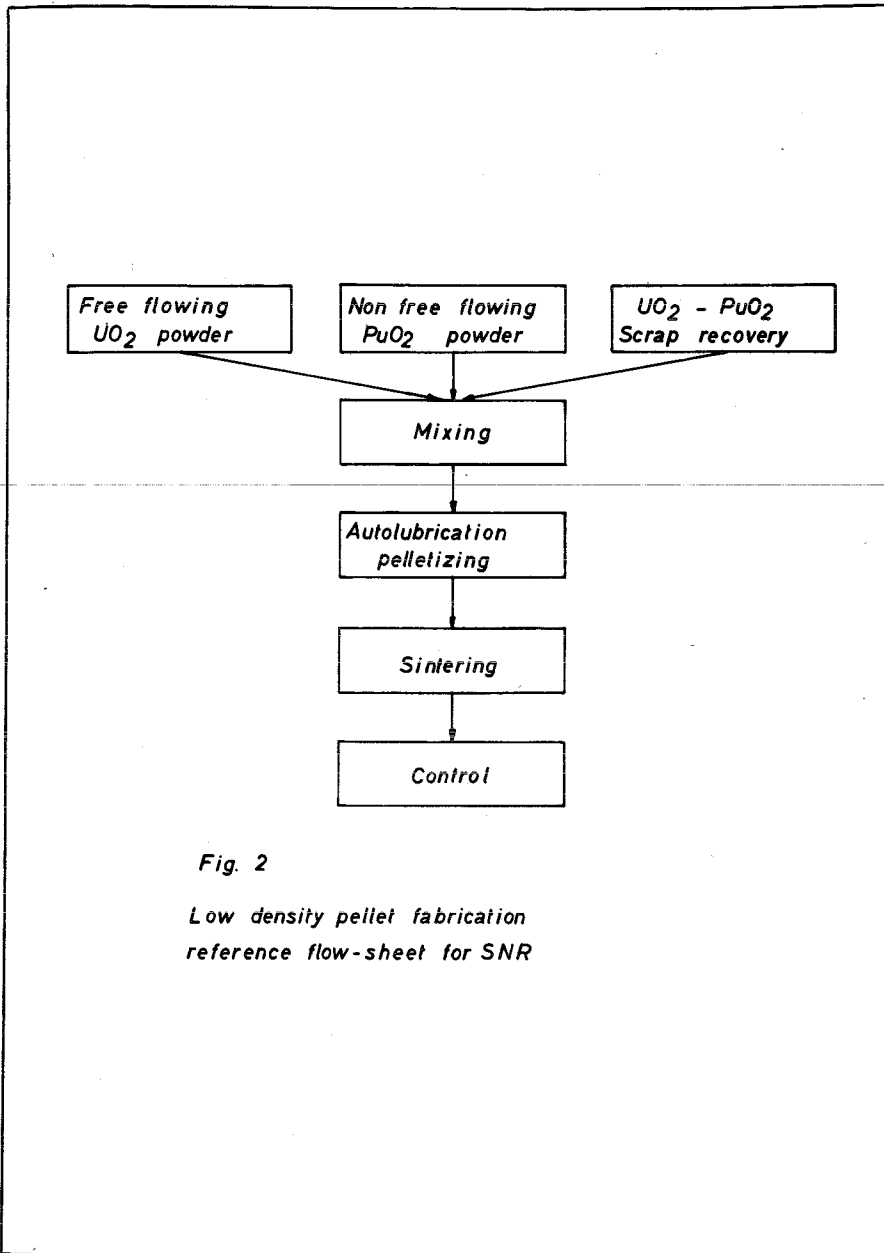


Fig. 2
Low density pellet fabrication
reference flow-sheet for SNR

out, which required the design and fabrication of a special feed shoe, in order to cope with problems related to lack of flowability.

Further optimization of fabrication procedures for low density fuel is related to direct recycling of scraps and automation of quality control procedures. Although there is need for additional work to determine the maximum quantity of recycled material, it was shown that ground scraps can be added to the starting material without requiring essential alterations in subsequent steps and without affecting the quality of the final product.

With regard to the irradiation programme, which is to a very large extent conducted in common with GfK and the German industry, the following tables give a clear presentation of the present status.

Table 1 shows the most important characteristics of the MFBS 6 and MOL 7B experiments in the BR2-reactor. As can be seen, these irradiations have been or will be carried out under severe conditions especially with regard to burn-up and maximum cladding temperature, to give detailed information for further improving mixed oxide fuel concepts.

TABLE 1

	Number pins	Linear power $W.cm^{-1}$	Max. cladding temperature	BV (Mwd.t ⁻¹ ox.)	Irradiation schedule
MFBS 6	7	470	720°C	80,000 (achieved)	1/70 - 2/72
MOL 7B	18	490	700°C	80,000 (target)	6/72 - 6/72

MIXED OXIDE IRRADIATION EXPERIMENTS IN BR2

The irradiation programmes in DFR have been continued satisfactorily. The status of the various demonstration experiments under fast reactor conditions is represented in table 2.

TABLE 2

Experiment	Objective	Irradiation schedule	Burn-up (target or achieved) (MWd.t ⁻¹ ox.)
DFR 324/2	comparison vipac-pellets	11/68 - 9/70	60,000
DFR 324/3		6/69 - 4/71	60,000
DFR 350	qualification for SNR	2/69 - 4/70	46,000
DFR 435	high burn-up	2/71 - 3/72	80,000

MIXED OXIDE IRRADIATIONS IN DOUNREAY FAST REACTOR

Concerning the irradiation of two bundles in the Rapsodie-Fortissimo reactor, the burn-up reached 60.000 MWd.t⁻¹ at the end of last year, and non-destructive tests on the monitor pins showed good behaviour. The target burn-up of 80.000 MWd.t⁻¹ will be obtained at the end of the present irradiation campaign. Preliminary fabrication tests are under way for the fuel preparation of a large statistical experiment to be performed in KNK or FERMI.

Besides this straight forward programme of fuel preparation technology and irradiation experiments, a programme has been started for the establishment of specifications and the fabrication of advanced fuel concepts. Various basic problems are under investigation, in order to improve the performance of mixed oxide fuel. We mention here only the studies relating to clad/fuel interaction, to the in-pile thermal conductivity measurements by means of special dispersed temperature monitors, and to the relation between fuel behaviour and oxygen-to-metal (O/M) ratio.

1.2. Carbide fuel

Owing to their higher metal density and higher thermal conductivity than oxides, carbides are considered very attractive as fast breeder fuel. However, their higher fabrication costs have to be compensated by a longer life time, in relation to which two basic problems remain to be solved: i.e. their compatibility with cladding materials and swelling at high burn-up.

The SCK/CEN carbide programme, which is now part of a more extended and co-ordinated "Advanced fast breeder fuel programme" of GfK, RCN, SCK/CEN and the Transuranium Institute, is therefore directed towards basic investigation of these items, in order to propose appropriate measures to cope with the problems mentioned above.

The programme was successfully continued, following the main objective, namely; stabilization by the addition of vanadium carbides. It was experimentally confirmed that addition of 3 to 4 at.% VC-V₂C to uranium carbide is advantageous:

- for eliminating undesired sesquicarbides during fabrication;
- for stabilizing carbon activity even at burn-ups beyond 100.000 MWd.t⁻¹ without resulting in metal-metal interaction;
- for reducing the swelling by a factor three compared with non-stabilized uraniumcarbide, without lowering the thermal conductivity.

It is now considered that the in-pile behaviour of carbide fuel fundamentally differs from the behaviour of oxides, the latter being completely restructurized during irradiation while the carbides are not. Due to the absence of this phenomenon in carbides, it is believed that fuel morphology plays an important rôle even at high burn-up.

Therefore one has stressed the importance of such physical characteristics as grain structure, pore distribution and mechanical properties, rather than limiting the experimental field to chemical parameters. A fuel concept has been developed in which mechanisms for preventing or limiting swelling should be practicable. These mechanisms are: fission gas pinning on precipitates, avoiding gas coalescence, evacuating and channeling liberated fission gases,

and taking up residual swelling by local plastic deformation. Samples of this type of fuel are now being prepared for irradiation experiments which are planned to start this year.

With respect to mixed uranium-plutonium carbides, the joint SCK/CEN-BN Pu-group paid full attention to the study of the preparation technology. At present, mixed carbides of the desired composition can be prepared with reasonable reproducibility, so that an irradiation with mixed carbides produced at Mol will be started by the end of 1972.

2. Canning Materials

In the framework of BzFE, SCK/CEN performs in-pile and out-of-pile tests with currently envisaged SNR cladding materials. These tests are related to irradiation behaviour such as embrittlement, swelling, fuel interaction, mechanical properties and resistance to sodium corrosion, and also to the weldability of stabilized austenitic steels. This work will give the necessary experience and skill for conducting acceptance tests of cladding materials by industry.

Within the framework of our long term R & D programme, SCK/CEN, in collaboration with the "Centre de Recherches Métallurgiques", is developing a new cladding material, based on dispersion strengthened ferritic steels, in order to overcome the embrittlement and excessive swelling of structural materials in fast breeders at high neutron fluences.

Mr. Huet will deal with this subject more in detail in the afternoon session.

3. Irradiations

As mentioned in the section dealing with the mixed oxide fuel programme two main types of irradiation experiments have to be performed for developing fast breeders. The first type is related to relatively large scale demonstration experiments under fast reactor conditions.

As mentioned before, similar irradiations are carried out in DFR (Dounreay) and Rapsodie (Cadarache) in order to provide the required qualification for fast breeder fuel-element concepts. However, one needs additional information to stimulate improvement and further development, which can be obtained by orientation and parametric tests on fast reactor materials under extreme conditions. Experiments of this type are carried out in materials testing reactors.

The BR2 material testing reactor, although water moderated, is extensively used for fast neutron irradiations. Its flexibility, due to its design, allows core configurations to be adapted to the needs of the experimental load and permits the irradiation of rigs with highly developed instrumentation. Fast reactor conditions are simulated by the use of cadmium screens.

The BR2 is jointly operated by SCK/CEN and Euratom, according to an agreement between SCK/CEN and the Karlsruhe research centre GfK, providing equal utilization by KARLSRUHE, JÜLICH and other German users on one hand and by Belgium on the other.

For the various fast reactor irradiation programmes, several devices, rigs or integrated loops have been developed, constructed and operated.

I would like to mention specifically the design of the 500 kW sodium loop (Table 3) which is under construction for the MOL 7B-experiment starting mid 1972.

TABLE 3

Fluid	: sodium
Maximum sodium temperature	: 700°C
Operating pressure	: 6 kg.cm ⁻²
Design pressure	: 40 kg.cm ⁻²
Flow rate	: 2.5 l.s ⁻¹
Heat to be evacuated	: 500 kW

CHARACTERISTICS OF THE PRIMARY
CIRCUIT OF THE 500 kW-LOOP

The concept of this integrated in-pile sodium circuit is an extension of the 250 kW in-pile loop, in operation since 1965. It consists of an integrated sodium circuit, placed inside a pressure tube and located in a 200 mm reactor channel, an intermediate helium circuit, and a final water circuit located outside the reactor pool. The main characteristics of this new irradiation facility, enabling irradiation of nineteen 6 mm oxide fuel pins at 600 W.cm^{-1} or seven 10 mm carbide fuel pins at 1500 W.cm^{-1} , are summarized in table 3. With regard to the future operation of BR2 in the frame of the Fast Breeder programme, more and more advanced irradiation devices are being developed, allowing irradiations under extreme conditions. At present, SCK/CEN is undertaking the construction, for the joint programme, of an in-pile sodium loop allowing coolant failure tests during irradiation (Mol 7C project).

4. Sodium Technology

The sodium technology activities at SCK/CEN are directed towards hydrodynamical testing of reactor equipment and reactor internals (e.g. fuel assemblies), development of specific instrumentation, investigation of mass transfer, and chemical and metallurgical behaviour of structure materials under dynamic sodium conditions. The basic equipment for this programme are the out-of-pile sodium testing facilities.

The Na2-loop, characterized by a variable flow up to $7 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ and a heat capacity of 70 kW, has been used for corrosion tests on SNR candidate casing materials and dispersion strengthened ferritic steels. These materials are now submitted to creep tests under sodium.

Up to now the loop has been operated for 15,000 h at 700°C and 2,000 h at 800°C without changing any of the essential parts and without any major difficulty.

Modifications to the Na2-Loop are envisaged, enabling long test runs at 800°C .

The Na3-loop, with a 2400 kW heat capacity and variable flow rates from 30 to 650 m³.h⁻¹, has been operated for 5500 h at 600 °C and 120 m³.h⁻¹ for testing thermohydraulic behaviour of reactor internals, mainly fuel assemblies, and for vibration tests.

At present, two test sections are occupied by a core and blanket prototype assembly developed by BN. This endurance test is planned for a period of 6,000 h at 600 °C and at 100% of nominal SNR flow.

In the near future the testing capacity will further be extended in the frame of safety studies, to be carried out in co-operation with GfK, concerning sodium boiling in a full scale core assembly.

5. Fuel Reprocessing

One of the main incentives for the Fast Breeder R & D programme and future operation of the SNR is the expected demonstration of a more favourable nuclear fuel cycle as compared with water cooled reactors. Reprocessing is one of the important components of this fuel cycle and, in the case of Fast Breeder Fuel, presents some particular problems such as:

- the necessity for trapping the fission gasses, including tritium, prior to dissolution;
- dissolution of fuel with a high Pu-content;
- the high value of the Pu-inventory which, in case of long cooling prior to reprocessing, adds a considerable fraction to the fuel cycle cost;
- the high concentration of Pu in the extraction and separation systems;
- higher contamination of the off-gases.

The contribution of Belgium to the study of the above mentioned problems consists in the development of a suitable head-end system which eliminates the majority of the fission gasses and improves the solubility of the fuel material, and also in the development of a suitable gas cleaning scheme.

With regard to the head-end, the following major results have been obtained on small samples of irradiated or non-irradiated mixed oxide fuel:

- conditioning of the fuel by oxidation in air or oxygen requires strict temperature control below a maximum of 450 °C and does not result in a complete transformation of the fuel. At higher temperatures, an important insoluble residue of PuO₂ is often formed;
- treatment in a NaNO₃ bath containing Na₂O₂ at temperatures around 450 °C leads to rapid and complete disaggregation of the material, an early separation of the fuel and salt, and finally a very easy dissolution of the disintegrated material. The latter tests have only been conducted on non-irradiated samples.

Work on both lines will be continued during the coming period, also in view of adaptation of the ultimate waste solidification scheme. It is hoped that a choice between both approaches can be made about the end of this year.

Finally, with regard to gas purification, a 25 m³.h⁻¹ loop, flexible with regard to various head-end systems, is being designed. It will allow the study of trapping of iodine, noble gases and tritium by parametric systems. Measurement techniques are being developed for characterization of the gas-streams to be cleaned. Various capture systems are being tested.

6. Reactor physics and safety

The SCK/CEN Fast Reactor Physics programme aims at the improvement of basic nuclear data and calculation methods, both for general purposes and also in order to support the operation of the BR2 reactor and the design of irradiation devices.

Improvement of capture cross-section data for U-238 up to a few keV, by nuclear spectrometry experiments, are performed in co-operation with the CBNM-Euratom (Geel) and the University of Antwerp (RUCA). Up to now, most emphasis has been put on scattering experiments with the time-of-flight spectrometer; data have been obtained with low-resolution proportional counters which give useful results up to 100 eV. High-resolution detectors have now been acquired and will be used in a new series of measurements scheduled for May 1972.

Within the programme for verification of the validity of differential data and calculation methods, for group cross-sections by "special purpose clean experiments", the main characteristics of the fast neutron secondary intermediate standard assembly installed in the BR1 have been determined. In order to standardize the measurement techniques to be applied in the programme, and also for critical experiments, an intercomparison of measurement techniques has been started, with the participation of GfK and RCN.

In the framework of BzFE, SCK/CEN performs the translation into the KEDAK format of the American ENDF/B differential data library and the improvement of methods for calculating group cross-section sets. The computer programme BRIGITTE (figure 3) for translating ENDF/B data is almost operational. The fast thermal forty group cross-section library, which has recently been developed, will gradually be completed and transmitted to GfK.

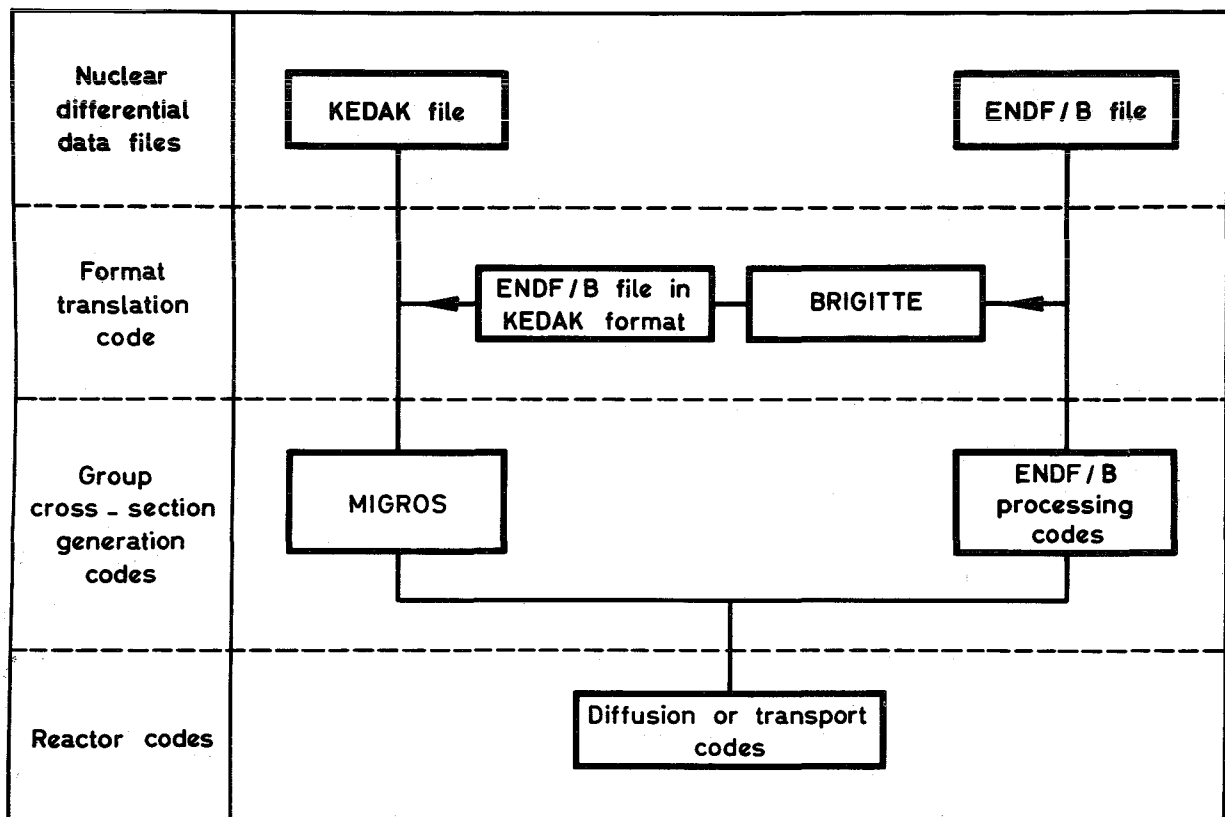


Fig. 3 : Computer programme BRIGITTE

A joint SCK/CEN-BN team is working out the TRIBU reactor code (TRIangular mesh code with Burn-Up). The basic diffusion routine of this code is currently being tested at Mol. Additional burn-up and fuel management parts are being developed, in close collaboration with Belgonucléaire. Much attention is being paid to the organization of this code, in order to enable easier connections with other code systems, e.g. those developed by GfK and Interatom.

Explosion experiments in simplified vessel mock-ups at 1/12 scale have been carried out at Ispra by BN and the EURATOM COMMON RESEARCH CENTRE, using as explosive a specially developed pyrotechnic mixture with a very low deflagrating velocity.

Calibration of computer codes for engineered safeguards concerned with ~~pressure vessel design, demonstration of the performance of these safeguards~~ in the case of a nuclear accident, and investigation of various parameters, was performed by experiments in thick-walled vessels designed to avoid plastic deformation and to approach the assumptions made in theoretical considerations.

Progressive equalization of plastic deformation of the outer containment vessel can be obtained by installing subsequently an internal shield and a perforated plate. Evidence of this, and of the reduction of the impulse on the lid, was given by thin-walled vessel experiments.

Conclusion

A survey of the R & D work performed by the SCK/CEN and the Belgian nuclear industry on behalf of the joint Fast Breeder Project has been given. It appears that the effort has been concentrated, although in a non-exclusive manner, on the components of the fuel cycle. In this area, good co-operation has been established with our partners. Nevertheless, there still exist areas of certain duplication, e.g. in the development of fuel for the first load of SNR; it is hoped that, in the near future, an understanding will be concluded between the Belgian and German industries for the future fabrication programme. This particular type of activity would also benefit from integration with other European industries. It is our wish that this industrial integration should also be extended to reprocessing and waste-treatment, which are two other very important components of the fast breeder cycle.

Efficient work will undoubtedly require more and more unrestricted collaboration at all levels and in all fields of work. Looking at the stage reached today in this respect, I am confident not only about the future success of the SNR project, which is in fact just an intermediate though a very costly and necessary step, but also about reaching the final goal of our joint efforts. By this I mean a competitive fast reactor industry in Europe, in which electrical utilities and their industrial suppliers, associated in powerful groups, will have acquired sufficient knowledge to accept the technical and economic risks of major nuclear power plant construction.

In my opinion, there is no doubt that, after the governments, the research centres and the industry of our countries have contributed so much to the DeBeNeLux fast breeder Project, there will be a good chance for all partners to obtain the social and economic benefits they are entitled to.

Participation of the Netherlands

Contribution of RCN to the Debenelux Fast Breeder Base Program

J.A. Goedkoop,⁺⁾ Reactor Centrum Nederland

Most of the fast reactor activities in the RCN laboratories at Petten forms part of the "Bauzugehörige Forschungs- und Entwicklungsprogramm", the "bauzugehörige" referring to the prototype SNR-300. They constitute only a few items on the long list of investigations this program comprises, widely scattered over its various chapters. This makes it difficult to present them in a logical order. The approach I have decided to adopt today is to relate our investigations, in some cases somewhat artificially, to the safety of the SNR-300. Thus, I am putting the subjects in the order in which one would encounter them going through an accident sequence. My first subject will then be the determination of reactivity effects. This is followed by the study of boiling phenomena in sodium, which is immediately related to the failure of fuel pins and finally the behaviour of an aerosol as could arise in a major accident.

Reactivity effects

To start then with reactivity effects, RCN has undertaken to determine the effects on the multiplication factor of SNR-300 of stable and long-lived fission products as will be formed in the reactor core after prolonged operation. To do this we have built the fast-thermal coupled critical facility STEK. Its principal features are best seen from a model (Fig. 1). The thermal zone forms an annulus around the central fast zone, which is an assembly of platelets of graphite and highly enriched uranium. The fission product samples are periodically introduced into the fast zone by means of the vertically moving reactor oscillator. Since many of the samples are radioactive, the charging and discharging of the oscillator from the horizontally moving magazine underneath the reactor is controlled remotely.

⁺⁾ Prof. Dr. J.A. Goedkoop, Managing Director of Research, RCN, Petten (N.H.), the Netherlands

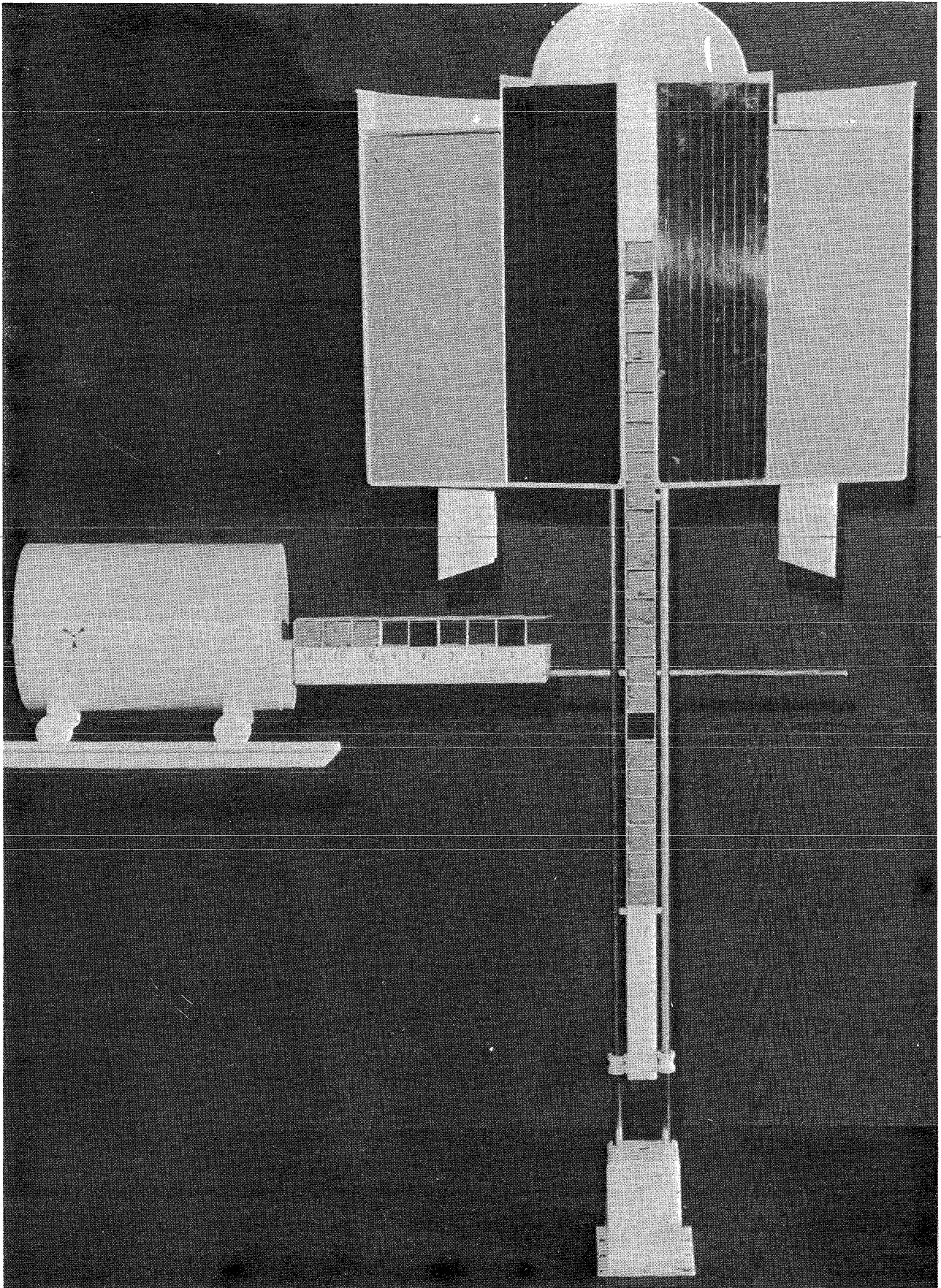


Fig. 1

For the fast zone we have defined 4 basic uranium-to-carbon ratios, giving rise to reactor configurations with increasing mean neutron energies which we call STEK-4000, STEK-3000, STEK-2000 and STEK-1000, respectively. Their neutron energy spectra are shown in the right half of Fig. 2, together with the spectrum of SNE-300. It might seem a shortcoming that, as the figure shows, all STEK spectra are softer than that of the prototype. It should be pointed out however that, although the determination of the overall reactivity effects is one of our objectives, the principal one is to find the effect of the fission products on the sodium-void co-efficient. The latter, it turns out, is particularly sensitive to the fission product cross sections in the lower neutron energy range.

The left half of the diagram shows the time-table of the STEK-project. The same shadings as before have been used to identify the various core configurations. You may note that by now, March 1972, all four STEK configurations have by now actually been built up, which has allowed us to determine their spectra and other characteristics experimentally. In connection with this I would like to express my appreciation for the co-operation with the physicists here at Mol and at Karlsruhe in performing various calibrations and intercomparisons.

So far, we have measured the reactivity effects in the various STEK cores of fission product samples which we could buy or prepare ourselves. Amongst the latter I should mention zirconium-93, which we recovered from a spent fuel element from our High Flux Reactor (HFR), and promethium-147, which we separated from other lanthanides. In addition, we oscillated 2 fission product mixtures, one from uranium fissioned in the HFR, the other one from plutonium in DRAGON. Also a mock-up fission product mixture, representative for a steam cooled fast reactor, has been oscillated. This mixture was made available to us by the Karlsruhe center.

This month we received on loan from the USAEC 35 separated fission product isotopes. Their reactivity effects in STEK-1000 are now being determined and this will be repeated, as the time-table shows, successively in STEK-2000, 3000 and 4000. We hope to have completed all the measurements by the middle of 1973, so that at the end of that year we may report the results to the project, so as to be available when a final decision is taken on the enrichment of the first core of SNR-300 .

STEK: PROGRAMME & SPECTRA

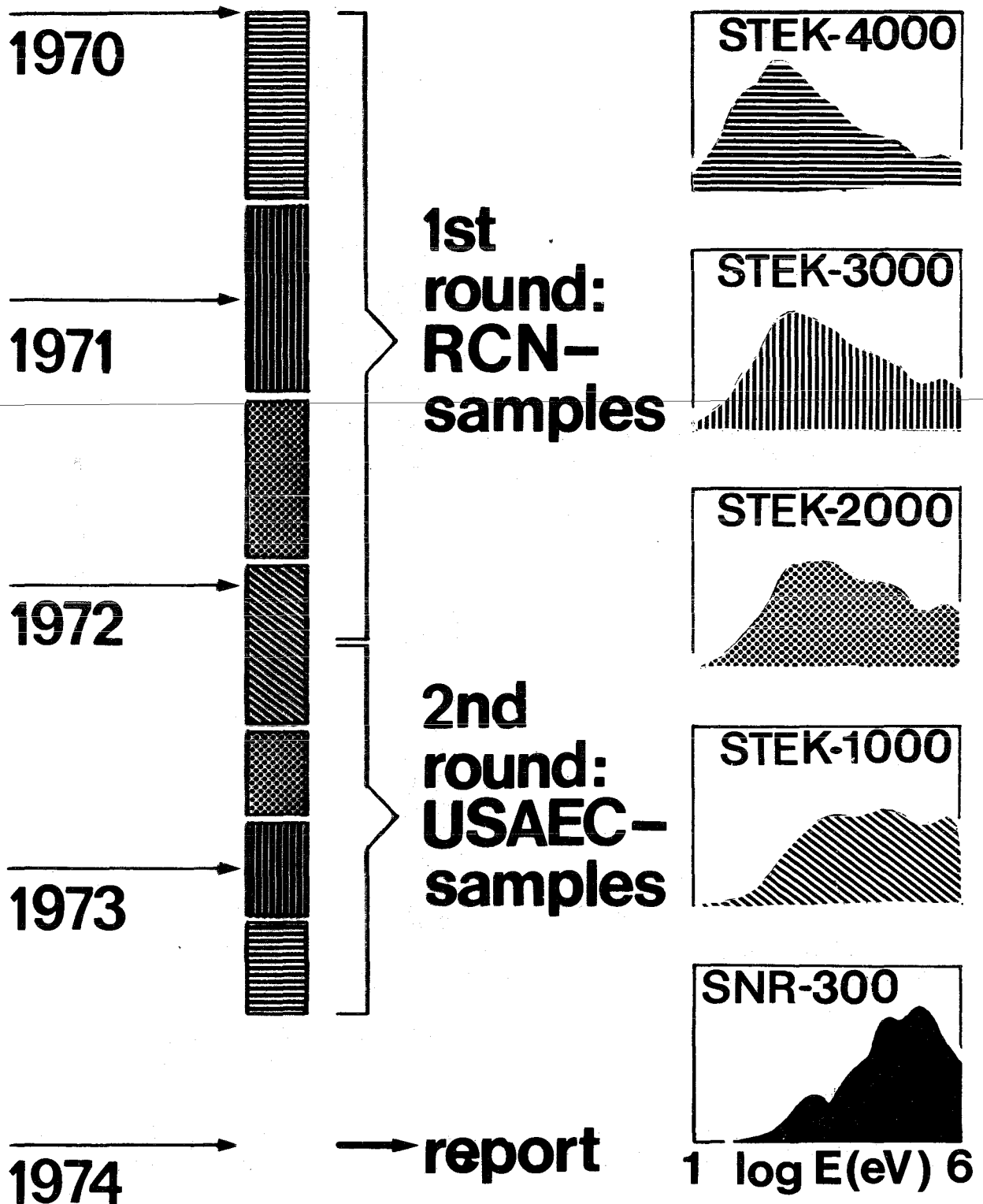


Fig. 2

CAPTURE RATE IN SNR-300

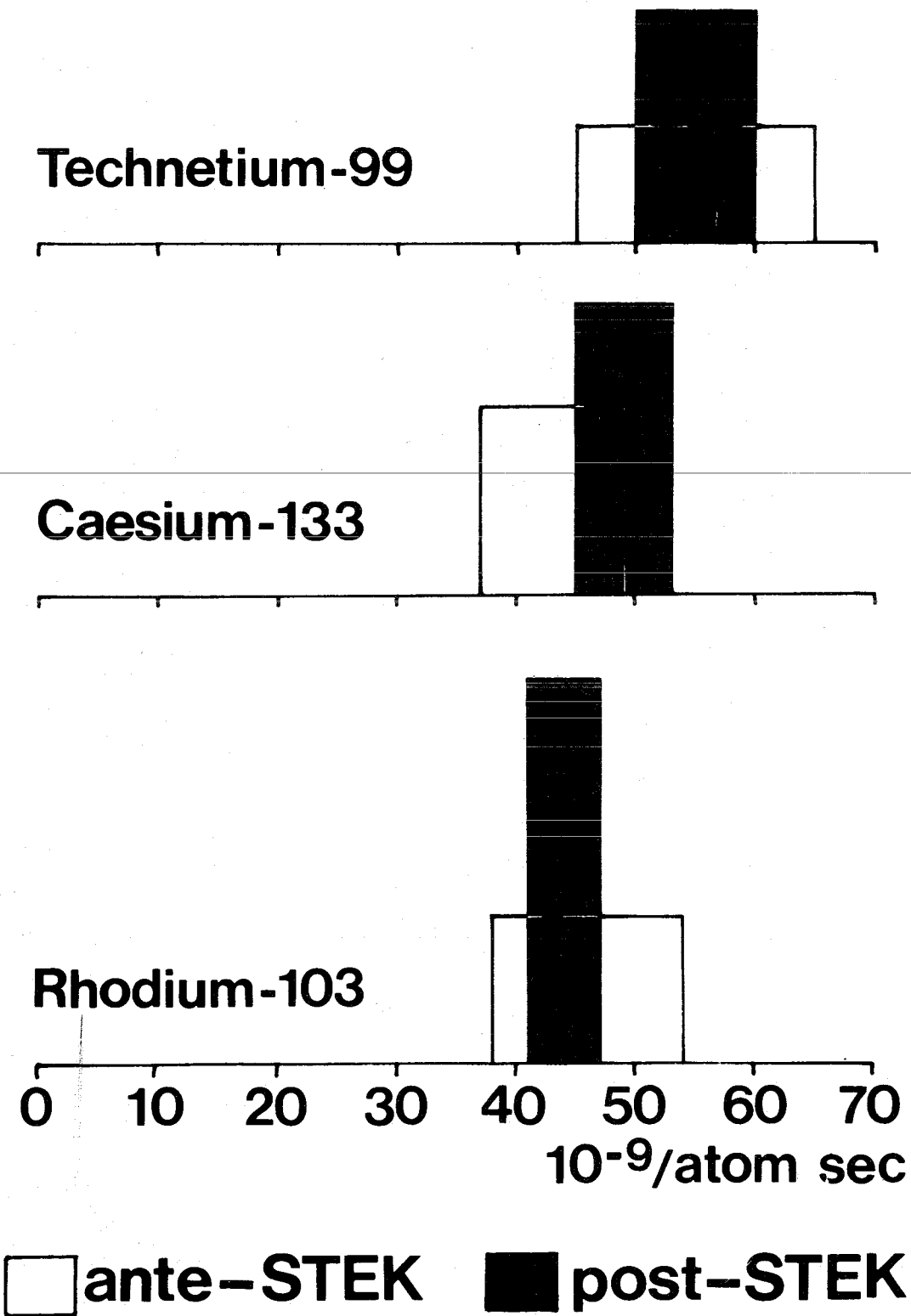


Fig. 3

For the evaluation of the STEK results we make use of an adjustment procedure, in which they are combined with the information already available in literature. Using measured cross sections and theoretical estimates, we have in fact compiled a library of group-averaged values for all the fission products in the program, which will in the coming period be the starting point for the adjustment. One way of proceeding is to use the STEK results for deriving adjusted values of these group cross sections. An alternative approach, which we are now considering, is a more fundamental one, in which we try to adjust model parameters such as the strength function.

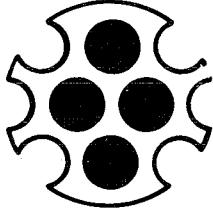
For the engineer, on the other hand, the most interesting question is of course how the STEK measurements influence his estimates of the reactivity effect in the prototype. Although we have not yet quite reached this state of the work, provisional results may be given for a few fission products. I am doing this here by presenting very schematic probability distributions. In Fig. 3 the estimated neutron capture rates in SNR-300, derived from literature, are shown as open rectangles of equal area for the fission products technetium-99, caesium-133 and rhodium-103. For each, the base of the rectangle represents the uncertainty of the value, so that its height is a rough measure of the accuracy. The provisional adjustment, taking into account the reactivity effects measured in STEK-4000, STEK-3000 and STEK-2000, leads to the estimates represented by the solid rectangles (again with the same area). It is seen that in each case the margin of error has been reduced substantially, and that in the cases of caesium and rhodium also the estimated mean value has been shifted.

Sodium boiling

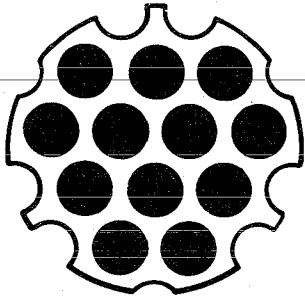
The extent to which the boiling of the sodium coolant, when under abnormal conditions the temperature exceeds the boiling point, will be inhibited, is still the subject of much discussion. It is clear that under actual reactor conditions much will depend on the behaviour of the argon cover gas dissolved in the sodium, since this, having a negative heat of solution, will tend to form bubbles during passage through the primary heat exchanger, which would then in the reactor provide the nuclei from which vapour bubbles could easily grow. Especially in a loop-type reactor with a hot interface between sodium and cover gas such as the SNR-300, this might well prevent the phenomena of superheat occurring. However, it is very hard to be sure of this, so that it is of great interest to demonstrate the point experimentally.

ELECTRICALLY HEATED FUEL MOCK-UPS AT PETTEN

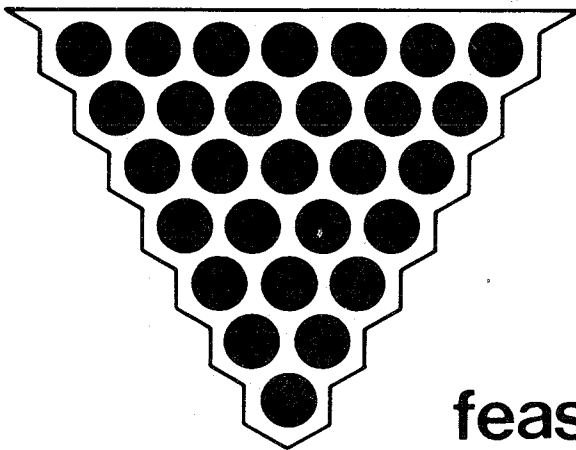
Status March 1972



construction finished



under construction



feasibility study

Fig. 4

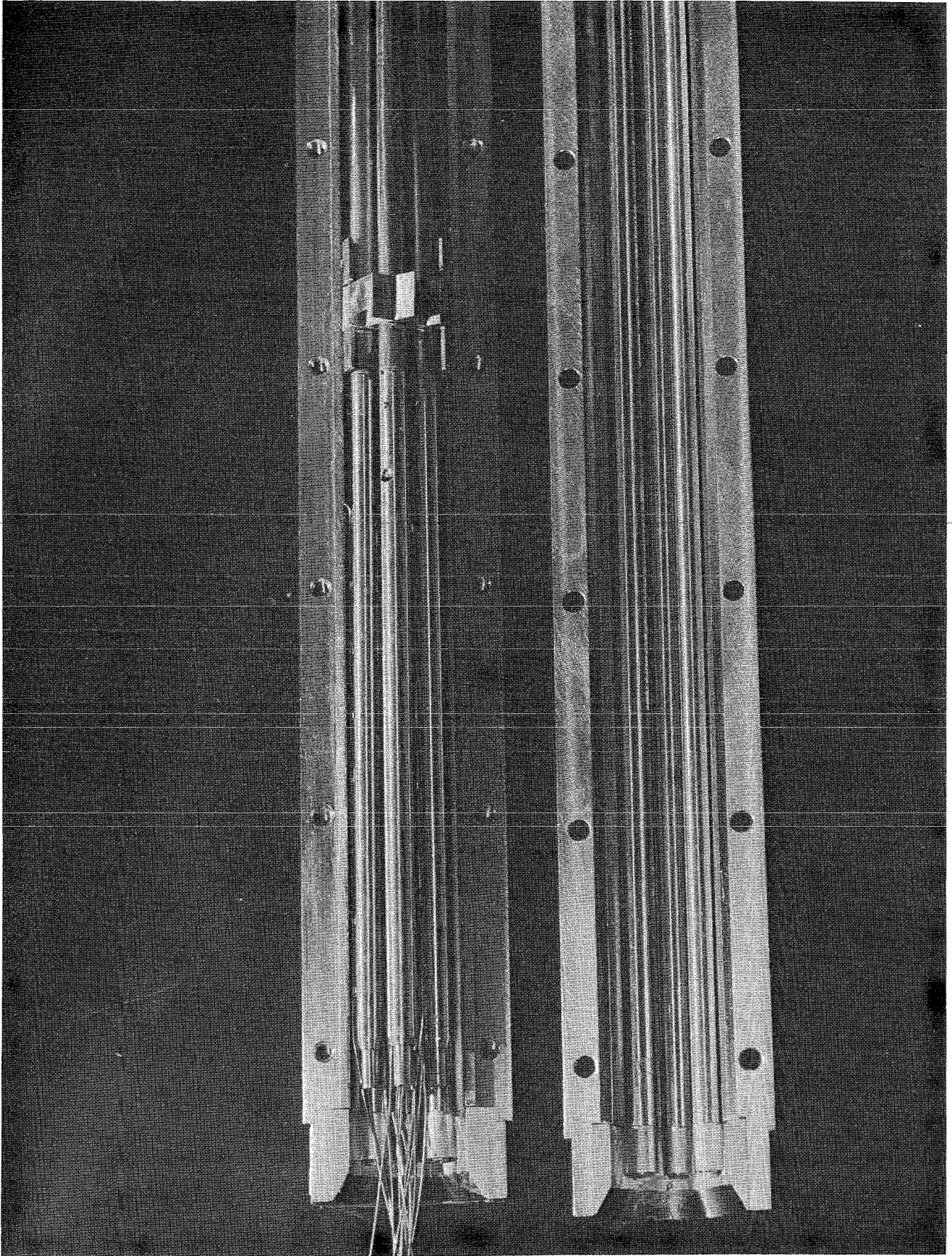


Fig. 5

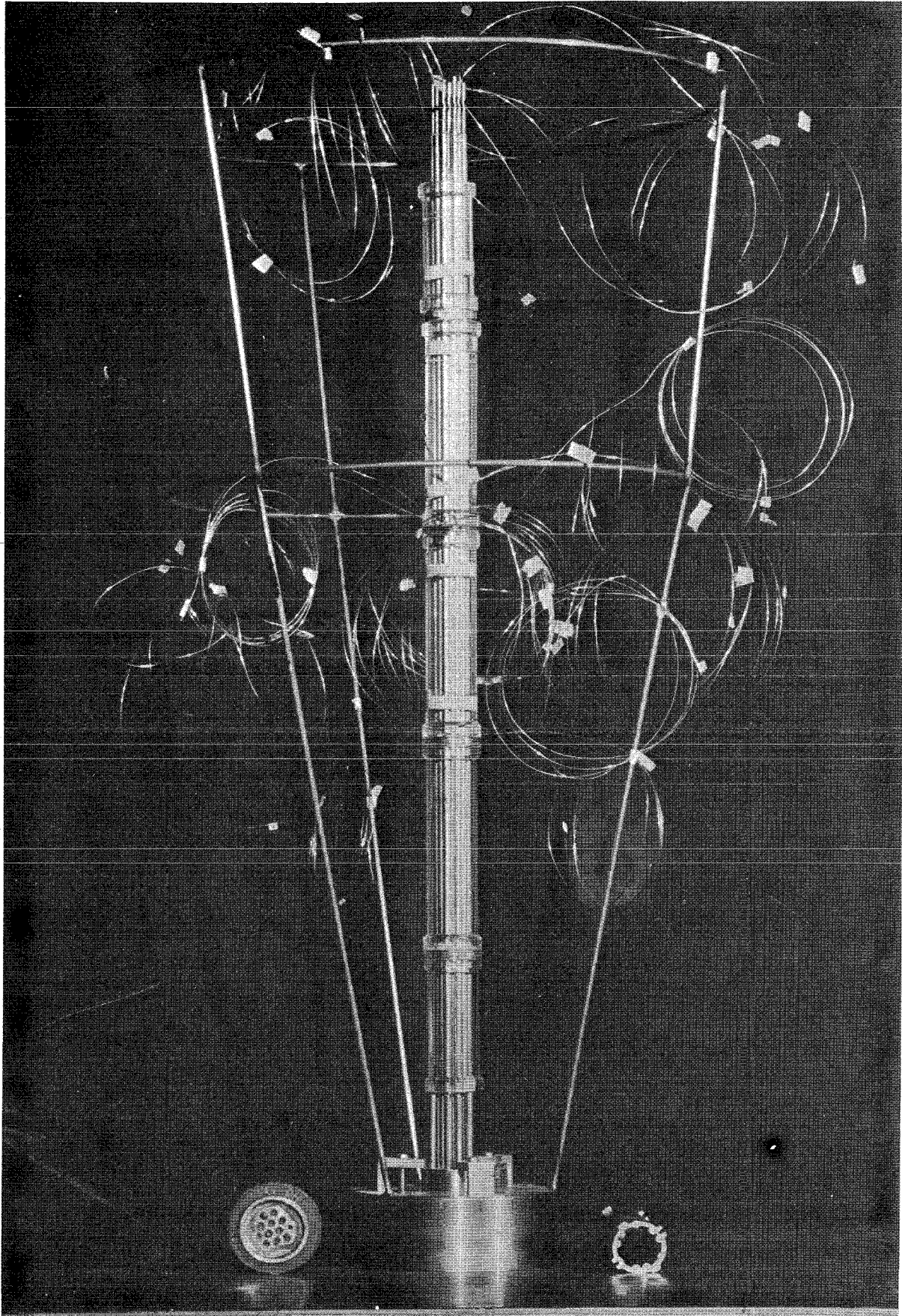


Fig. 6

Like other laboratories we are trying to do this by means of fuel assembly mock-ups, in which the pins are heated electrically. The difficulty and the expense of such experiments rises steeply with the number of heated pins which one wants to incorporate in the mock-up assembly. At the moment we are engaged in a joint feasibility study with our colleagues at Karlsruhe for a mock-up with 28 heated pins, which would represent a 60° section of an SNR-300 fuel assembly. A schematic section through this proposed mock-up is shown at the bottom of Fig. 4. Also included in it are at the top a mock-up with 4 heated pins and in the middle one with 12.

The 4-pin bundle is now ready for testing. It will mainly be used to get more operating experience with the heaters and to test out the instruments needed to measure temperature and flow and to detect boiling. Fig. 5 shows the lower half of this assembly, with the shroud opened, showing all the thermocouple leads emerging from the four heated pins, which are in the left part.

Of the 12-pin assembly, we have so far only constructed a dummy to find the best way of inserting the various sensors. This is shown in Fig. 6 with on the table to the left a cross section in which the arrangement of the heated pins is again seen and to the right an endview of the shroud.

Fuel pin failure

I am now coming to the behaviour of the fuel pin in case the surrounding sodium is heated to its boiling point. As a result the cladding will lose part of its strength and possibly yield to the internal gas pressure. Like in other laboratories we study this by means of simple experiments, in which sections of cladding tube are heated to the required temperature by passing an electric current through them. One then determines the time until failure as a function of the internal pressure. Fig. 7 shows four tube sections after such experiments, all conducted at 1050 °C. All have failed, but only for numbers 1 and 2 are the holes large enough to be visible here. The applied internal pressure decreases from left to right.

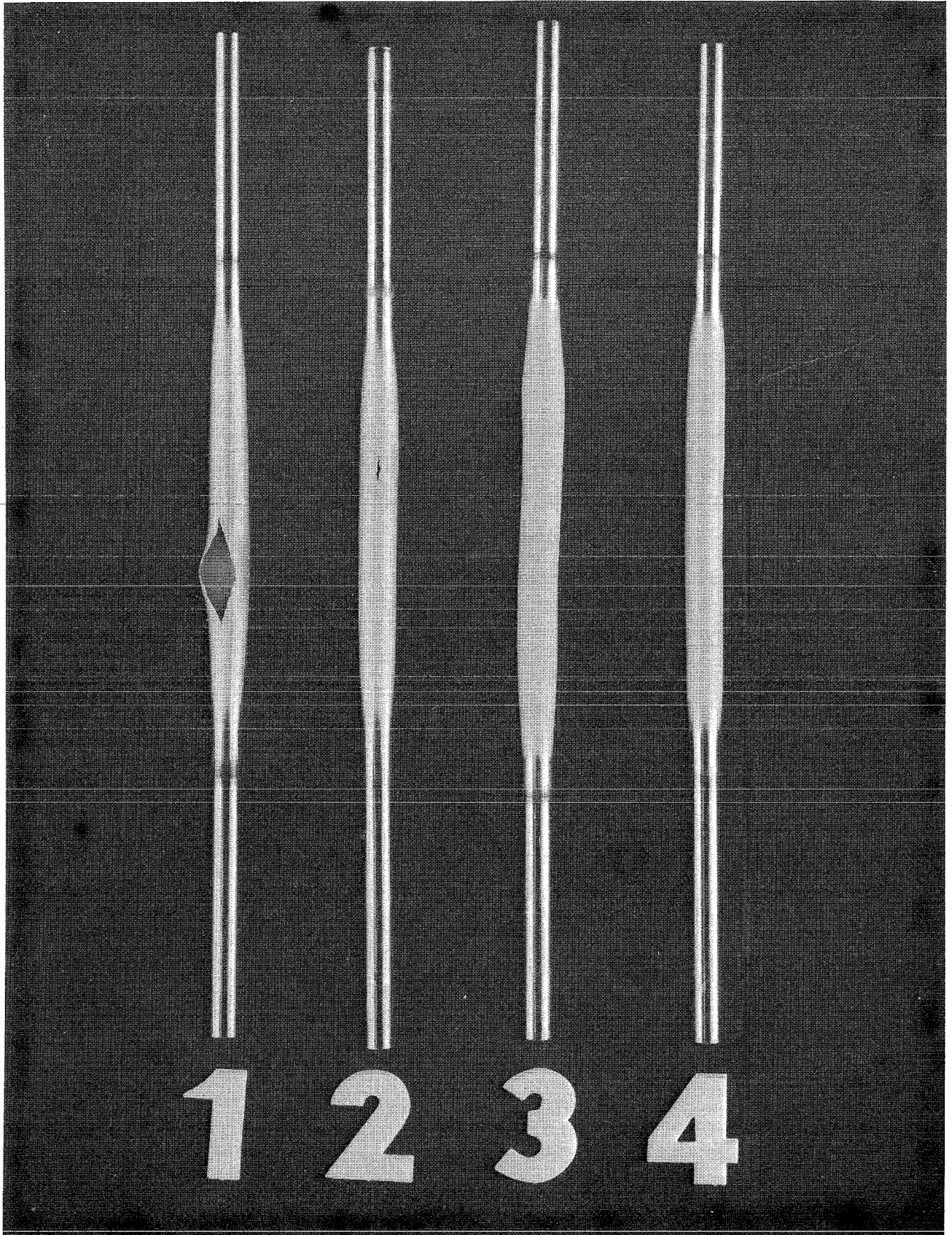


Fig. 7

CANNING TUBE BURST TESTS

Material: 12R72HV

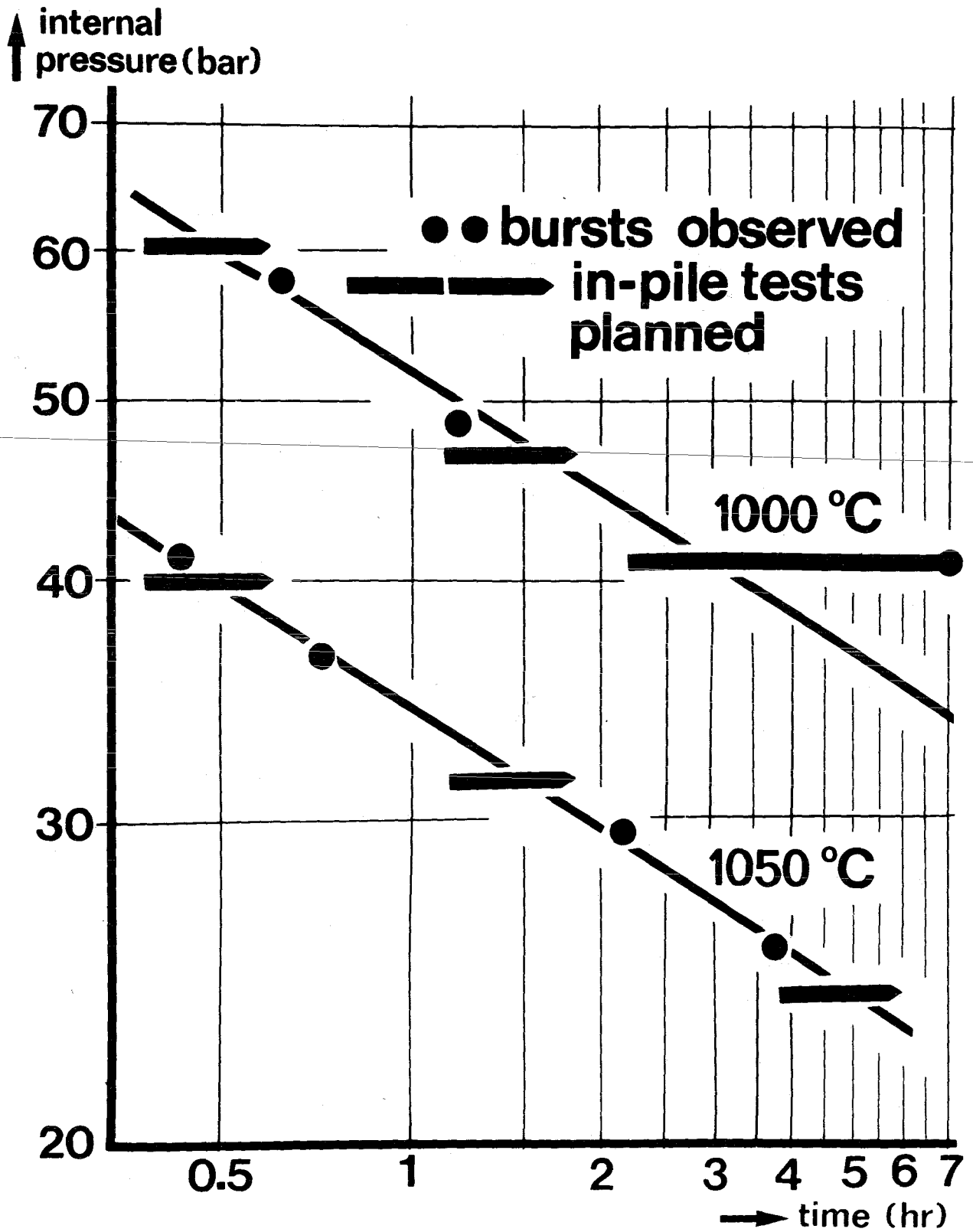


Fig. 8

For each of these four tests, the time to rupture and the internal pressure are seen in the same order as round dots in Fig. 8. Two of our measurements at 1000° are also shown and provisionally two straight lines have been drawn through these experimental points. The experiments are being extended to 950 °C.

The main purpose of these measurements is to provide basic data for another type of experiment, which we carry out in our High Flux Reactor. Here fuel pins are positioned in such a way relative to the reactor core that the nominal SNR-300 power rating is achieved. By choosing the proper radial heat resistance the sodium surrounding the pin is then given the required temperature. The internal pressure in the pin is set in advance to such a value that, on the basis of the out-of-pile experiments, failure may be expected after a few hours.

~~As the horizontal yellow line at 40 bar shows, only one such experiment~~ (at 1000 °C) has been completed so far. It is seen that failure occurred much later than was expected from the out-of-pile experiments. This may be due to several reasons, but in this case the most likely explanation is that the average cladding temperature has been lower than was intended.

Elsewhere in the diagram arrows indicate tentatively under what conditions we shall perform our further in-pile experiments. The capsules for some of these experiments are now being assembled.

It will be obvious that the results of these cladding failure experiments might be different if the metal had been subjected to fast neutron bombardment in advance. Therefore, before going on to other fuel pin failure experiments, let me at this point digress in order to briefly discuss our radiation damage work. About two years ago we have in the HFR irradiated about 1600 stainless steel tensile specimens to several times 10^{20} fast neutrons per cm^2 . Fig. 9 shows that we had two compositions of steel, three different pre-treatments, three different contents of boron and two different irradiation temperatures of 100° and 450 to 550°C, giving rise to 36 different combinations. The boron, I should explain, we added to compensate for the paucity of fast neutrons in our reactor: by reaction with the thermal neutrons it produced the helium which in a fast reactor would arise from nuclear reactions with the constituents of the alloy itself.

STEEL IRRADIATIONS IN PETTEN

to $2-3 \times 10^{20} \text{ cm}^{-2}$ ($>0.1 \text{ MeV}$)

MATERIAL	CONDITION	PPM ¹⁰ B	IRRADIATION TEMPERATURE
AISI 304 L	fully annealed	1	100
AISI 316 L	partially annealed	10	450-550
	cold worked	40	

Different properties of the samples were measured before and after the irradiation and it is of course not my intention to present these here for all 36 cases.

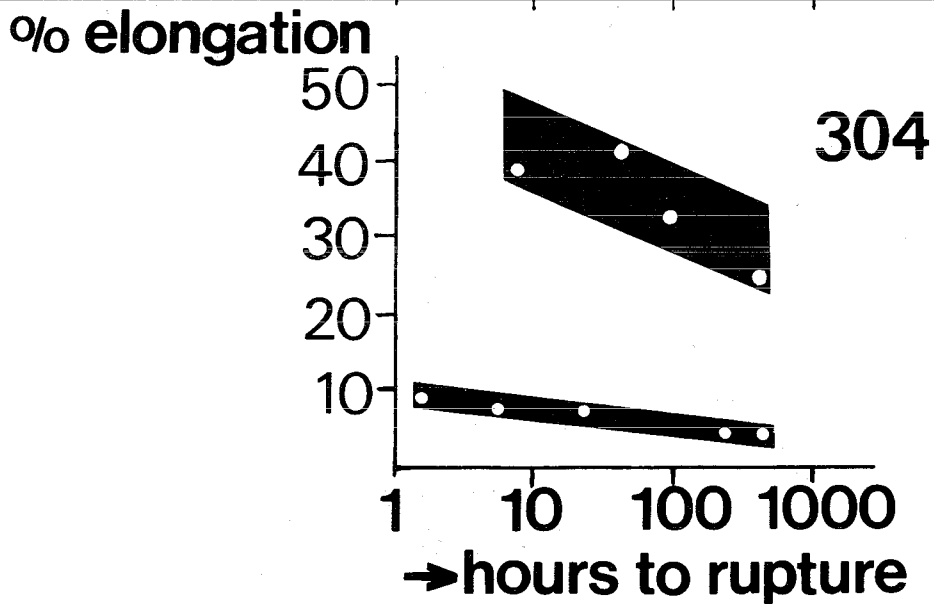
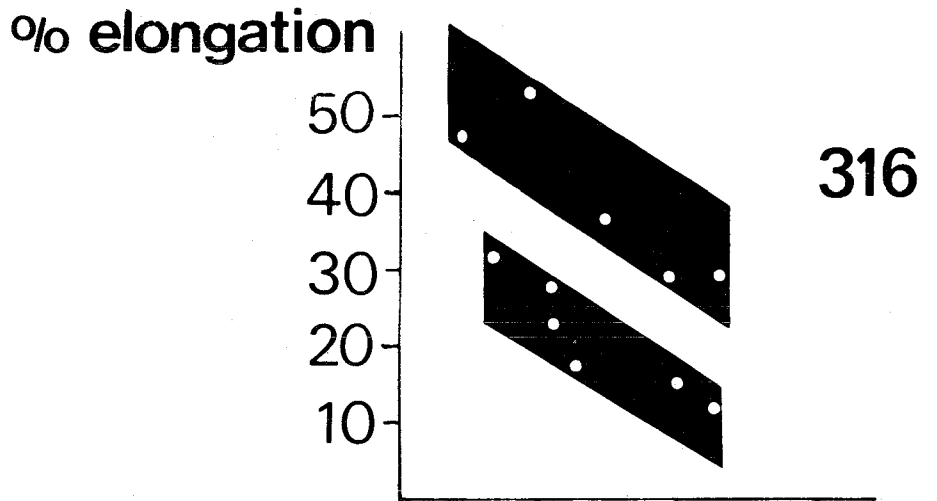
By way of example (Fig. 10), I am showing some results of creep rupture tests at 600 °C for the fully annealed samples with the highest boron content. For both types of steel the elongation of the samples at rupture is plotted as a function of the time to rupture. The yellow field contains points for unirradiated samples; the irradiated samples are in the red fields. In these samples most of the boron-10 has reacted, so that they contain about 16 ppm helium. One may conclude that the formation of helium bubbles causes considerable embrittlement in type 304 stainless steel, whereas it has a smaller influence on type 316.


We had originally planned in the coming years a follow-up of these steel irradiations, with much larger numbers of samples, in particular to study the swelling. The recent results of heavy ion irradiations and the approaching availability of more irradiation space in actual fast reactors has caused us to abandon this program. We are at the moment evaluating the possibilities of using the irradiation facilities of the HFR for the study of longer range irradiation damage problems.

Returning now to fuel pin failure I like to present some results of a unique type of experiment, the loss-of-cooling tests we do in the HFR. These experiments may be explained by means of the vertical cross section (Fig. 11), which I also showed last year at Karlsruhe. Like in the irradiations I discussed a few minutes ago, the irradiation device may under water be moved with respect to the HFR core, which here is on the left hand side. This allows one to adjust the linear heat rating in the fuel pin.

As the enlarged horizontal section shows, the heat from the fuel pin first flows through an annulus filled with sodium, which is subdivided by a stainless steel shroud at a distance representative for the distances between neighbouring fuel pins in the SNR. Surrounding the sodium containment there are a narrow space filled with a mixture of sodium and potassium, a fairly heavy aluminium safety barrier and finally cooling water that flows vertically.

CREEP RUPTURE TESTS AT 600 °C



 unirradiated
42 ppm B


 irradiated at 100 °C
11 ppm B + 16 ppm He

Fig. 10

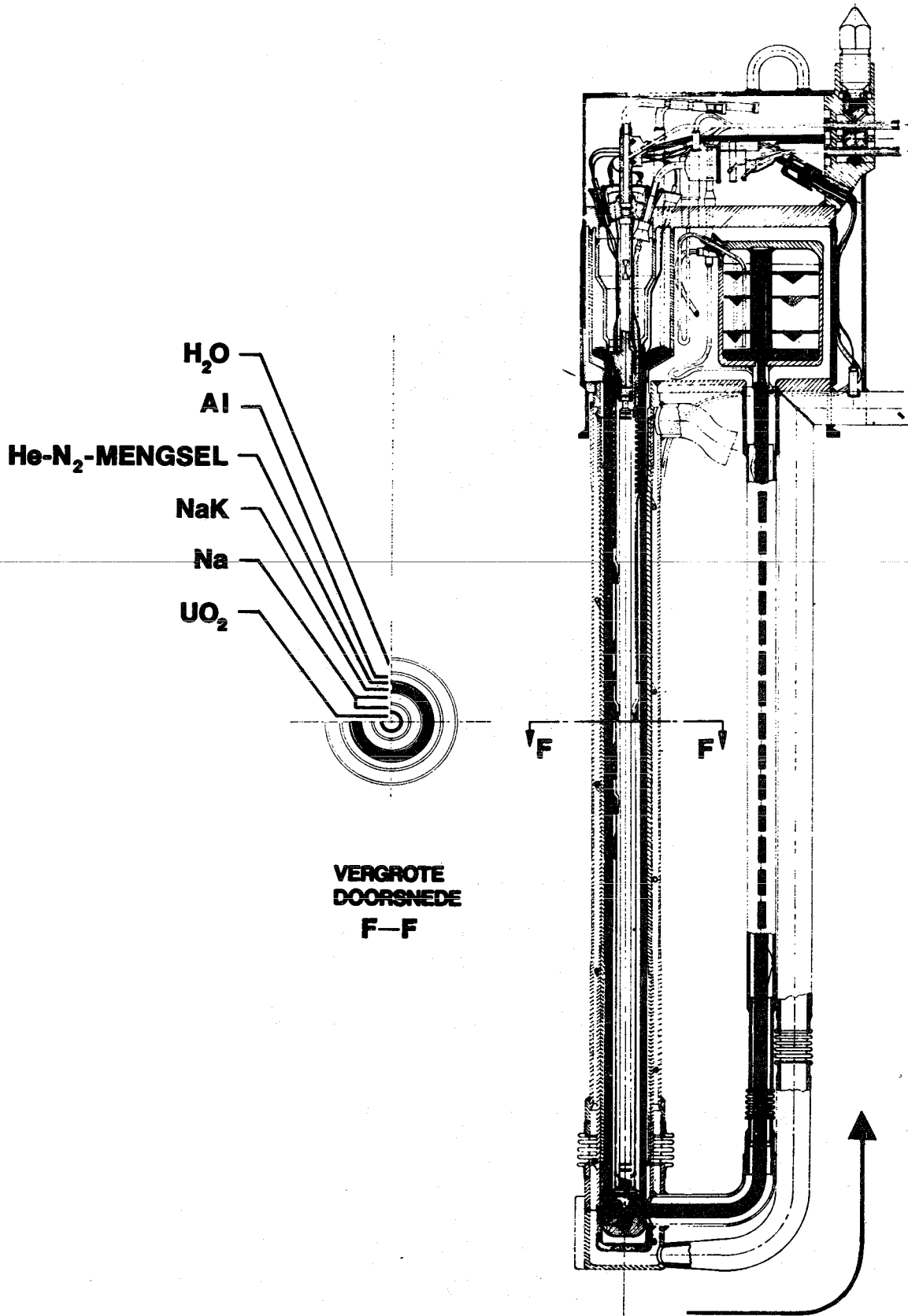


Fig. 11

Between NaK and aluminium the heat has to pass through a narrow annulus, filled with a mixture of helium and nitrogen. The mixing ratio of these gases is now so chosen that at nominal heat rating of the fuel pin the nominal sodium temperature is reached. Once heat production and temperature have stabilized, the NaK is displaced by helium, so that it moves to the reservoir in the upper right hand corner of the slide. As a result, the sodium temperature then starts to rise at about 80°C per second so that the boiling point is reached after about six seconds. Subsequently while the boiling continues, the cladding will begin to melt and the fuel will rise in temperature with several hundred degrees per second until it desintegrates. The object of the experiment is to see when and how this happens and to study the interaction between hot fuel and sodium. The experiment is terminated by scrambling the reactor.

The four round marks in Fig. 12 indicate for the four loss-of-cooling experiments (or "LOC's") performed so far at what point the reactor was scrambled. The extent of red colouring indicates roughly which part of the fuel (at the highest rated spot) had melted at that moment. Postirradiation investigations of LOC-1 revealed a very local melting of the cladding; no such defect was found in LOC-2, in which in fact an error was made so that the reactor was scrambled prematurely.

More damage was to be expected in LOC-3 and in particular in LOC-4, in which the sodium must have been boiling for about six seconds. The damage in LOC-3 may be seen from the neutron radiography (Fig. 13), as we always make one while the capsule is still in the reactor pool, using the HFR as the neutron source. One may recognize the many containments around the fuel pin, as I listed them previously. Careful inspection of the original reveals that from the fuel pin the cladding has molten away over about 15 cm. The lumps of solidified cladding material are clearly seen in the sodium space. You may also note that all the fuel pellets are still intact, albeit that the fuel column is slightly dislocated. Much more damage may be seen on the neutron radiography of LOC-4 (Fig. 14), which was performed only quite recently. Here the cladding has vanished over 20 cm, almost the whole length of the fuel column. Of the fuel, one pellet has desintegrated completely, only

LOSS-OF-COOLING EXPERIMENTS

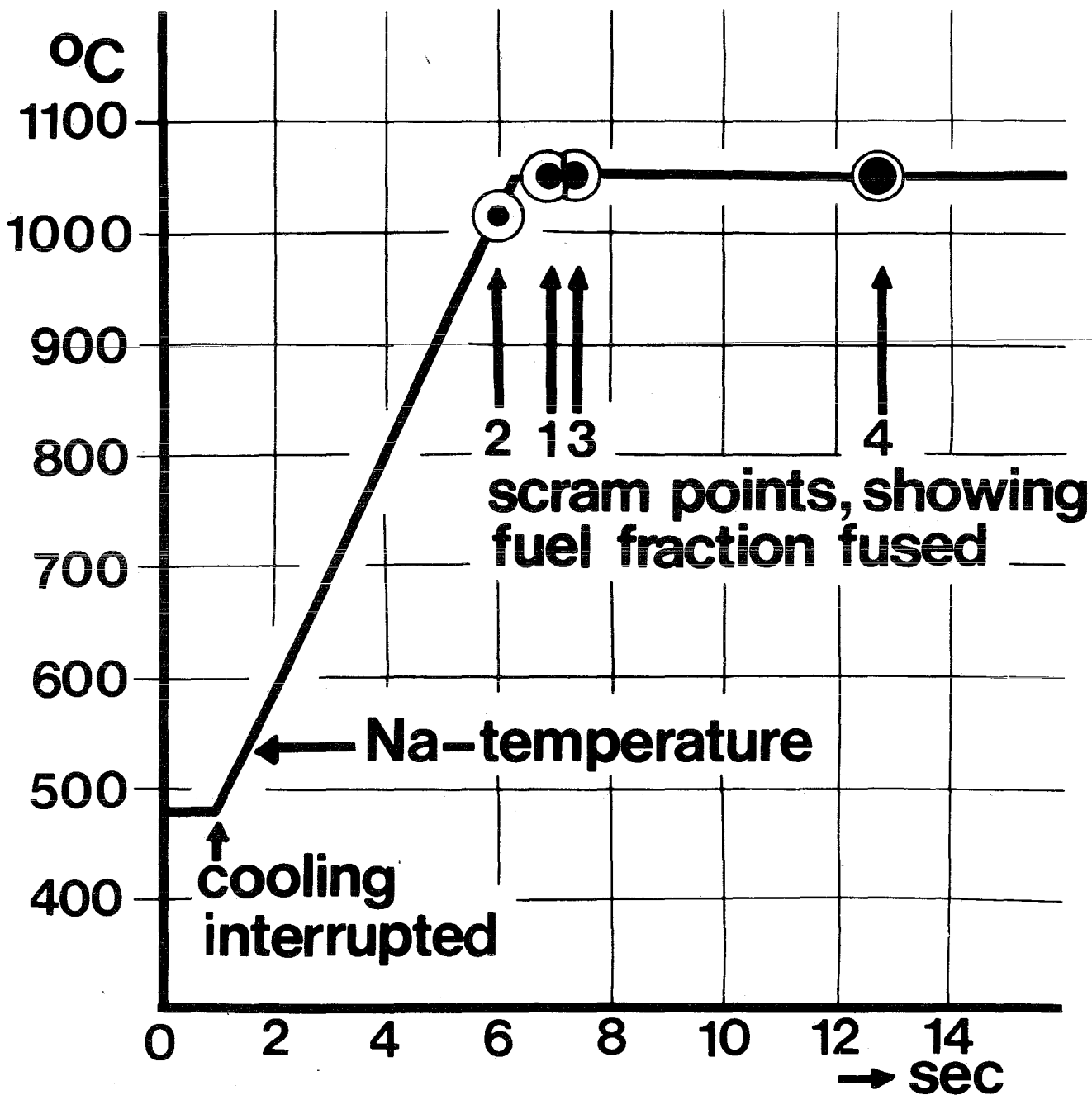


Fig. 12

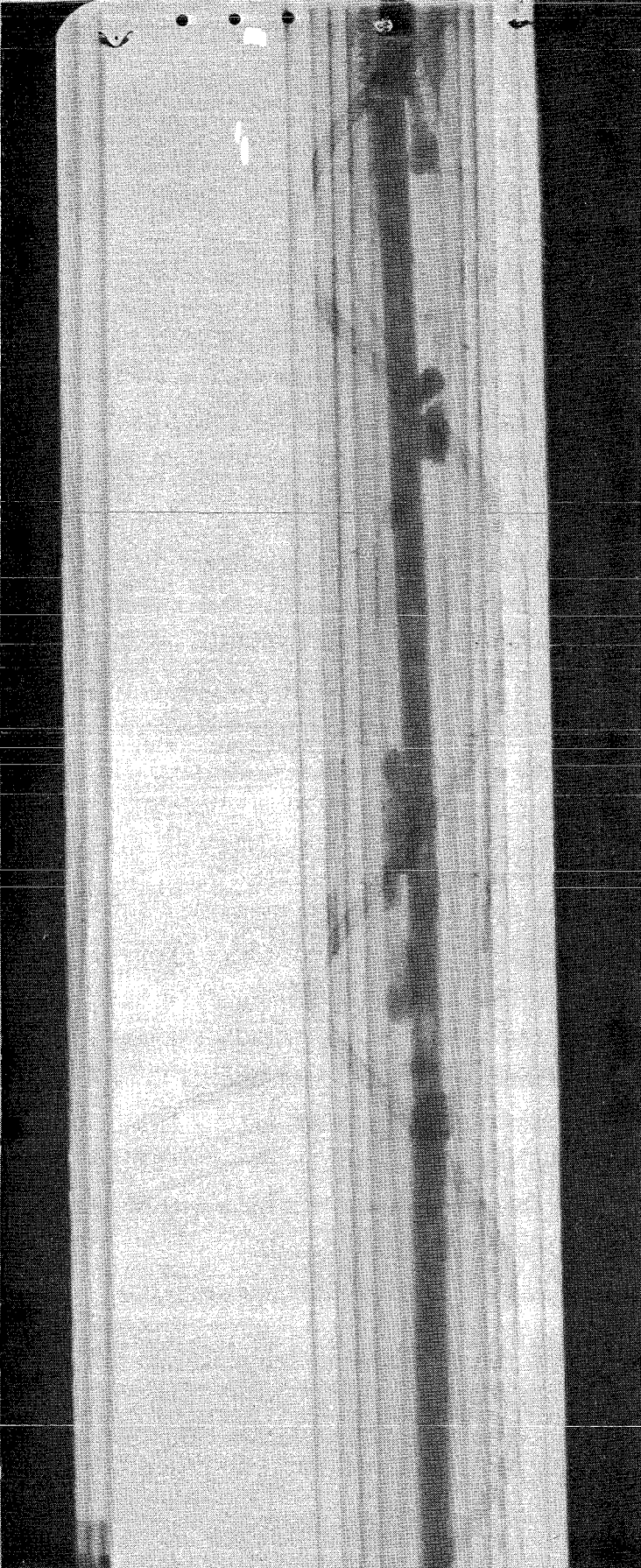


Fig. 13

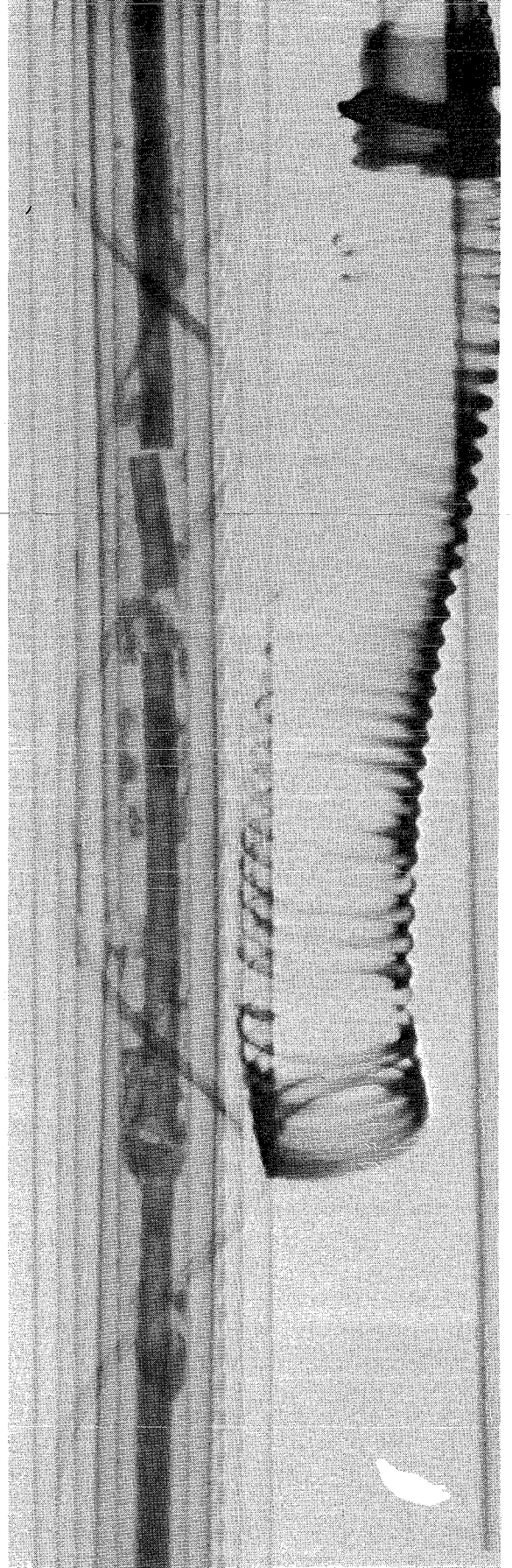


Fig. 14

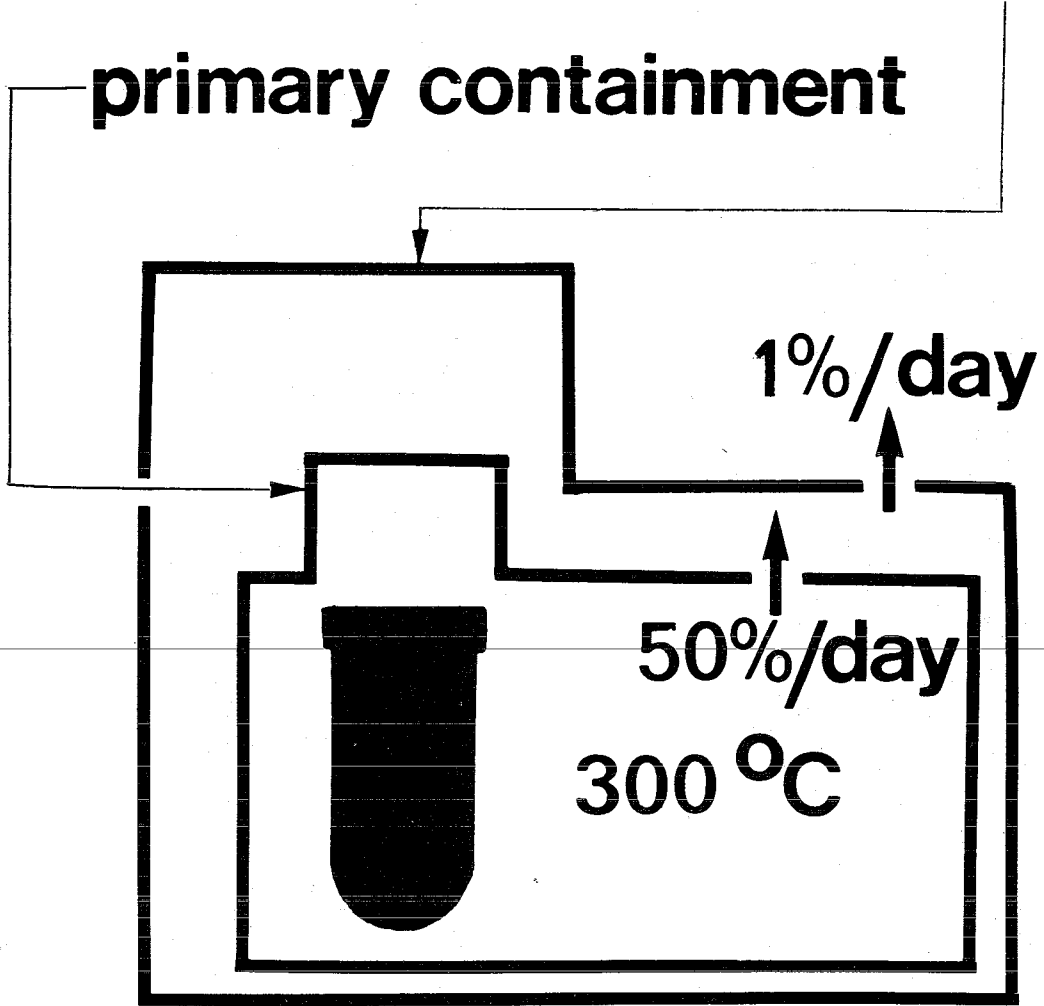
slivers of the outermost layer being left. Both above and below this pellet the low photographic density along the centerline of the fuel column indicates that the molten central zone has flown out. The material has collected lower down in the sodium space, in addition it has partly refilled the central void in the lower part of the fuel column. At one point the shroud has been pierced. Opposite to the hole also the sodium containment has been found to be punctured. Both LIC-3 and LOC-4 are of course being subjected to more careful investigation in the hot laboratory. More loss-of-cooling experiments will be carried out this year. In some of these the fuel pin will be pressurized, which was not the case in the experiments done so far. Also, we are considering the possibility of first irradiating the fuel pin during several months under nominal conditions in the HFR, so that fuel and casing will both be in a more realistic condition.

Aerosol research

In the Design Basis Accident (DBA) of the SNR-300 it is assumed that a very persistent aerosol is formed, containing both heavy elements and fission products. Since leakage of both primary and secondary containment must be allowed for, this aerosol contributes to the possible radiation exposure of the environment.

In close collaboration with the corresponding group at Karlsruhe we at Petten have studied aerosol stability and we have now almost completed our final report. Our main conclusion is that the large temperature gradients which will exist in the primary containment after the DBA, will cause a rapid deposition of the aerosol on the walls due to the mechanism of thermophoresis. To appreciate the consequences of this, one should consider the post-DBA conditions as summarized in Fig. 15. It is assumed that leakage rates for the first and second containments are 50% and 1% per day, respectively. Furthermore, the analysis of the DBA leads to an internal temperature of 300 °C in the primary containment.

secondary containment
primary containment



SNR-300
POST-DBA SITUATION

Fig. 15

POST-DBA AEROSOL BEHAVIOUR SNR-300

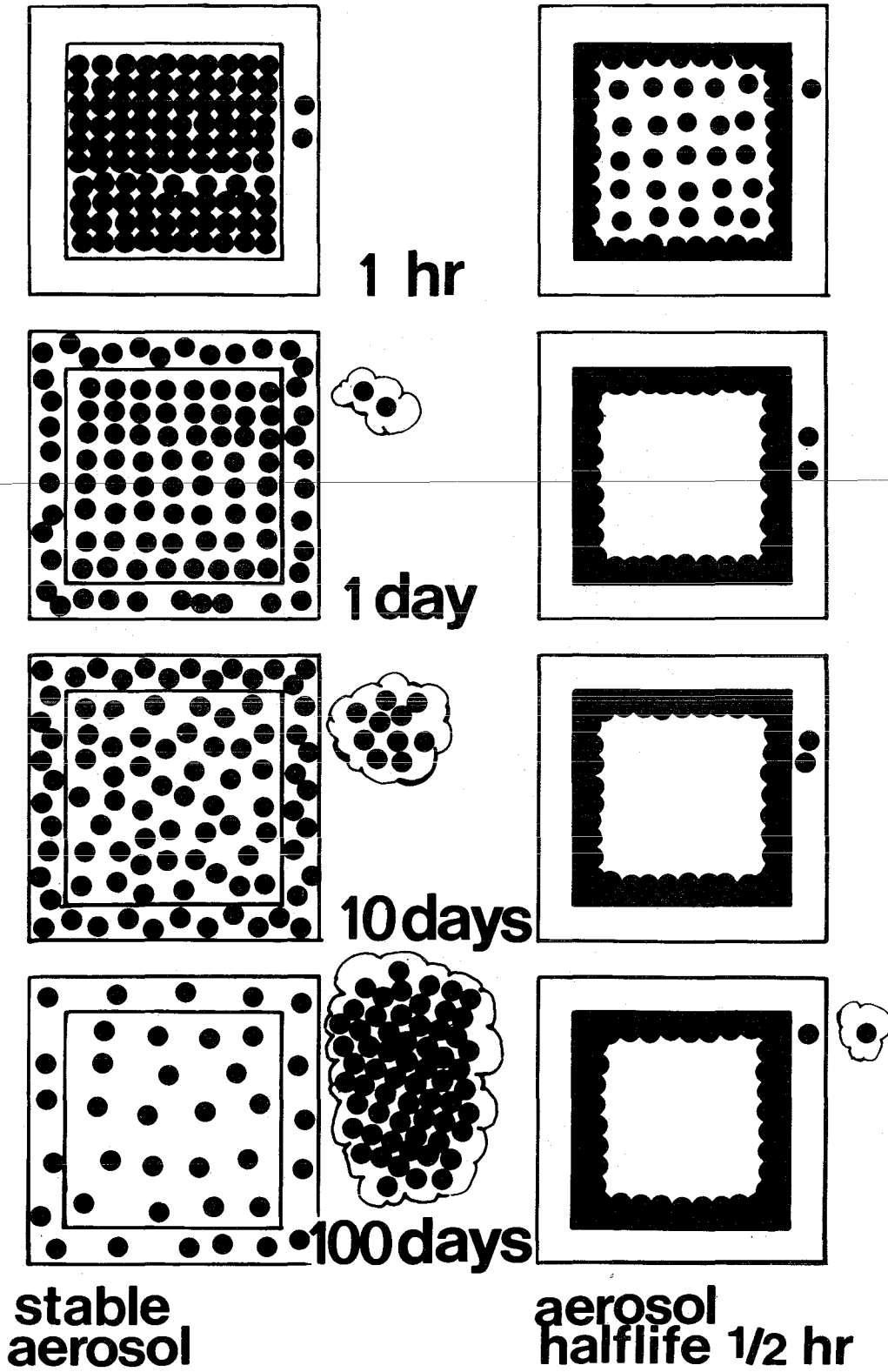


Fig. 16

I am now showing a diagram (Fig. 16) which tries to demonstrate what the effect of this high temperature is. It consists of two columns, each showing the distribution of the aerosol material after certain intervals of time: 1 hour, 1 day, 10 days and 100 days. The two containments have been simplified to two square boxes. The aerosol is represented by 100 red dots. The left half of the diagram shows how the aerosol would leak out first from the inner containment, then from the outer one, if one assumes the aerosol to have infinite life-time. The picture is of course unrealistic, since in reality one would take counter-measures to prevent escape to the environment. Note also that radioactive decay has not been taken into account. Therefore, please do not take seriously the ominous red cloud outside the plant. Now the conclusion we draw from our study is shown in the four pictures to the right. We estimate that the temperature gradients in the first containment will reduce the effective half-life of the aerosol there to only half an hour. As the diagram tries to show, this will cause almost all the radioactivity to be rapidly deposited on the inside of the inner containment before it even has had time to leak to the outer containment, so that in the end only 1 or 2% could ever leak to the outside.

System studies for Neratoom

After having reviewed this experimental work, but before leaving the subject of SNR-300, I like to mention briefly the studies which RCN is conducting under contract for Neratoom, the Dutch member in the SNR-consortium. These studies are related to those parts of the SNR-300 plant which Neratoom is supplying, such as the primary sodium pumps, the intermediate heat exchangers and the steam generators. RCN has been asked to determine the transients, in particular the thermal shocks, to which these components will be exposed due to load changes. The shocks will depend on the way in which the plant is controlled through the reactor control rods, the sodium pumps and the steam and return water valves. Certain suggestions have evolved for the optimum way of operating the plant so as to keep the transient temperature changes within limits. The studies have demonstrated the importance in this respect of a steam-water separator behind the steam generator, allowing the latter to be operated in a wet steam regime.

Uranium carbonitride

Finally, I want to mention fast reactor research, which is not related to the SNR-300. This includes studies of heat transfer from electrically heated fuel pins to air and of the irradiation behaviour of silicon carbide, two subjects which are relevant to gas cooled fast reactors, and further-
more research on uranium carbonitride.

To illustrate the latter I show Fig. 17, a section through the ternary phase diagram uranium-carbon-nitrogen at 1800 °C. The lines are equilibrium pressures which we have calculated from thermodynamic data; the experimental points (shown yellow) are due to various investigators. Since recently the engineering interest seems to have shifted to compositions with less than 30% nitrogen it is of interest to note that the discrepancy with the calculated curve increases with decreasing nitrogen content and that in fact in the region just mentioned no experimental points are available. Thus it is not even sure that one will encounter a single phase here. Our program in the first place calls for additional measurements on the phase diagram. Secondly it seems to us that the literature data on the compositions of the solid solutions maybe in error, because they are all based on an assumed dependence of lattice parameter on composition, which is subject to grave doubt. Therefore we are re-investigating this dependence.

In the coming years, we hope to extend our work on the carbonitrides to various physical properties and to irradiation experiments, for which we believe our facilities at Petten are well suited, all in the framework of a continued DeBeNeLux base program aiming at improved liquid metal fast breeder reactor designs.

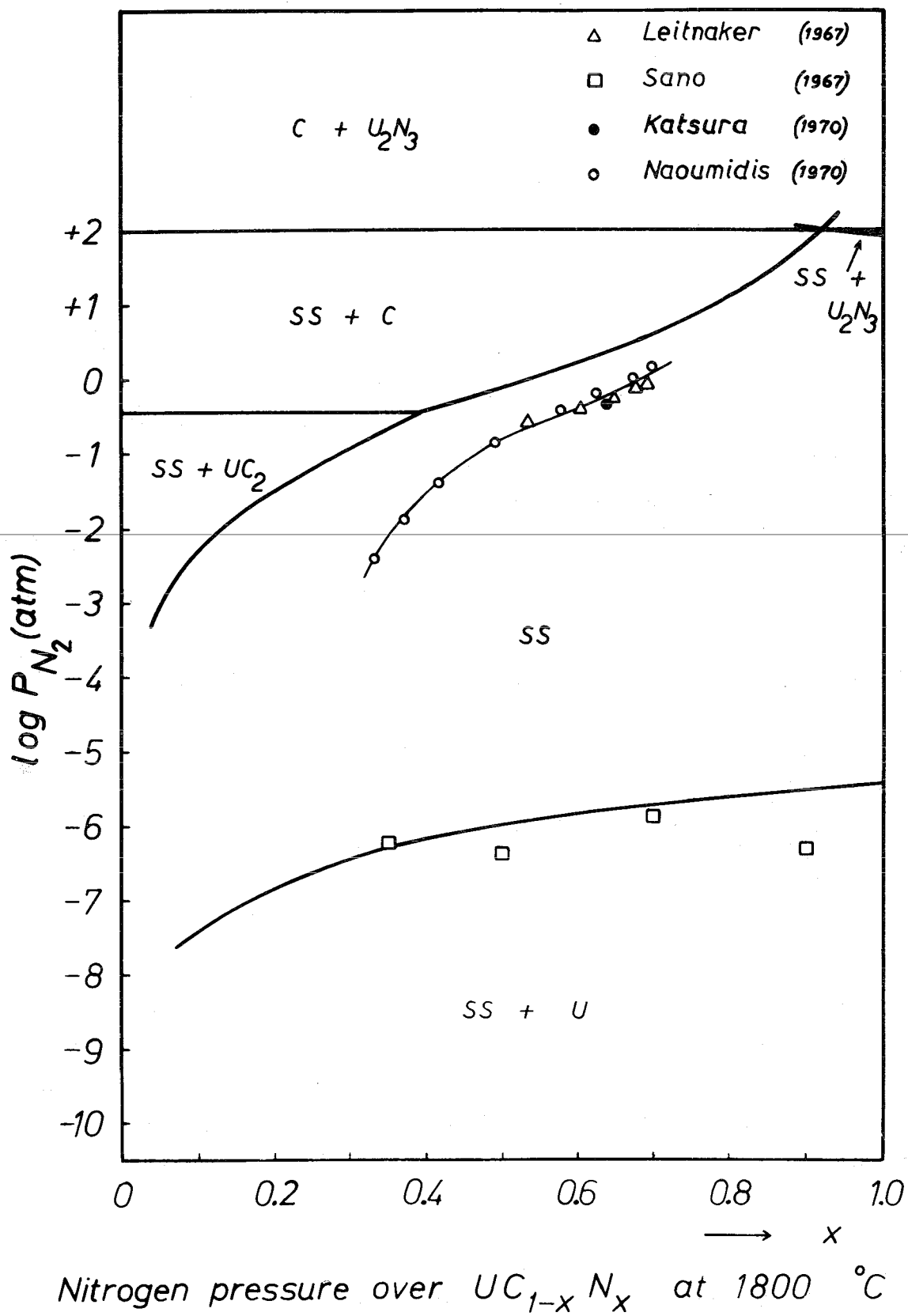


Fig. 17

Participation of the Netherlands

Contribution of T.N.O.

A.H. de Haas van Dorsser ⁺⁾

Ein Statusbericht über Forschungs- und Entwicklungsarbeiten bei T.N.O. sollte mit einem Bericht über die 50 MW-Anlage in Hengelo beginnen. Leider ist die Inbetriebnahme noch immer nicht soweit vorangekommen, daß T.N.O. die Anlage übernehmen kann. Die T.N.O. Betriebsmannschaft rechnet nun mit der Übernahme, das heißt dem Erreichen von Vollast, innerhalb von zwei Monaten. Die übrigen Forschungsvorhaben in T.N.O. sind im vergangenen Jahr fast alle gut vorangekommen.

Beim vorigen Statusbericht konnte schon mitgeteilt werden, daß fast alle für die Auslegung der Hauptkomponenten notwendigen Versuche abgeschlossen waren.

Seitdem handelt es sich vorwiegend um bestätigende Versuche, Versuche zur Erhöhung der Betriebssicherheit und Verfügbarkeit des SNR 300 und Entwicklungen, welche in einer weiteren Phase zu Kostensenkungen der Komponenten führen müssen.

Daneben hat T.N.O. im Einvernehmen mit Interatom kleinere Entwicklungen in bestimmten Nebengebieten vorgenommen, in welchen bei T.N.O. deutliche Vorkenntnisse vorlagen und parallele Anstrengungen für das Projekt als ganzes vorteilhaft erschienen.

Teilweise außerhalb der normalen Projektfinanzierung wurde eine Absperrarmatur für Natrium bei 600 °C mit einer Nennweite von 325 mm auf der Basis des Dickerschiebers erfolgreich entwickelt. Die Dauererprobungen unter vollem Durchfluß sollen im kommenden Jahr bei Interatom oder in Hengelo durchgeführt werden.

⁺⁾ Ir. A.H. de Haas van Dorsser, Direktor, Projectgroep Kernenergie TNO, Den Haag.

Daneben wurden Vorbereitungen für die Erprobung einer Neratoom Regel- und Absperrarmatur Nennweite 300 getroffen, während außerdem für eigene Bedürfnisse eine Regelarmatur Nennweite 150 mm von einem besonders einfachen und billigen Typ zum Einsatz kam.

Die genannten Anstrengungen sollten zusammen mit den Hauptaktivitäten bei Interatom die Bedürfnisse für den SNR voll abdecken.

Ein zweites Nebengebiet bildet die Kühlfallenentwicklung zusammen mit Neratoom, wozu die Versuche demnächst anfangen und wo bereits abgeschlossene theoretische Arbeiten die Grundlagen bilden sollen, um dynamisches Verhalten und Beladungsgrad zu verbessern.

Ein drittes Thema stellte ein Gasblasenabscheider dar. Hier wurde die Entwicklung einer Alternativlösung erfolgreich abgeschlossen.

Die theoretischen Arbeiten auf dem Gebiet der von T.N.O. entwickelten hydrostatischen Nutenlager wurden beschleunigt abgeschlossen. Zur selben Zeit wurden die theoretischen Betrachtungen über Viskosedichtungen vorangetrieben, wodurch die Gasleckrate um eine Zehnerpotenz heruntergedrückt werden konnte und damit allen Anforderungen gerecht wurde.

Die neugewonnenen Kenntnisse wurden erst in der $300 \text{ m}^3/\text{h}$ Pumpe in Apeldoorn überprüft und jetzt noch teilweise in der $5000 \text{ m}^3/\text{h}$ Pumpe in Bensberg verwertet. Die ausgedehnten Versuche mit der $300 \text{ m}^3/\text{h}$ Pumpe, die jetzt über 6000 Stunden, unter teilweise extremen Bedingungen, betrieben worden ist, sind besonders wertvoll gewesen. Mit der Pumpe wird jetzt eine zweite Serie Korrosionsversuche bei hoher Geschwindigkeit (30 m/s) an verschiedenen Lagerbekleidungswerkstoffen gefahren. Danach ist ein Umbau des Pumpenkreislaufs für die Durchführung eines Schockprogrammes an der Instrumentierungsplatte vorgesehen.

Die Pumpenentwicklung in T.N.O. ist mittlerweile in die Post-SNR-Phase eingetreten. Ein leistungsfähiges Rechenprogramm für Rotordynamik wurde in Zusammenarbeit mit einer amerikanischen Gruppe erstellt. Zusammen mit den bestehenden Kenntnissen über Lager und Dichtungen und zusammen mit laufenden Arbeiten zur Erstellung kavitationsfester Läufer verfügen wir über die Werkzeuge, die allen kommenden Anforderungen gewachsen sein werden.

Nach langjähriger Arbeit und nach Überwindung großer experimenteller Schwierigkeiten wurde endlich ein stark instrumentiertes natriumbeheiztes Wasserrohr in Betrieb genommen. (Abb. 1). Der Kreislauf gestattet genaue Wärmeübertragungsmessungen für SNR Bedingungen und darüber hinaus bis zu 300 at Dampfdruck.

Abb. 1 zeigt Ihnen in erster Linie die zehn Meter lange Meßstrecke.

Die Meßstrecke enthält natriumseitig und wasserseitig mehr als hundert Temperaturmesstellen und viele Druckgeber. Für eine detaillierte Beschreibung fehlt leider die Zeit. Für die einwandfreie Fertigung brauchten wir über 2 Jahre.

Auf einer leistungsfähigen Datenverarbeitungsanlage sind in den letzten zwei Monaten viele Parameterstudien durchgeführt worden. Die ersten ausgearbeiteten Ergebnisse zeigen wir in den nächsten Dias.

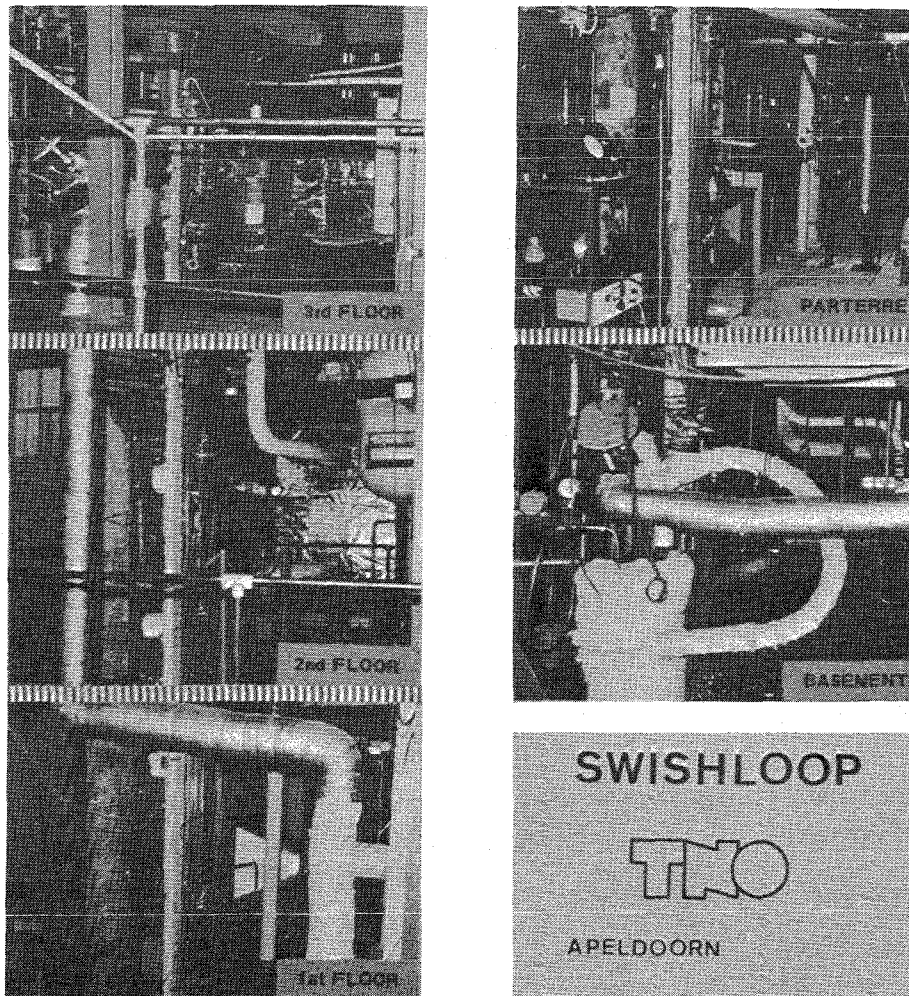
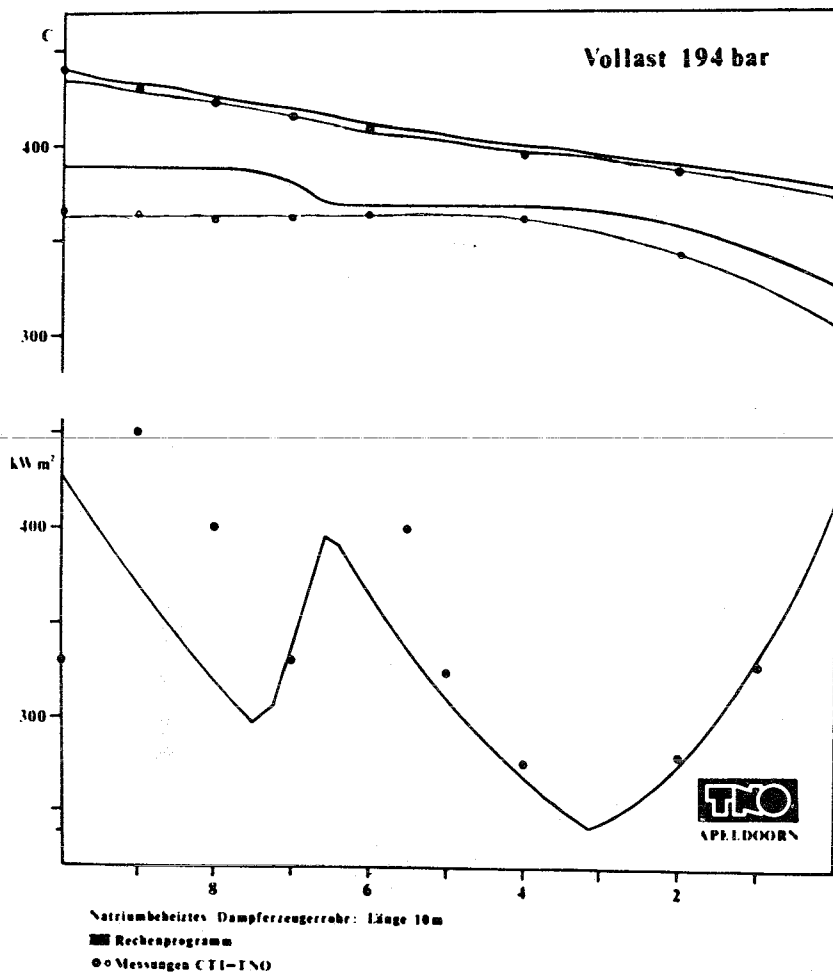


Abb.1

Abb. 2 zeigt Ihnen die Verhältnisse im Dampferzeugerrohr bei Vollast. Waagrecht ist die Länge des Dampferzeugerrohres aufgetragen. Senkrecht sind von oben nach unten die Natriumtemperatur, die natriumseitige Wandtemperatur, die wasserseitige Wandtemperatur die Wassertemperatur und der Wärmefluß aufgetragen. Aufgetragen sind die Werte, welche mittels des von Neratoom für den Geradrohrdampferzeuger verwendeten Programms für das Apeldoornrohr berechnet wurden.

Die für dieselben Parameter (Dampfdruck, Natriumeintrittstemperatur, Wassereintrittstemperatur) gemessenen Werte sind als diskrete Punkte eingetragen. Es zeigt sich, daß für Vollast die berechneten und die gemessenen Werte am Eingang und Ausgang fast genau übereinstimmen, was heißt, daß der von Neratoom berechnete Geradrohrdampferzeuger sicher seine Solleistung erreichen wird. Der berechnete und gemessene Wärmefluß zeigen dagegen örtlich größere Unterschiede. Dieses bedeutet, daß die von Neratoom verwendeten Korrelationen in Zukunft angepaßt werden sollten.



stimmen, was heißt, daß der von Neratoom berechnete Geradrohrdampferzeuger sicher seine Solleistung erreichen wird.

Der berechnete und gemessene Wärmefluß zeigen dagegen örtlich größere Unterschiede. Dieses bedeutet, daß die von Neratoom verwendeten Korrelationen in Zukunft angepaßt werden sollten.

Abb. 3 gibt denselben Vergleich bei Teillast. Wie ersichtlich sind die Unterschiede hier bedeutend größer. Für die Deutung der Druckmessungen wäre Kenntnis der relativen Geschwindigkeit zwischen Dampfblasen und Wasser erforderlich.

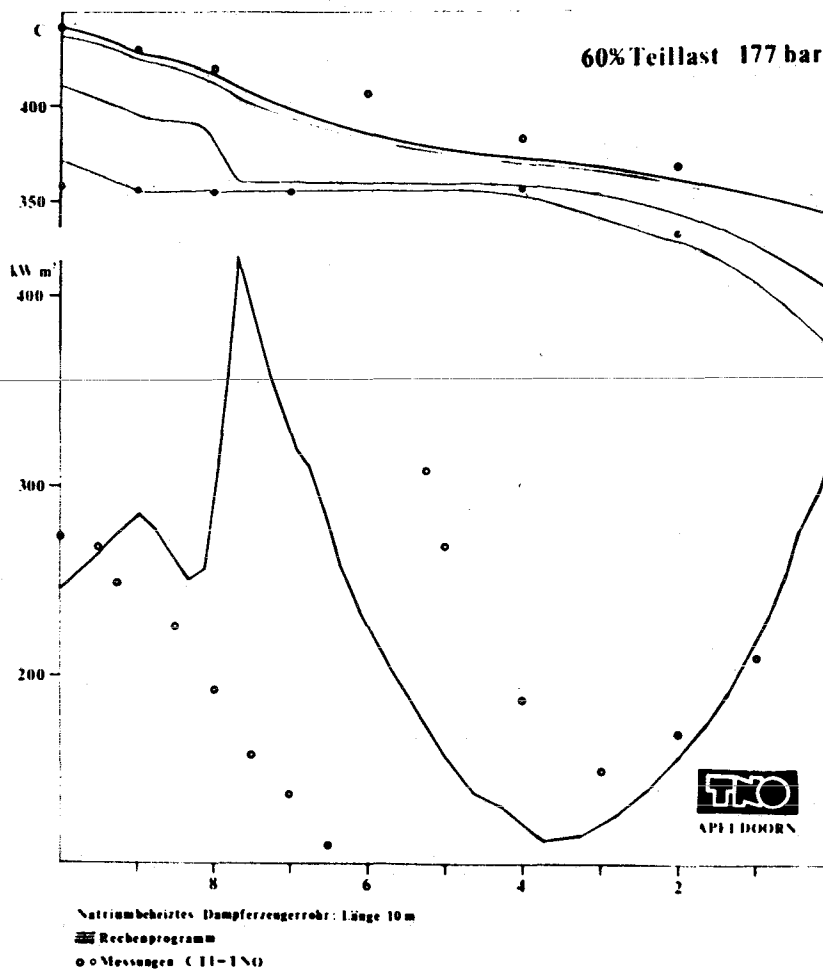
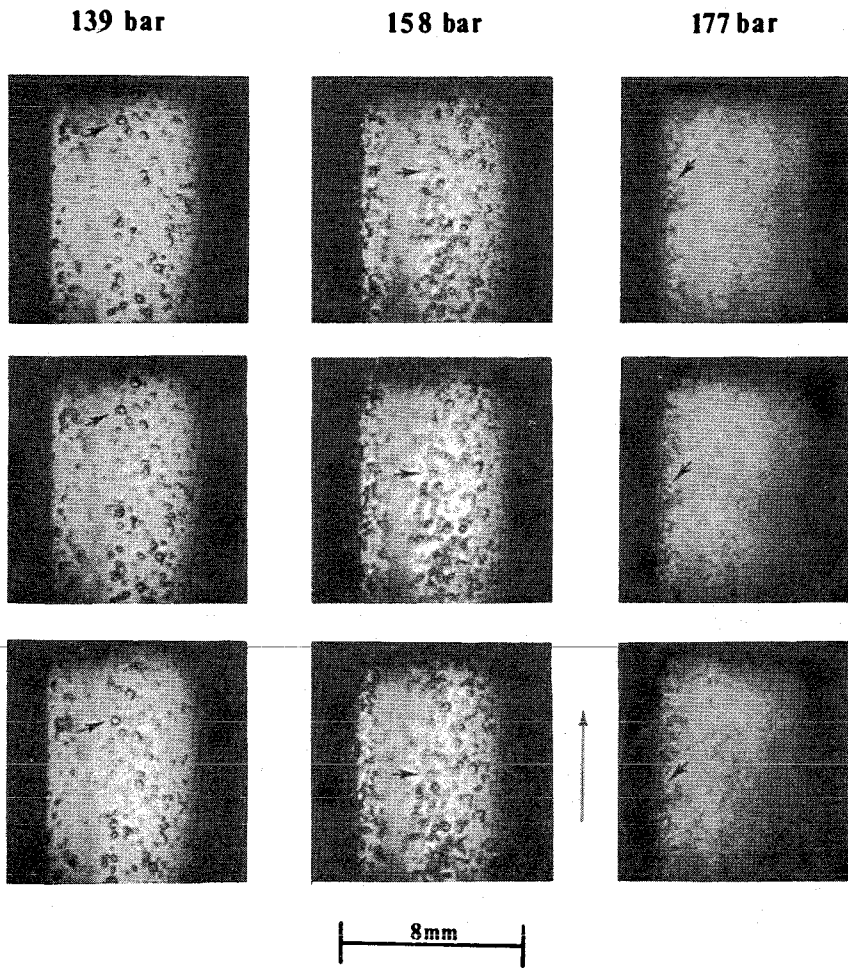


Abb.3

Obwohl, wie Abb. 4 zeigt, mit einer Aufnahme­frequenz von 5.000 Bildern pro Sekunde durch ein dem Dampferzeugerrohr aufgesetztes Saphirrohr recht schöne Blasenbilder bei verschiedenen Drücken zwischen 40 und 180 Atmosfären erhalten wurden, beschränkt sich die Auswertbarkeit wohl bis auf einen Dampfblasengehalt von etwa 5%.



Unterkühltes Sieden

Aufnahmefrequenz: 5000 Hz



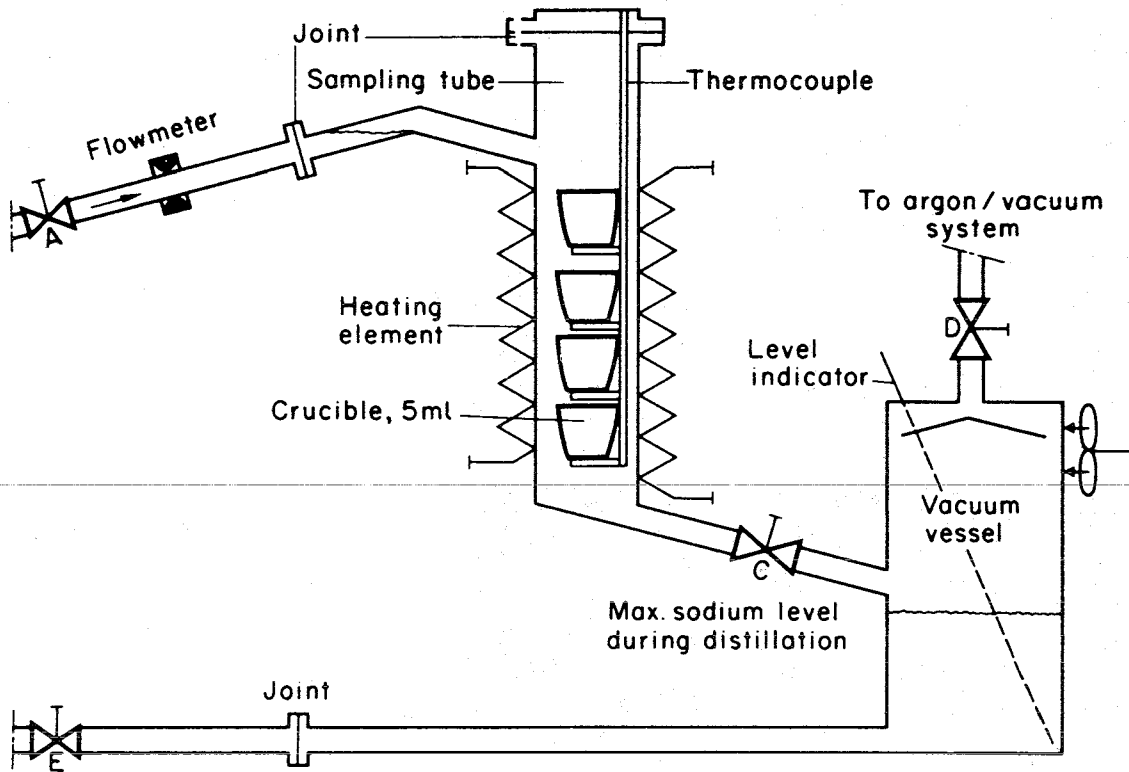
fünf ILDA-Bestimmungen nur noch eine Probe für eine Kontrollbestimmung im Labor entnommen wird.

Abb.4

In den nächsten Monaten werden wir durch Parameterstudien in dem für den SNR relevanten Gebiet die für die Berechnung von Geradrohrverdampfern gültigen Korrelationen aufstellen. Anschließend ist geplant, die gleiche Arbeit für Wendelrohrdampferzeuger zu leisten, für welchen Fall im Schrifttum noch weit weniger Anhaltspunkte für geeignete Korrelationen zu finden sind.

Im vergangenen Jahr wurde die "in-line" Destilliermethode (ILDA) zur Sauerstoffbestimmung so weit vervollkommen, daß unseren Kreisläufen auf

Abb. 5 zeigt Ihnen schematisch die letzte Ausführung des Apparates:



Die Weiterentwicklung dieser Methode für Sauerstoffbestimmung in aktiven Kreisläufen wird IA überlassen.

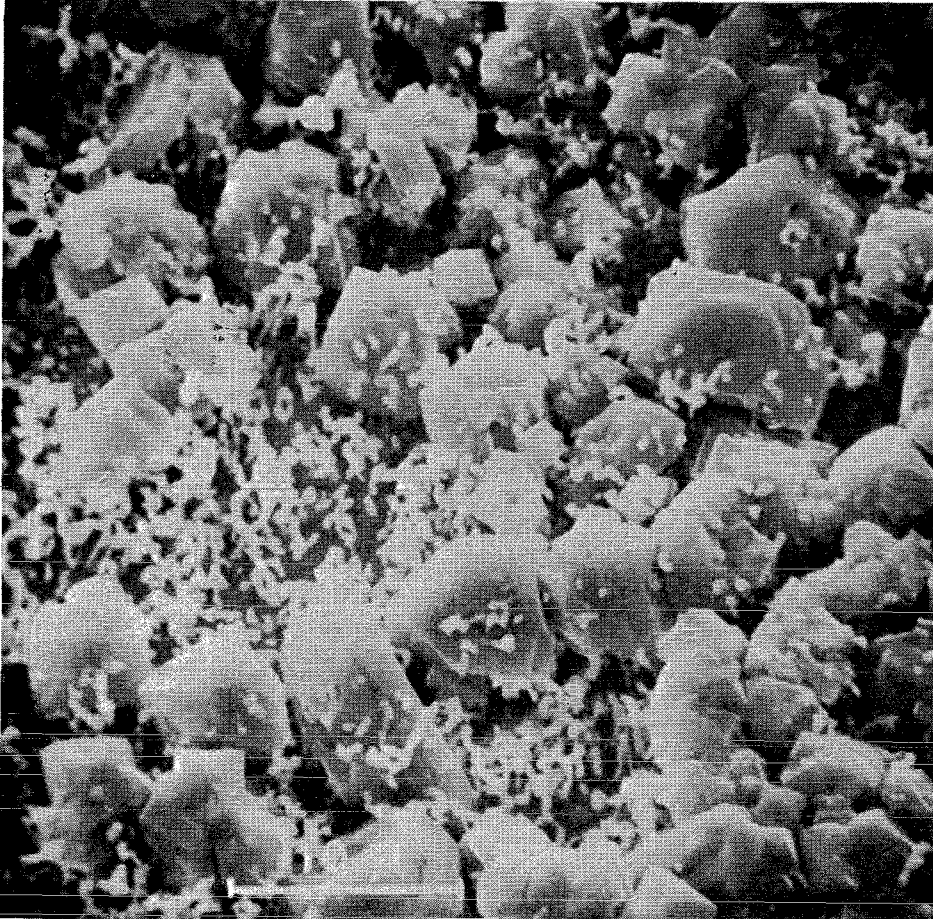
Der Wasserstoffmonitor mit Ionengetterpumpe wurde weiter untersucht. Es zeigte sich als vorteilhaft, die Membrantemperatur herabzusetzen, um die Pumpe zu schonen.

Es wird jetzt sowohl in Hengelo als auch in Apeldoorn eine Membrantemperatur von 470 °C gehandhabt.

Von den Werkstoffuntersuchungen im vergangenen Jahr läßt sich folgendes berichten:

Nachdem aus unseren Untersuchungen der Schluß gezogen worden war, daß die gleichmäßige Abtragung von austenitischem Material bis hinauf zu 700 °C vom Sauerstoffgehalt abhängt und bei 5 - 10 ppm Sauerstoff für die großen

Komponenten unter Betriebsbedingungen akzeptabel ist, wurde der große Korrosionskreislauf Interatom für weitere Versuche an Hüllrohrwerkstoffen überlassen.



Die im Laufe der Jahre gemachten Beobachtungen sind oder werden in ausführlichen Berichten festgelegt.

Neben den früher schon gezeigten Natriumchromietablagerungen, welche sich sowohl downstream als auch upstream, das heißt sowohl dort, wo Gewichtszunahme, als auch dort, wo Gewichtsabnahme gemessen wird, manifestieren, findet man auch Ablagerungen von mehreren metallischen Phasen aus Natrium. Auf Proben in "upstream"-

Abb.6 Lage fanden wir intermetallische Verbindungen Fe_7Mo_6 , wie Abb. 6 zeigt.

Außerdem wurde, vor allem bei hohen Temperaturen, die Bildung von Korngrenzen-Ferrit festgestellt, wobei sich die stärkere Ferritbildung bei den niedrigen Sauerstoffbeladungen ergab.

Im vergangenen Jahr wurde sichergestellt, daß bei geeigneter benitischer Struktur in unstabiliertem ferritischem $2\ 1/4\ CrMo$ Stahl bis zu $500\ ^\circ C$ keine ernsthafte Entkohlung auftritt. Bemerkenswerterweise war bei $600\ ^\circ C$ und $30\ m/s$ Natriumgeschwindigkeit (Abb. 7) anstatt einer erwarteten starken Abtragung von Nickel aus einem Cermet auf Nickelbasis eine metallische kristalli-

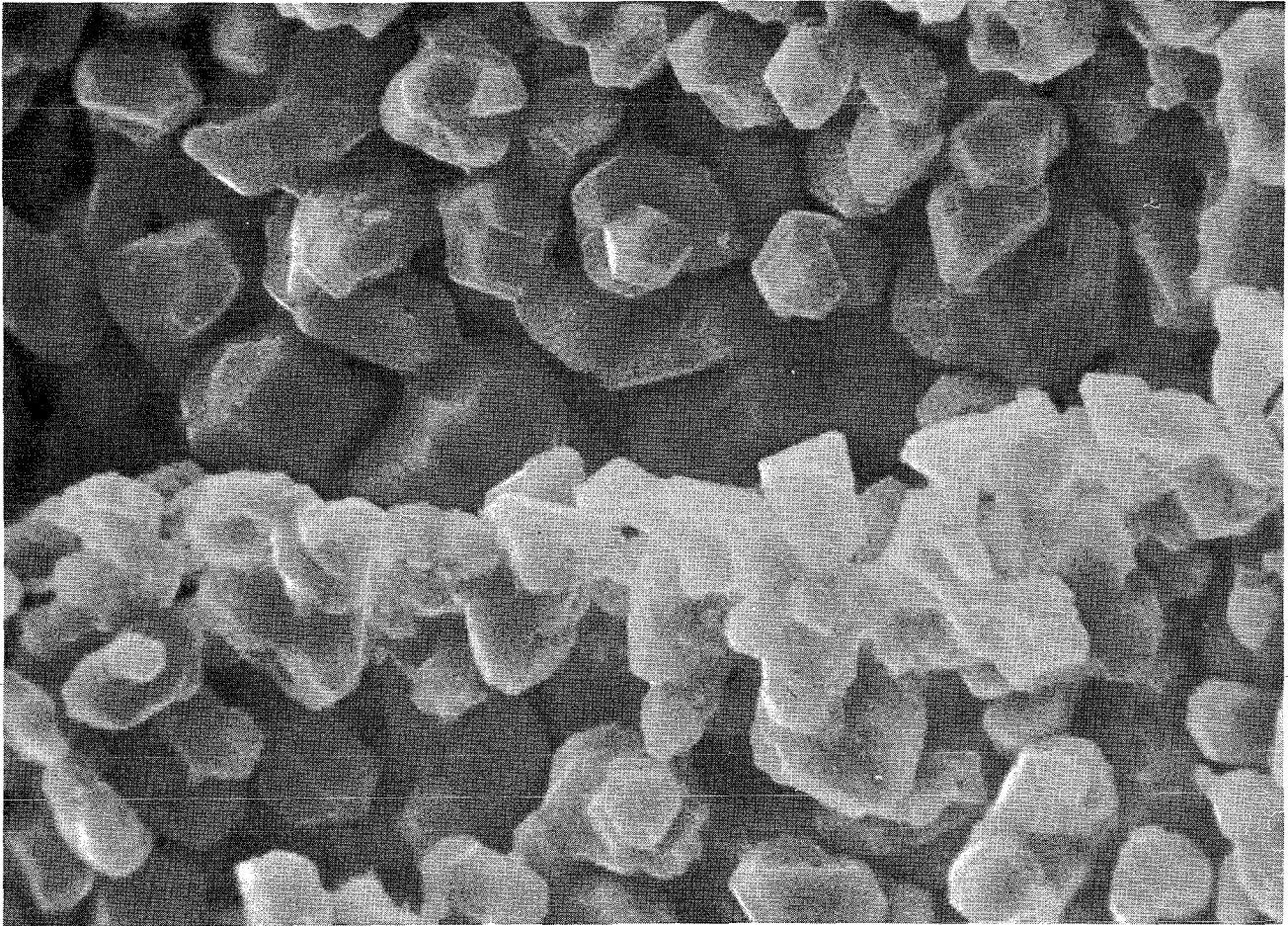


Abb.7

ne Ablagerung zu verzeichnen, vorwiegend bestehend aus Nickel, Eisen, Mangan, Chrom und Wolfram.

Die Ablagerung findet statt aus gesättigtem und aus ungesättigtem Natrium, was bedeutet, daß in erster Linie ein chemisches und nicht ein physikalisches Potential bestimmend ist.

Diese Feststellung hat unsere Arbeiten über Lagermaterialien intensiviert. Ähnliche Ablagerungen wurden festgestellt auf Nickelmembranen des Wasserstoffmonitors (Abb. 8).

Die vielen unerwarteten Erscheinungen und die teilweise recht widersprüchlichen Beobachtungen verschiedener Untersucher ließen uns glauben, daß eine Erarbeitung eines umfangreichen Korrosionsmodells von großem Wert sein würde für eine betriebssichere Gestaltung kritischer Teile wie Lager,

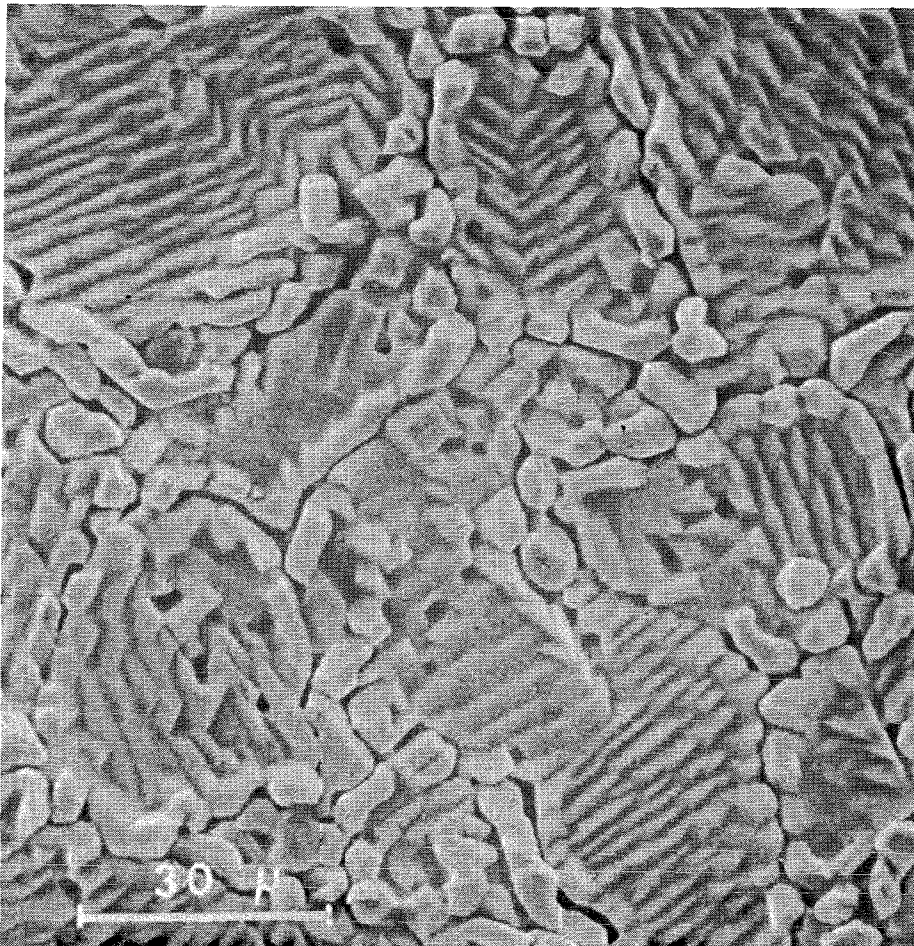


Abb. 8

inerter Natriumkreislauf aus Molybdän im Bau, womit in erster Linie die Korrosion von Eisen und Nickel in Abhängigkeit von Temperatur und Sauerstoffgehalt studiert werden soll.

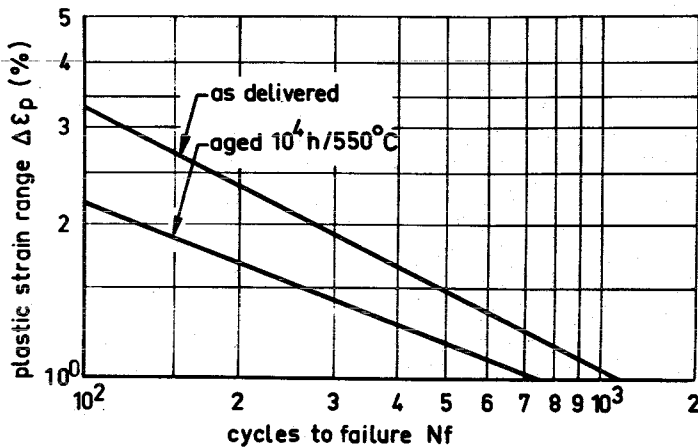
Als dritter Ansatz wird, zusammen mit RCN, überprüft, ob mittels Aktivierungsanalyse Lösungsgeschwindigkeiten in Natrium bestimmt werden könnten.

Angesichts der großen Probleme wird eine enge Zusammenarbeit innerhalb des Projektes Schneller Brüter angestrebt. Wir hoffen, daß sich auf diesem Gebiet auch recht bald die Zusammenarbeit außerhalb des Projektes ausdehnen wird, nicht zuletzt auf die seit Jahren mit dem Problem beschäftigte Gruppe in England.

Messgeräte und andere Hilfssysteme. Auf diesem Gebiet sind im vergangenen Jahr Ansätze gemacht worden. Bestimmte Aussagen aufgrund eines dynamischen Wärme- und Stoffübertragungsmodells werden zur Zeit in Versuchen überprüft.

Dies gilt sowohl für Korrosionsversuche als auch Versuche zur Klärung des Verhaltens von Kaltfallen. Zur Überprüfung von theoretischen Modellen von sauerstoffunabhängigen Korrosionsprozessen sind chemische Studien im Gange. Parallel dazu befindet sich ein

Die Arbeiten über den Einfluß von Strukturänderungen durch Alterung bei hohen Temperaturen auf Werkstoff 4948 wurden abgeschlossen. In den nächsten Monaten werden die Resultate in drei Sonderberichten veröffentlicht werden. Es wurde zum Beispiel festgestellt, daß die low-cycle-fatigue-Eigenschaften unter ungünstigen Bedingungen, wie einer Vorstreckung von 20%, welche in kaltverformten Teilen auftreten kann, um einen Faktor vier schlechter sein könnten als die vom angelieferten Werkstoff (Abb. 9). Hiermit ist wegen Thermoschockbeanspruchung zu rechnen.



Im vergangenen Jahr wurden mehrere Schweißversuche durchgeführt. Es wurde festgestellt, daß Incoloy 800 sich bei geeigneter Wahl der Schweißparameter einwandfrei schweißen läßt.

In anderen Versuchen wurde beobachtet, daß die Warmreißempfindlichkeit von Niob-stabilisiertem 2 1/4 Cr1Mo Stahl verschwindet, wenn das Niob-Kohlenstoff-Verhältnis hoch genug gewählt wird.

Nachdem sich ergeben hatte, daß Kaltreißempfindlichkeit bei Schweißen von stabili-

siertem ferritischem Stahl nicht existierte, wodurch Vorwärmen bei "internatal-borewelding" sich erübrigen sollte, wurden auch Schweißversuche angestellt mit Zusatzmaterial.



**Low cycle fatigue properties of
AISI 304
Testing temp. 550-600°C**



Es ergab sich, daß bei Schweißen mit den üblichen Elektroden Kaltreißen auftrat (Abb. 10).

Allerdings findet man die Risse nur im Schweißmaterial selber, wie deutlich aus dem Bild hervorgeht.

Ein Programm, um durch Abänderung des Elektrodenmaterials die Kaltreißempfindlichkeit auch für diesen Fall zu unterdrücken und damit auch hier das Vorwärmen zu umgehen, ist formuliert worden.

Im vergangenen Jahr haben wir begonnen, die Probleme des Schweißens von mit Natrium befeuchteten Teilen zu studieren,

um Reparaturarbeiten schnell und sicher vornehmen zu können. Das Programm, das gerade angelaufen ist, ist zusammen mit Interatom und Neratoom definiert.

Für das kommende Jahr sind vor allem Wärmeübertragungsmessungen, grundlegende Korrosionsversuche, Thermoschockversuche und weitere Pumpenuntersuchungen vorgesehen.

Stand der Forschungs- und Entwicklungsarbeiten bei der GfK für das
Projekt Schneller Brüter

P. Engelmann, Gesellschaft für Kernforschung m.b.H., Karlsruhe

Im Jahr 1971 stand die Zuarbeit zum SNR im Zentrum unserer Arbeiten, wobei es vornehmlich darum ging, die letzten noch ausstehenden Voraussetzungen für den Bauentschluß zu schaffen.

Bereits im Vorjahr wurde das Essential B1 durch die gemeinsamen Anstrengungen in Deutschland und Belgien erfüllt, da über 30 Brennstäbe den Sollabbrand von 50 000 MWd/t erreicht hatten. 1971 wurden die Bestrahlungen von Mischoxidbrennstäben zum Brennelementkonzept im schnellen Fluß fortgesetzt (sh. Tab. 1). Zur Zeit haben 122 Stäbe einen Abbrand über 50 000 MWd/t erzielt. Ein konzeptbedingtes Stabversagen ist noch in keinem Falle eingetreten. Aus den Ergebnissen, auf die Herr Karsten noch näher eingehen wird, kann man folgende Schlüsse ziehen:

1. Die Brennstabspezifikationen, die der Bestrahlung des Bündels DFR 350 zugrunde lagen, sind als guter Ansatzpunkt bestätigt worden.
2. Der Abbrandbereich bis 9% scheint mit dem derzeitigen Stabkonzept gesichert zu sein.
3. Die Stähle 4988 und 4981 haben sich weiter in den Vordergrund geschoben. Die optimalen Behandlungszustände sind nunmehr relativ gut bekannt. Ergebnisse der Bestrahlungen im schnellen Fluß und aus Zyklotron-Bestrahlungen zeigen, daß der Stahl 3988 weniger schwillt als früher angenommen.
4. Der Stahl 4970 zeigt ein noch geringeres Schwellen, jedoch verschlechtern sich die mechanischen Eigenschaften bei hohen Temperaturen unter Bestrahlung.

Für die endgültige Auswahl des Hüllmaterials müssen neben weiteren Bestrahlungsergebnissen auch die Ergebnisse zum Kriechverhalten unter Innendruck und Korrosion herangezogen werden, wie sie aus dem im Herbst 1971 abgeschlossenen Versuch im Seibersdorfer Natrium-Korrosions-Loop und u.a. aus dem vorbereiteten 10 000 h Langzeitversuch unter echten SNR hot-spot Bedingungen im Hochtemperaturkreislauf in Karlsruhe hervorgehen werden.

Das zentrale Problem beim SNR bildete im vergangenen Jahr die Einleitung des Genehmigungsverfahrens. Das Kernforschungszentrum Karlsruhe hat dem Konsortium wesentliche Hilfe bei der Erstellung einiger Kapitel des neuen Sicherheitsberichtes, insbesondere bei der Wahl der Sicherheitskonzeption im Hinblick auf schwere hypothetische Störfälle und bei der Berechnung des Unfallablaufs geleistet. Hierdurch haben wir mit dazu beigetragen, daß im Dezember auch das Essential A5, die Zustimmung der RSK zum Sicherheitskonzept des SNR, erfüllt werden konnte. Die Bemühungen in Karlsruhe gehen jetzt dahin, durch Weiterentwicklung ein umfassendes Programmsystem für sicherheitstechnische Rechnungen zu erstellen und die einzelnen Programm-Moduln anhand zahlreicher gezielter Experimente zu testen und anzupassen. Herr Smidt wird auf einige diesbezügliche Experimente näher eingehen. Ich möchte hier nur die experimentellen Untersuchungen zur Brennstoff-Natrium-Reaktion kurz erwähnen, die jetzt für uns in Ispra angelaufen sind. In einem sog. Shock Tube Experiment wurden erste Versuche durchgeführt, wobei eine Na-Säule auf kleine Mengen von geschmolzenem Al-Oxid traf. Dabei wurden der Druckverlauf, die Na-Dampfproduktion und die Dispersion des Al-Oxids gemessen. In den nächsten Monaten wird man von Versuchen mit Al-Oxid auf solche mit Uranoxid übergehen. In der Großversuchsanlage zur Untersuchung der BNR, die unter Herrn Holtbecker in Ispra aufgebaut wurde, wurden erstmals bis zu einigen Kilogramm UO_2 geschmolzen. Noch in diesem Jahr werden erste Ergebnisse von Versuchen erwartet, bei welchen bis zu 5 kg geschmolzenes UO_2 in einem 150 l Tank mit Natrium in Kontakt kommen.

Zahlreiche Gruppen haben sich im Ausland mit der modellmäßigen Beschreibung der Brennstoff-Natrium-Reaktion befaßt. Ausgehend von der Untersuchung von Hicks und Menzies vom Jahre 1965 wurden in den letzten 2 Jahren zahlreiche Verbesserungen eingeführt, die schrittweise zu realistischeren Ansätzen führten. Arbeiten mehrerer Karlsruher Gruppen haben zu einem besseren Verständnis und einem umfassenderen BNR-Modell geführt, das die Sicherheitsanalyse Schneller Reaktoren erleichtern wird.

Im September 1971 konnte das Experimentierprogramm für das 1. SEFOR-Core, im Januar 1972 das Programm am 2. SEFOR-Core erfolgreich abgeschlossen werden. Durch statische und Oszillator-Experimente bei verschiedenen Leistungen, durch unterpromptkritische und überpromptkritische Transientenversuche konnte damit der Dopplerkoeffizient für 2 verschiedene Neutronenspektren über einen weiten Temperaturbereich gemessen und darüber hinaus seine stabilisierende Wirkung bei Reaktivitätsexkursionen demonstriert werden. Bei einer unterpromptkritischen Exkursion (Fig. 1), bei der schlagartig 96 % Überschußreaktivität eingebracht wurden, stieg die Leistung nur bis etwa 70 MW an und stabilisierte sich dort

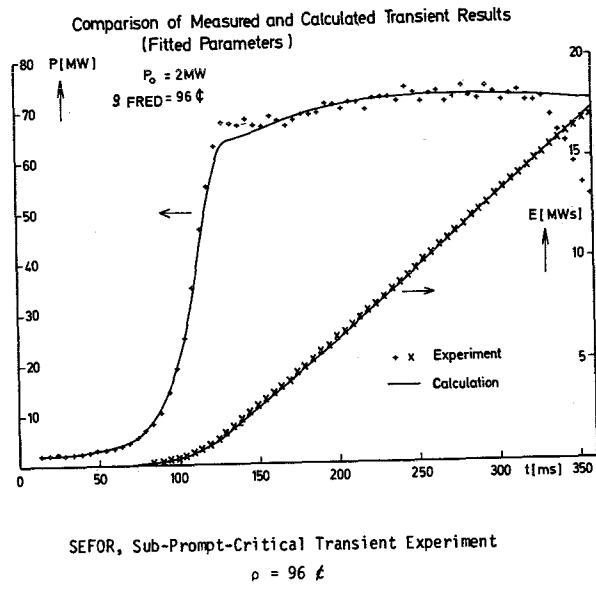


Fig. 1

Leistungsverlauf in SEFOR während einer überprompt-kritischen Exkursion

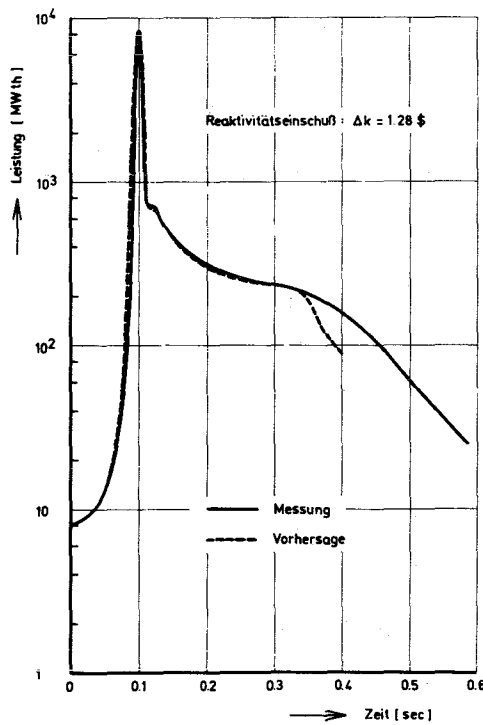


Fig. 2

durch die Wirkung des negativen Dopplereffektes des $\text{UO}_2\text{-PuO}_2$ -Brennstoffs. Bei einer überpromptkritischen Exkursion, bei der etwa 1.3 % Überschußreaktivität mit der FRED eingeschossen wurden, ergab sich folgendes Bild (Fig. 2). Auch hier fängt der Dopplereffekt die Leistungsexkursion sehr rasch ab. Die Energie, die in der Exkursion freigesetzt wurde, entspricht nur wenigen Sekunden Normalbetrieb, so daß keine unzulässigen Temperaturwerte erzielt werden. Der Dopplerkoeffizient sorgt dafür, daß auch bei steilsten Reaktivitätsrampen die Leistungsexkursion abgefangen wird und das Sicherheitssystem Zeit zum Eingreifen erhält. Die Ergebnisse des jetzt beendeten SEFOR-Programms bilden ein wichtiges Glied in der Beweiskette, daß schnelle Reaktoren sicher betrieben werden können. Sie fanden auch in Genf große Beachtung. Die Nachrechnungen zeigen, daß die Ergebnisse mit unseren Rechenmethoden und Datensätzen innerhalb der Meßgenauigkeit reproduziert werden können: für Core 1 wurde mit dem MOXTOT-Satz eine Dopplerkonstante von $-8.45 \cdot 10^{-3}$ berechnet, die sehr nahe beim experimentellen Wert von $-(8.3 \pm 1.2) \cdot 10^{-3}$ liegt.

Auf dem Gebiet der Reaktorphysik wurde 1971 die Auswertung der Messungen an SNEAK 6 abgeschlossen. Die Ergebnisse bestätigen, daß die Corephysik des SNR gut verstanden ist. An SNEAK 9 beginnen z. Zt. weitere Experimente für den SNR mit dem Ziel, die Brutrate, den Reaktivitätswert größerer Leerräume (Navoids), Absorbereffekte und den Einfluß höherer Pu-Isotope genauer zu bestimmen. Die Anordnungen des vergangenen Jahres, SNEAK 7 und 8 zielten nicht unmittelbar auf den SNR, sondern auf ein besseres Verständnis der Corephysik allgemein. SNEAK 7A und 7B waren Anordnungen mit sehr einfacher Zellstruktur, um die Nachrechnungen zu erleichtern, SNEAK 8 war eine $k_{\infty} = 1$ Anordnung, sehr ähnlich der britischen Anordnung ZEBRA 8 H. Beide Anordnungen gestatteten einen guten Vergleich der experimentellen und berechneten Ratenbilanzen und einen Vergleich mit Werten von Cadarache und Winfrith. Zusammen mit weiteren Messungen an SUAK und einem Uranblockexperiment am FR2, die vor allem Aussagen über den inelastischen Streuquerschnitt und den Einfangquerschnitt von U238 geben, und differentiellen Querschnittsmessungen am van de Graaff wurden damit die Grundlagen für eine weitere Verbesserung der Datensätze geschaffen.

Hier steht neben dem MOXTOT-Satz jetzt der KFK-INR Satz zur Verfügung, der besonders für die SNR-Rechnungen geeignet ist, da er u.a. für die Wichtung die Stoßdichte der inneren SNR-Zone verwendet. An Verbesserungen enthält er z.B. neuere Querschnittsdaten für σ_{inel} (U8, Pu9) und σ_c (U5) unterhalb 1 keV. Er bietet auch die Möglichkeit, unterschiedliche Spaltspektren für U5 und Pu9 zu verwenden. Die vorliegenden Testrechnungen für eine große Anzahl kritischer

1. UO₂-PuO₂ Stabbestrahlungen

Experiment	Anzahl der Stäbe	Abbrand MWd/t h.a.	Dosis n/cm ²	Stand
DFR 350	39	53 000	4.3 10 ²²	beendet
DFR Trefoil 304	3	57 000	4.6 10 ²²	beendet
DFR Trefoil 435/5	3	90 000	7.8 10 ²²	beendet
435/1	3			
Rapsodie Monitor	5	65 000	5.5 10 ²²	beendet
Rapsodie I 2 Subassemblies je 34 Stäbe	68	57 000	4.7 10 ²²	läuft bis ~80 000 MWd/t

2. Materialbestrahlungen

DFR 397	274 Proben (4988, 4981, 4970 u.a.)	7.5 10 ²²	läuft bis Sommer '72
---------	---------------------------------------	----------------------	-------------------------

STAND DER WICHTIGSTEN BESTRAHLUNGEN IM SCHNELLEN FLUSS

Tabelle 1

Anordnungen zeigen, daß der KFK-INR Satz keine größeren systematischen Fehler mehr aufweist und als gesicherte Basis für nukleare Auslegungsrechnungen schneller Leistungsreaktoren angesehen werden kann.

Auf dem Gebiet der Reaktorphysik verdient ein Experiment an SNEAK 7 besondere Beachtung, durch das die bisher immer wieder in kritischen Anordnungen auftretenden Diskrepanzen bei Reaktivitätsmessungen, vor allem Materialwertmessungen, erklärt werden konnten. Durch Messung des Reaktivitätswertes ρ_{Cf} einer Cf252-Quelle bekannter Quellstärke S_{Cf} im Zentrum und der absoluten Spaltrate von Pu239 ($\Sigma_f \phi$) im Zentrum konnte die Größe $F \cdot \beta \nu$ bestimmt werden.

$$F \cdot \beta_{eff} \cdot \nu = \frac{S_{Cf}}{\rho_{Cf} (\Sigma_f \phi)}$$

F = Normierungsintegral

β = Anteil der verzögerten Neutronen

ν = Zahl der Neutronen pro Spaltung

Das Normierungsintegral F wurde dann durch Spaltratentraversen von Pu239 und U238 und eine Importance-Traversal mit der Cf252-Quelle separat bestimmt. Während das Normierungsintegral F innerhalb von 3 bis 4% mit der Berechnung übereinstimmt, gibt es bei $F \cdot \beta \nu$ eine große Abweichung, die nur durch einen Fehler von β_{eff} in der Größenordnung 15 bis 20% zu erklären ist. Es wird vermutet, daß die beobachteten Diskrepanzen auf dem β -Wert von Pu239 beruhen. Die bisher allgemein verwendeten Keepin-Werte für die verzögerten Neutronen bedürfen dann der Überprüfung.

Ich muß wegen der Kürze des Vortrags zahlreiche andere und vielfach gleich wichtige Arbeiten übergehen, die in Karlsruhe für das Projekt Schneller Brüter laufen. Lassen Sie mich wenigstens einige Themen nennen: experimentelle Untersuchungen zum Brennstabversagen, Untersuchungen zum Verschweißen von Werkstoffpaarungen unter Natrium, Arbeiten zur Instrumentierung und Signalverarbeitung, ein Konzept für ein Multi-Input-Schutzsystem, die Vorbereitung von Experimenten an der KNK, Versuche zum Na-Brand und zum Verhalten von Schwebstofffiltern, die Entwicklung von Codes und einem übergeordneten Code-System KAPROS, die Arbeiten zur Entwicklung von Hochleistungsbrüterbrennstoff und Sicherheitsstudien für Schnelle Brüter mit Dampf- und Gaskühlung, die zusammen mit den Firmen AEG bzw. Siemens durchgeführt werden. Auf alle diese Arbeiten kann ich vielleicht im nächsten Jahr ausführlich eingehen.

Lassen Sie mich die letzte Minute meiner Vortragszeit auf unsere künftigen Aufgaben verwenden. Der Baubeginn des SNR stellt für uns das Erreichen unseres ersten großen Zieles dar: denn dieses bestand ja darin, durch unsere Vorarbeiten die Industrie in die Lage zu versetzen, einen Schnellbrüterprototyp zu entwerfen und baureif zu machen. Gleichzeitig bildet der Baubeginn eine Zäsur. Unsere Rolle in der Zukunft wird und muß sich von unserer bisherigen Rolle unterscheiden. Neben der Mitarbeit im bauzugehörigen F+E Programm für den SNR 300, die in den nächsten Jahren zweifellos noch den Schwerpunkt unserer Aktivitäten bilden wird, wird graduell ein über den SNR hinauszielendes Basisprogramm an Bedeutung gewinnen. Wir sind z. Zt. dabei, zusammen mit unseren Partnern in Belgien und Holland und mit der Industrie die Ziele für dieses Basisprogramm zu überprüfen und neu zu formulieren. Ich hoffe, daß wir beim nächsten Statusbericht auch über das künftige Basisprogramm berichten können.

Stand und künftige Aufgaben der Brennelemententwicklung

G. Karsten *)

K. Kummerer **)

Gesellschaft für Kernforschung mbH

Der letzte Berichtszeitraum stand mehr im Zeichen der Auswertung wichtiger Experimente als im Beginn neuer Unternehmungen auf dem Gebiet der Brennelemententwicklung. Diese Auswertungen wurden im wesentlichen an den Brennstäben der Dounreay-Bündelexperimente DFR 304 und DFR 350 vollzogen. Das zentrale Thema der Untersuchungen am Brennstoff war die Verträglichkeit zwischen Brennstoff und Hüllmaterial.

Auf dem Gebiet der Hüll- und Strukturmaterialentwicklung standen die gleichen Experimente ebenfalls im Mittelpunkt spezifischer Untersuchungen mit dem Ziel, Aussagen über das Hüllmaterialschwellen zu erhalten. Dieses Thema wurde in hervorragender Weise durch die Bestrahlungen an den gleichen Hüllwerkstoffen im Zyklotron in Harwell unterstützt.

Den Stand der Experimente und die danach folgenden weiteren Schritte entnimmt man aus folgender Tabelle:

	Dounreay-Bündel	39 Stäbe, 6-10 % Abbrand, z.Zt. ist das Konzept bis 9 % = 80.000 MWd/t Abbrand gesichert, darüber sind Defekte aufgetreten, die jedoch wenig konzeptspezifisch sind.
<u>Weiterführende</u>	Rapsodie-Bündel	73 Stäbe, 6-7 % Abbrand
<u>Experimente:</u>	Hülldosis: Norm. auf SNR	$0,8 - 1,4 \times 10^{23} \text{ n/cm}^2$

Wegen der verschiedenen Härte der Spektren im DFR und SNR werden die DFR-Flüsse mit dem Faktor 1,7 multipliziert, d.h. auf den SNR normiert.

*) Projektleitung Schneller Brüter, GfK Karlsruhe

**) Institut für Material- und Festkörperforschung, GfK Karlsruhe

Resultat: Erstes "SNR"-Ziel erreicht, d.h. die Spezifikation eines den SNR-Anforderungen entsprechenden Brennstabes ist möglich.

Nächste exp. Ziele: Optimierungen in:

DFR-Bündel: Hülle 4981, Brennstoffabbrand, O/M-Verhältnis

Rapsodie: Strahleninduziertes Hüllkriechen

BR2 Na-Loop: Stabgrenzbedingungen

Auf dem Gebiet der Theorie nahmen zu Fragen der Materialentwicklung der Ausbau des Codes SATURN 1 und die Theorie zum Schwellen und strahleninduzierten Kriechen einen breiten Raum ein.

Gerade von den theoretischen Erkenntnissen der Vorgänge im Hüllmaterial her kommt die Forderung, nahezu sämtliche Experimente zur Brennstabentwicklung in Reaktoren mit möglichst hohem schnellen Flußanteil durchzuführen. Das führte zu einem verstärkten Verlagern der Experimente in den DFR, Rapsodie und BR2. Auf Kosten der thermischen Reaktoren nehmen die Anteile der schnellen Reaktoren in den nächsten Jahren um 15 % zu.

Die Anteile der Reaktoren bei den Ausgaben (in % der Bestrahlungskosten) sind folgende:

	1971 - 1972		1973 - 1975 (Planzahlen)
FR2	15	} 55 thermisch	10
BR2	40		32
DFR	25	} 40 schnell	35 incl.PFR
Rapsodie	15		20
Sonst.	5		3

Die Verteilung der Arbeiten auf die verschiedenen Reaktorkonzepte ergibt sich aus der folgenden Übersicht:

Aufteilung der Mittel auf Konzepte (in % der Gesamtkosten BE-Entw.)

	SNR (bzFE)		Hochleistungsbrüter (Kerbidbrüter)
Brennstoff	40	} 65	25
Hülle	25		-
			Sonstige
			10

Der nächste Teil gibt die Aufteilung der Forschungsmittel für Arbeiten außerhalb und Experimente innerhalb der Reaktoren an. Es ist deutlich sichtbar, daß die Bestrahlungskosten überwiegen; von ihnen sind 1/3 durchlaufende Kosten für Industrieexperimente; das sind solche Experimente, die von der GfK vertraglich und administrativ betreut und gemeinsam mit dem Konsortium beschlossen, dann aber vom Konsortium technisch durchgeführt werden.

Es ist kennzeichnend für die Orientierung des Brüterprogrammes der GfK, daß der Kostenanteil dieser sog. Industrieexperimente, der von der GfK getragen wird, etwa 50 % der Bestrahlungskosten für das bzFE-Programm ausmacht. Zu diesen Kosten addiert sich der BN-Anteil von 40 % der Bestrahlungskosten. Damit wird deutlich, daß den Materialfragen innerhalb des bzFE eine zentrale Bedeutung sowohl vom Konsortium als auch von dem Kernforschungszentrum eingeräumt wird. In Detailzahlen ausgedrückt verteilen sich die Kosten für die BE-Entwicklung der GfK wie folgt:

GfK-Labors	Auftr.an die Industrie	Bestrahlungen GfK	Ind.
12	8	50	30 [%]

Auf dem Gebiet der Brennelemententwicklung für den Hochleistungsbrüter mit Karbidbrennstoff sind im wesentlichen die Arbeiten zur Ermittlung von Materialdaten bei GfK und AEG und die Entwicklung von Herstellungsverfahren bei Alkem und Nukem zu nennen.

Im einzelnen werden nun die wichtigsten Ergebnisse der genannten Arbeiten vorgestellt:

Die Brennelementtheorie über das Verhalten von Brennstäben im Reaktor ist weiter ausgebaut worden. Wichtige Ergebnisse zeigt die Abb. 1. Daraus geht hervor, daß zwischen 500-200 W/cm Stableistung Drücke bis 400 at vom Brennstoff auf die Hülle ausgeübt werden können, wenn es zu einem Kontakt kommt.

Für den Fall solcher Drücke können im Zeitraum eines Jahres Dehnungen der Hülle bis zu 0,2 % erreicht werden (Abb.2). Die Wahrscheinlichkeit eines starken Hüllversagens liegt bei etwa 1 %. Allerdings ist die Möglichkeit so hoher Kontaktdrücke jedoch relativ gering, weil weder der Abbrand noch zyklischer Reaktorbetrieb an Stellen sehr geringer Stableistung zu einer starken Volumenvermehrung des Brennstoffs führen können.

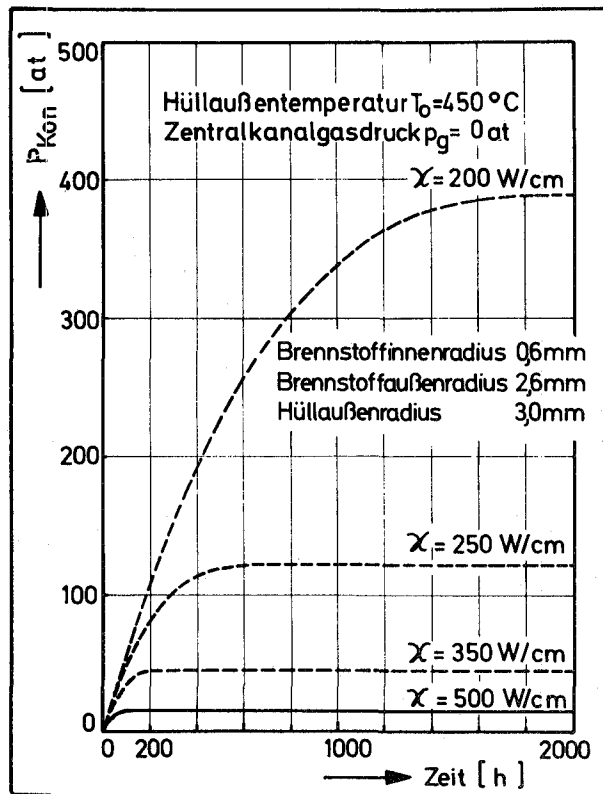
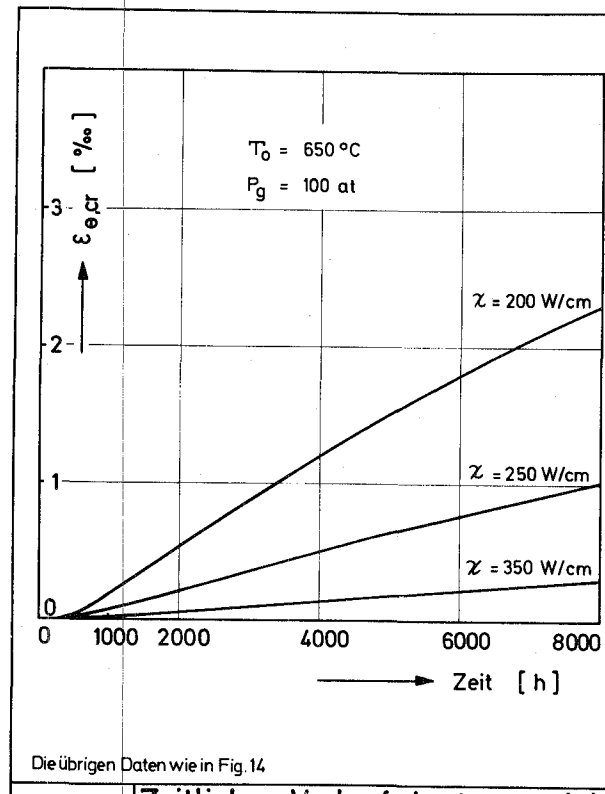


Fig. 14 Kontaktdruck p_{Kon} als Funktion der Zeit t in Abhängigk. von Stableist. χ

Abb. 1



Die übrigen Daten wie in Fig. 14

Fig. 17 Zeitlicher Verlauf der tangential. Kriechdehnungen für schwellenden Brennstoff in Kontakt mit der Hülle

Abb. 2

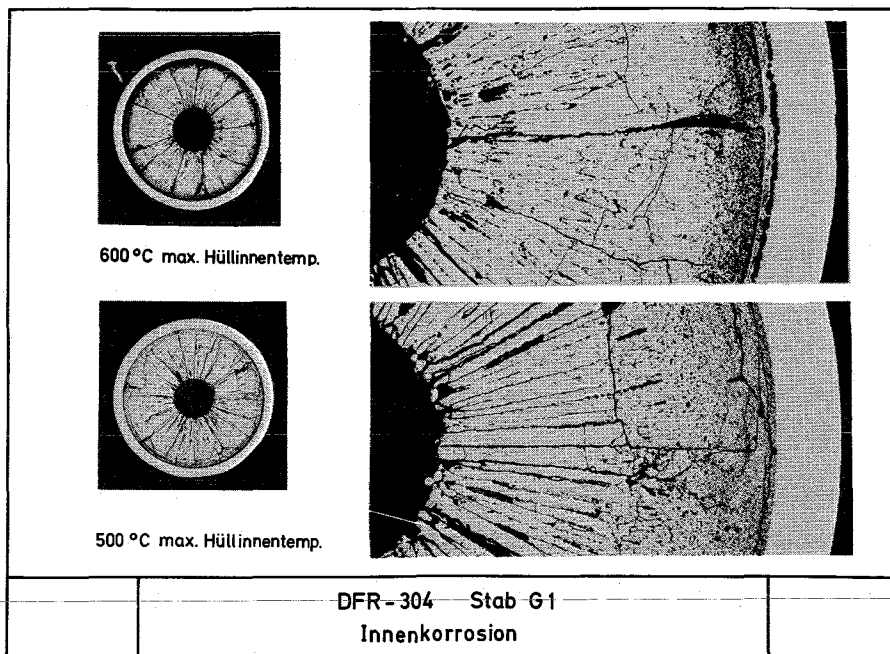


Abb. 3

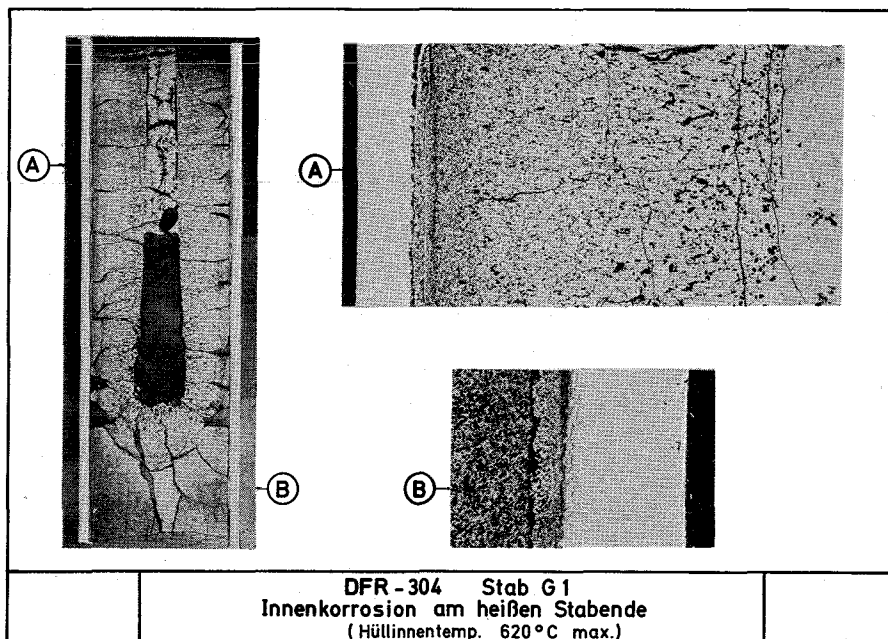


Abb. 4

Die Nachuntersuchung an Brennstäben aus Bündelbestrahlungen hat bestätigt, daß auch bei den SNR-Brennstäben das Problem des Brennstoffangriffs auf die Hülle besteht (Abb.3). Der Angriff des Brennstoffs ist im rechten oberen Bild an der Grenzfläche zwischen Brennstoff und Hülle sichtbar. Er beginnt bei etwa 600°C, obere Bildreihe. Bei 500°C, untere Bildreihe ist noch kein Angriff sichtbar. Das Bild sagt uns, daß etwa 15 % der Hüllwandstärke bei einem Abbrand von 6 % korrodiert waren. Bei hoher Temperatur um 620°C (Abb.4) liegt dieser Angriff bei etwa 25 % der Hüllwandstärke, sichtbar an den mit dem Buchstaben A gezeichneten Stellen. Auffallend ist, daß auch im Bereich hoher Hülltemperatur und relativ kalten Brennstoffs Korrosion (Position B) speziell durch gewandertes Caesium festzustellen ist. Dieser Angriff ist besonders heftig und beträgt einschließlich des Korngrenzenangriffs etwa 30 % der Wandstärke. Es wird durch Zeitstandversuche zu prüfen sein, wie stark die mechanischen Eigenschaften der Hülle durch Korngrenzenangriff und Wandstärkenverminderung verschlechtert werden. Erste Ergebnisse aus Rapsodiebestrahlungen weisen auf eine mögliche Schwächung hin.

In welcher Weise der Korngrenzenangriff erfolgt und wie tief er wirklich ist, haben Mikrosondenuntersuchungen gezeigt. Danach reicht die Korngrenzenveränderung sogar bis in eine Tiefe von 40 % der Wandstärke. Die Ursache für diese Vorgänge ist in der Thermodynamik der Materialkomponenten des Systems Brennstoff/Hülle zu suchen. Die Thermodynamik und die Kinetik erklären, daß im Grenzgebiet ein lebhafter Massetransport von Metallen und Metallverbindungen in beiden Richtungen erfolgt. Hier hat die Kombination von Analytik und Theorie zur Verminderung der Schädigung bereits angesetzt. Die technische Formel heißt, den Sauerstoffanteil zu verringern und den Metallanteil zu erhöhen. Optimierende Experimente sind bereits angelaufen und werden dem SNR 300 noch zugute kommen. Es muß allerdings zur richtigen Beleuchtung des Phänomens gesagt werden, daß im gesamten internationalen Brüterbereich bisher noch kein Stabdefekt diesem Problem zugeordnet wurde. Allerdings nimmt die Gefahr bei Abbranderhöhung zu.

Auf dem Gebiet der Hüllmaterialentwicklung sind zwei Teilgebiete besonders zu nennen.

Die Deutung der Bestrahlungen zur Hochtemperaturversprödung im BR2 hat eine Korrektur erfahren.

In rostfreiem Stahl wurden durch eine Bestrahlung im ETR in USA Heliumkonzentrationen bis zu 2000 Atom-ppm gemessen. Reaktionen mit thermischen Neutronen wurden als Ursache der Heliumbildung festgestellt. Helium wird insbesondere durch die Reaktion $^{59}\text{Ni} (n, \alpha) ^{56}\text{Fe}$ erzeugt, der der ^{58}Ni - ^{59}Ni -Neutroneneinfang vorangeht. Der Wirkungsquerschnitt der (n, α) -Reaktion wurde berechnet und beträgt 7,38 b; dieser Wert ist erst kürzlich veröffentlicht worden.

Bei den BR2-Bestrahlungen, hier als Beispiel am Werkstoff Nr. 1.4988 (Abb.5), werden bis zu der bisher maximal erreichten Neutronendosis etwa 60 ppm Helium über die thermische Ni-Reaktion $\text{Ni}^{59} (n, \alpha)\text{Fe}^{56}$ erzeugt. Ein geringer Anteil von Helium wird sowohl im BR2 als auch SNR durch den B^{10} -Abbrand und durch Reaktionen von Fe, Cr, Ni und N_2 mit schnellen Neutronen erzeugt, dargestellt als schwache Linien im linken und rechten Bildteil. Die Gesamtmengen an erzeugtem Helium sind für den BR2 und SNR als stark gezeichnete Linien im linken und rechten Bildteil dargestellt. Die vertikalen Linien stellen die bisher erreichten Experimentierdosen dar. Auffallend ist, daß bis zu einer bestimmten Dosis schneller Neutronen ($> 0,1$ MeV) im BR2 mehr Helium über (n, α) -Reaktionen mit schnellen Neutronen gebildet wird als im SNR. Die Begründung dafür liegt darin, daß die Schwellenergien von Fe, Cr und Ni für schnelle (n, α) -Reaktionen bei einigen MeV liegen und damit in erster Näherung nur der Neutronenfluß größer als 3,68 MeV für diese Reaktionen ausschlaggebend ist.

Zusammenfassend hierzu läßt sich sagen, daß bei den im BR2 durchgeführten Bestrahlungsexperimenten bis zu Dosen schneller Neutronen von $1 \times 10^{22} \text{ n/cm}^2$ bei allen drei Stählen etwa um den Faktor 2 mehr Helium erzeugt worden ist, als im SNR nach einer Dosis von etwa $2 \times 10^{23} \text{ n/cm}^2$ zu erwarten ist. Diese Aussage ist an den Schnittpunkten der Gesamtkurven mit den Vertikallinien der maximalen Hüllmaterialdosen im linken und rechten Bildteil abzulesen. Da der größte Teil des im BR2 erzeugten Heliums über die thermische Ni-Reaktion $\text{Ni}^{59} (n, \alpha) \text{Fe}^{56}$ gebildet wird und damit die He-Verteilung im SNR und BR2 vergleichbar ist, sollten sich die Bestrahlungsergebnisse aus dem BR2 in bezug auf die Hochtemperaturversprödung auf die Verhältnisse des SNR übertragen lassen. Sie stellen sogar verschärfte Versuchsbedingungen dar.

Das nächste Bild (Abb.6) zeigt einen Vergleich des Bestrahlungsverhaltens der potentiellen SNR-Hüllwerkstoffe. Die Ergebnisse stammen aus

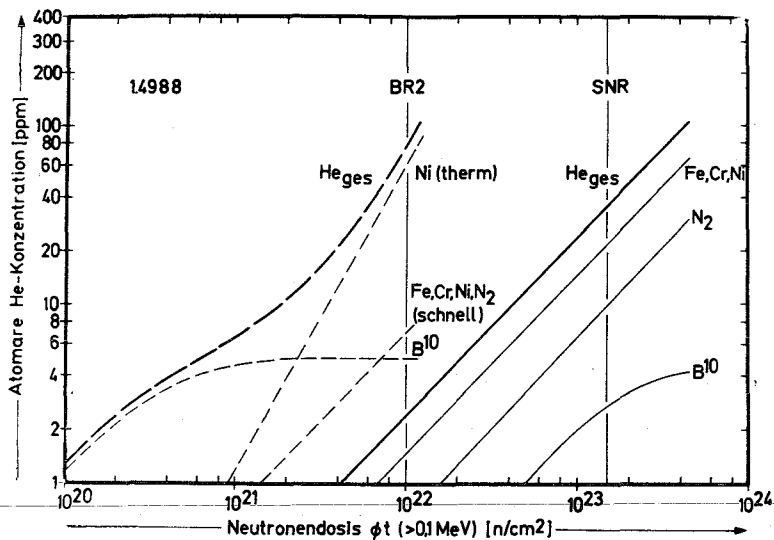


Abb. 5

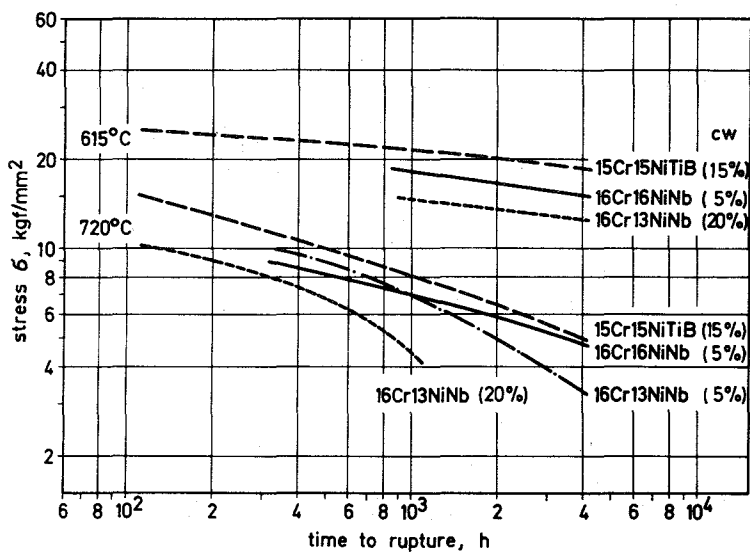


Abb. 6

den Mol 2-Bestrahlungen und stellen die Standzeiten bis zum Bruch dar. Die Zusammensetzung der Stähle im rechten Bildteil entspricht von unten nach oben gelesen den Stählen mit den Werkstoffnummern 1.4988, 1.4981 und 1.4970, letzterer bekannt geworden als sog. Schwedenstahl. Die Erfahrung hat gezeigt, daß auch in dieser Reihenfolge, also von unten nach oben gelesen, die metallurgischen Komplikationen zunehmen. Das ist z.B. abzulesen daran, daß bei der oberen Kurvenschar bei 615°C noch ein metallurgisch überschaubares Verhalten vorliegt, welches der wissenschaftlichen Erwartung entspricht. Die untere Kurvenschar dagegen gibt das Bild für 720°C, also einer für den SNR relevanteren Temperatur wieder. Hier sind bereits stärkere metallurgische Veränderungen eingetreten, die zu starken Abnahmen der Zeitstandfestigkeit führten. Unter diesen Bedingungen scheint sich der mittlere Stahl mit der Kennzeichnung 16Cr16NiNb, also der 4981, zu qualifizieren. Dieses ist natürlich eine vereinfachte Demonstration zum Zweck der Anschaulichkeit. Wenn man bedenkt, daß zur Festigkeitsbetrachtung noch die Frage nach der Korrosionsbeständigkeit und dem Schwell- und Kriechverhalten hinzukommt wird deutlich, wie schwierig die Hüllmaterialauswahl wird. Gemessen an den Entscheidungsterminen für den SNR 300 wird möglicherweise entsprechend der Menge und Art gemachter Erfahrungen die Entscheidung zwischen den Stählen 16Cr13NiNb, 1.4988, und 16Cr16NiNb eher zugunsten des letzteren, also 1.4981 fallen.

Schließlich sei das zentrale Thema des Hüllmaterialschwellens diskutiert. Hierzu ist das Schwellen des Hüllmaterials an Brennstäben des Trefoils DFR 304 im Detail untersucht worden. Die Dosis $> 0,1 \text{ MeV}$ war $4 \times 10^{22} \text{ n/cm}^2$. Es lagen Temperaturen bis 600°C vor. Durch Anwendung mehrerer Methoden zur Messung des Schwellens durch Neutronenbestrahlung ergab sich folgendes Bild (Abb. 7). Die Volumenzunahme in Abhängigkeit von der Temperatur läuft zwischen 400 und 450°C durch ein gestrecktes Maximum mit einem Höchstwert von etwa 1 %. Der Materialzustand ist im nächsten Bild mit dem Elektronenmikroskop sichtbar gemacht worden (Abb. 8). Auf diesem Bild sieht man am Trefoilmaterial von links nach rechts fortlaufend Bildausschnitte bei Temperaturen von 360, 425, 485 und 535°C, mit dem Schwellmaximum im rechten oberen Bild bei 425°C. Die Bildhöhe entspricht jeweils 1/1000 mm. Die weißen runden Flächen sind die Poren, die die Volumenzunahme erzeugt haben. Ihr Durchmesser ist einige Hundert Ångströmeinheiten. Dieses Bild ist also äquivalent dem Verlauf der

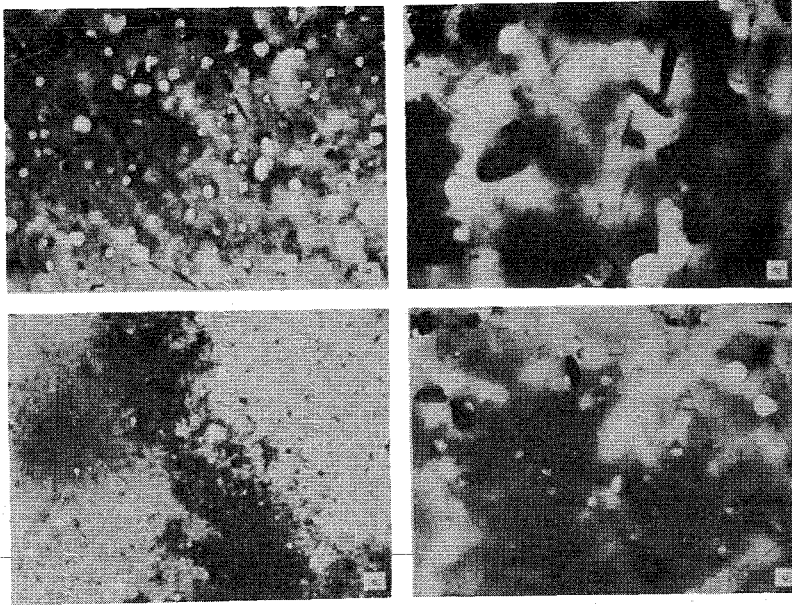


Abb. 8

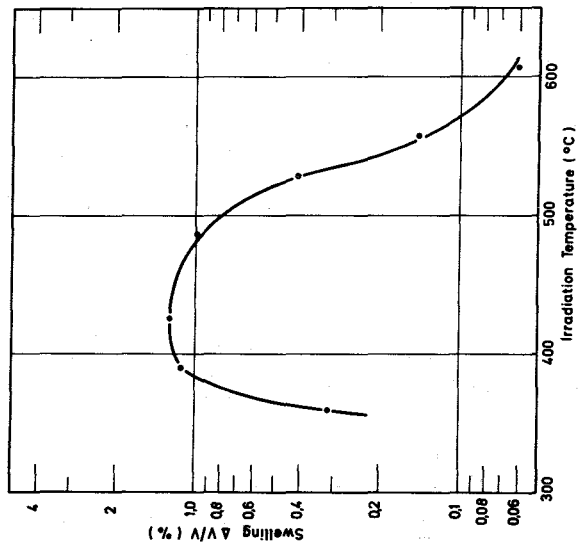


Abb. 7

Schwellkurve von tiefen zu hohen Temperaturen über ein Maximum bei 425°C ; z.B. sind im Bild bei 525°C keine Poren mehr erkennbar.

Die Möglichkeit zur Extrapolation auf höhere Neutronendosen ergab sich durch Bestrahlungsexperimente an den genannten austenitischen Stählen am Zyklotron in Harwell. Hier wurde zur Simulation von Neutronen mit C^{++} -Ionen bis zu Dosen von 3×10^{17} Ionen/cm² bestrahlt. Das entspricht auf der Basis theoretischer Überlegungen der Strahlenschädigung einer Hülldosis im DFR von 8×10^{22} n/cm² und im SNR von $1,4 \times 10^{23}$ n/cm².

Die Aussagen des nächsten Bildes (Abb. 9) sind wie folgt zu werten. Dieses Bild stellt den experimentellen Zustand der Volumenzunahme bei den amerikanischen Stählen des Typs 316, obere Kurven, und den SNR-Stählen, schraffierter Bereich, für SNR-äquivalente Hüllmaterialdosen von etwa $1,4 \times 10^{23}$ n/cm² dar. Es ist darauf hinzuweisen, daß infolge der hohen Energie und des hohen Flusses der C^{2+} -Ionen eine stärkere Schädigung im Material erzeugt wird als bei Neutronenbestrahlung. Um einen neutronenäquivalenten Zustand zu erhalten, wird dann das Hüllmaterial im Zyklotron bei Temperaturen bestrahlt, die 150°C höher liegen als bei den Brennstäben im Reaktor. Das ist über die Theorie erklärbar, was hier nicht näher gezeigt werden kann. Deshalb sind zur Übertragung auf Reaktorverhältnisse die Temperaturen dieses Bildes um 150°C zu verringern.

Im schraffierten Bereich sind für eine SNR-Dosis von etwa $1,4 \times 10^{23}$ n/cm² die zu erwartenden Volumenzunahmen von 1-4 % angegeben, die man zu erwarten hat, je nachdem welchen der potentiellen Werkstoffe in welchem Vorbehandlungszustand man einsetzen wird. Die Vergleichbarkeit dieser Ergebnisse mit Reaktordaten ist von britischen Wissenschaftlern bestätigt worden.

Schlußfolgernd läßt sich in einem weiteren Gedankenschritt dann folgendes sagen:

Es ist nicht notwendigerweise so, daß die Kurve mit den niedrigsten Schwellwerten dem besten Stahltyp entspricht. Die endgültige Auswahl wird nach Maßgabe anderer Kriterien, z.B. mechanischer Eigenschaften oder Korrosionsbeständigkeit zu beurteilen sein. Die insgesamt zu erwartende Volumenzunahme des Hüllmaterials beim SNR bei maximaler Belastung von etwa 2×10^{23} n/cm² wird nach dem Gesagten zwischen 2 und 8 % sein, entsprechend der unteren und oberen Kurve des schraffierten Bildteils.

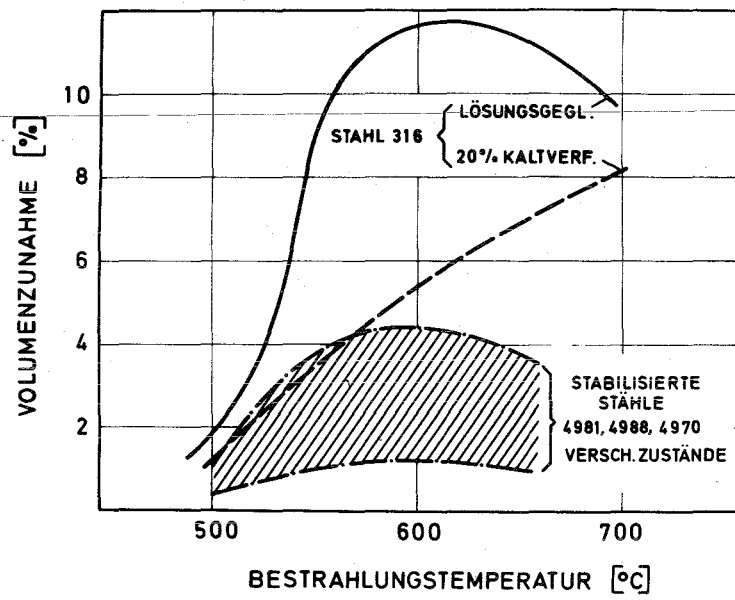


Abb. 9

Diese Werte ergeben sich, wenn man die bisher benutzte Schwellformel des Sicherheitsberichtes für den SNR 300 mit dem Exponenten $n = 1,6$ zur Umrechnung von der Experimentierdosis dieses Bildes von 1,4 auf $2,0 \times 10^{23} \text{ n/cm}^2$ anwendet. Nach den bisher gemachten Erfahrungen wird es möglich sein, mit einer Kaltverformung der Stähle von etwa 10 % zu maximalen Schwellwerten beim SNR 300 zu gelangen, die unter 5 % Volumenzunahme liegen, entsprechend Werten, die im mittleren Teil des schraffierten Bildteiles liegen.

Abschließend kann man sagen, daß aufgrund der bisherigen Erfahrungen ein maximaler Abbrand von 80.000 MWd/t beim SNR ohne nennenswerte Defekte zu erwarten ist. Es sind allerdings noch einige Probleme zu bearbeiten, um die Leistungsfähigkeit des gegenwärtigen Konzeptes noch erheblich zu steigern. Im besonderen wird es dabei um die Verträglichkeit zwischen Brennstoff und Hülle, das strahleninduzierte Kriechen und das Brennstabverhalten unter Grenzbedingungen oder gar im Falle von Leistungsüberschreitungen gehen.

Anerkennung

Folgende Mitarbeiter der GfK haben an dem Inhalt dieses Statusberichtes durch Sachbeiträge mitgewirkt:

- | | |
|-------------|---|
| K.-D. Closs | Zur Hochtemperaturversprödung unter Bestrahlung und Mol 2-Ergebnisse (1) |
| K. Ehrlich | Zum Hüllmaterialschwellen, Auswertung der VEC- und Trefoilbestrahlungen (2) (6) |
| H. Elbel | Modelltheorie, SATURN-Rechnungen (3) |
| D. Geithoff | Auswertung von Bestrahlungen im FR2 und DFR zum Thema Verträglichkeit (4) |
| H. Kleykamp | Ergebnisse aus Mikrosondenuntersuchungen an bestrahlten Brennstabproben (5) |

Die Autoren danken für diese Beiträge.

- (1) K.-D. Closs, L. Schäfer
In pile stress rupture strength of three stabilized austenitic stainless steels.
To be presented at Los Angeles, ASTM-Meeting in June 1972
- (2) K. Ehrlich, N.H. Packan
Void formation in type 1.4988 stabilized stainless steel.
To be presented at Los Angeles, ASTM-Meeting in June 1972
- (3) H. Kämpf, H. Elbel

Die Behandlung des mechanischen und thermischen Verhaltens von
Brennstäben in SATURN 1.
KFK 1477, 1971
- (4) D. Geithoff
private Mitteilung
- (5) H. Huber, H. Kleykamp
Nachbestrahlungsuntersuchungen mit der Mikrosonde an UO_2/PuO_2
Brennstäben der Versuchsgruppen 3 und 4a der FR2-Kapselbestrah-
lungen.
KFK 1324, 1972
- (6) K. Ehrlich, R. Groß
Porenbildung in stabilisierten Stählen nach Beschuss mit 20 MeV
 C^{2+} -Ionen.
Vortrag auf der Hauptversammlung der Deutschen Gesellschaft für
Metallkunde eV, Stuttgart, 23.-26. Mai 1972

Development Work on Structural Materials

J.J. Huet⁺⁾ , SCK/CEN Mol

The objective of the programme was to define a casing material which would meet, if possible, the following essential conditions which should be met by a fast reactor fuel can :

1. to maintain a good ductility after high-temperature irradiation ;
2. not to swell after high temperature irradiation ;
3. to be compatible both with fuel and coolant ;
4. to have sufficiently good mechanical properties at high temperature to withstand the applied stresses ;
5. to be easily fabricated ;
6. to be acceptable in a reprocessing plant.

Austenitic steels proposed up to now do not meet the first three conditions because :

- they are quite embrittled when the fluence is higher than 10^{22} n/cm² at working temperature ;
- even if saturation does exist, they are amongst the alloys which swell the most at the working temperature ;
- their compatibility with fission products and oxide fuel is bad at temperatures higher than 600°C and their carbon activity is sufficiently low to be fully compatible only with purely stoichiometric carbides. Sodium corrosion is not troublesome but is rather high, mainly due to nickel depletion.

+) Dr. J.J. Huet, Head Metallurgy Department, SCK/CEN

Improvements in austenitic steels will certainly result from the large research programmes now in progress, but it is doubtful whether an essentially different behaviour will be obtained. Some nickel alloys may also be interesting : PE 16 for example is rather resistant to swelling but its embrittlement is extremely high.

Vanadium base alloys are possible cladding materials for fast reactor fuel ; their price is however very high and they can probably only be justified if the working temperature, combined with high stresses, increases to too high a level for any steel, as it would be the case in GCFR sealed pins.

Ferritic steels were chosen in Mol as the alternative for the austenitic steels. There were some indications that embrittlement was only small and corrosion resistance good. The strength of the commercial alloys at high temperature was however much too small to be of any use for a cladding material.

A great deal of effort was devoted to improve the high-temperature mechanical properties, and the only solution seemed to be dispersion strengthening. The reference temperature was chosen as 700°C, the hot spot temperature of the SNR. As base material, a Fe-13Cr alloy was selected for its oxidation resistance, and a small amount of Mo was added to improve the properties as is done in a large number of commercial ferritic steels. A large survey of quaternary addition has shown that titanium improved the hot tensile strength to a large extent by the formation of a χ -phase containing Fe, Cr, Ti and Mo. However, a large χ -phase content decreases the room temperature ductility and may introduce some cold forming difficulties, but the high-temperature ductility remains very high.

Several oxides were tested as dispersion : Al_2O_3 , MgO, ZrO_2 and TiO_2 ; only the last one gave a sensible improvement in the mechanical properties. Only very recently, yttria was also tested : the results are even better than with titania, probably because of its better thermal stability and the almost complete absence of coalescence during the

fabrication thermal treatments. But titania is still preferred, due to its lower price, and because the results it gives are fully acceptable.

Stress rupture tests at 700°C were carried out on the Fe-Cr-Ti-Mo matrix containing TiO_2 and Y_2O_3 . These results are given in figures 1 and 2, where they are compared with the AISI 304 and 316 steels and with the 12R72HV Sandvik steel. It can be estimated that the addition of TiO_2 practically doubles the applied stress for a given rupture time ; addition of Y_2O_3 gives another factor 2.

The creep curves clearly indicate that, contrary to what happens with SAP or TD nickel, secondary creep does exist, which gives some stress relaxation possibilities.

Thin tubes have been fabricated on a laboratory scale by rather conventional methods. For most of the work, elementary Fe, Cr, Mo and Ti powders have been used, but pre-alloyed powders would probably be an improvement. The metallic powders are mixed ; the ceramic powder is then added and finely dispersed in the metal powder mixture. The whole is cold compacted and hot extruded directly as a hollow. Thermal treatments for homogenization are necessary before the metal can be worked conventionally. Tubes of three different compositions have been fabricated to the final 6.0/5.2 mm dimensions. They were obtained by cold drawing on a mandrel with intermediate annealing.

Excellent welds of caps have been obtained by resistance welding : a commercial machine was fitted with an additional movable jaw which has a small inertia, and this point does not seem to be a fundamental difficulty any longer.

Samples of ferritic steels were put in the Na2 sodium loop at 700°C for times up to 4000 h. Some nickel, coming mainly from the loop heaters, was found to be deposited on the surface ; this causes a weight increase instead of a corrosion. A very small amount of sodium (100 ppm max) is however found throughout the sample, fixed on the Ti_2O_3 particles ; this

does not influence the short-time mechanical properties of the alloys.

Results of reactor irradiation tests have not yet been obtained for titanium containing alloys due to the very long irradiation time. Ferritic alloys as a whole were compared with austenitic alloys and commercial steels for high-temperature embrittlement. They were irradiated in the BR2 reactor and tested at 700°C.

From these tests, it can be concluded that ferritic alloys fabricated by powder metallurgy are not, or are only very slightly embrittled by irradiation. In general, irradiation embrittlement is reduced in powder metallurgy alloys, and the body-centered structure of ferritic steels is less embrittled than the austenitic one. These results can be best appreciated from figure 2.

As far as swelling is concerned, irradiation is in progress in the Rapsodie fast reactor. While waiting the results, simulation tests in a high voltage electron microscope have been carried out. The first result is very encouraging, because not a single void could be produced at 600°C up to a very high damage of the metal. This surprising result opens a new field of application of the alloy in fast reactor technology.

It is appreciated that a lot of work is still to be done to fabricate from this material thin tubes which will be accepted as canning material for commercial fast reactors. The high-temperature mechanical properties having been reached and all other properties being favourable (even the cost, because the only real competitors are the vanadium alloys), everything tends to push the use of these alloys as canning material for fast reactors. If the very low swelling rate of these alloys is confirmed, their use will certainly be rapidly extended to structural parts such as shroud tubes.

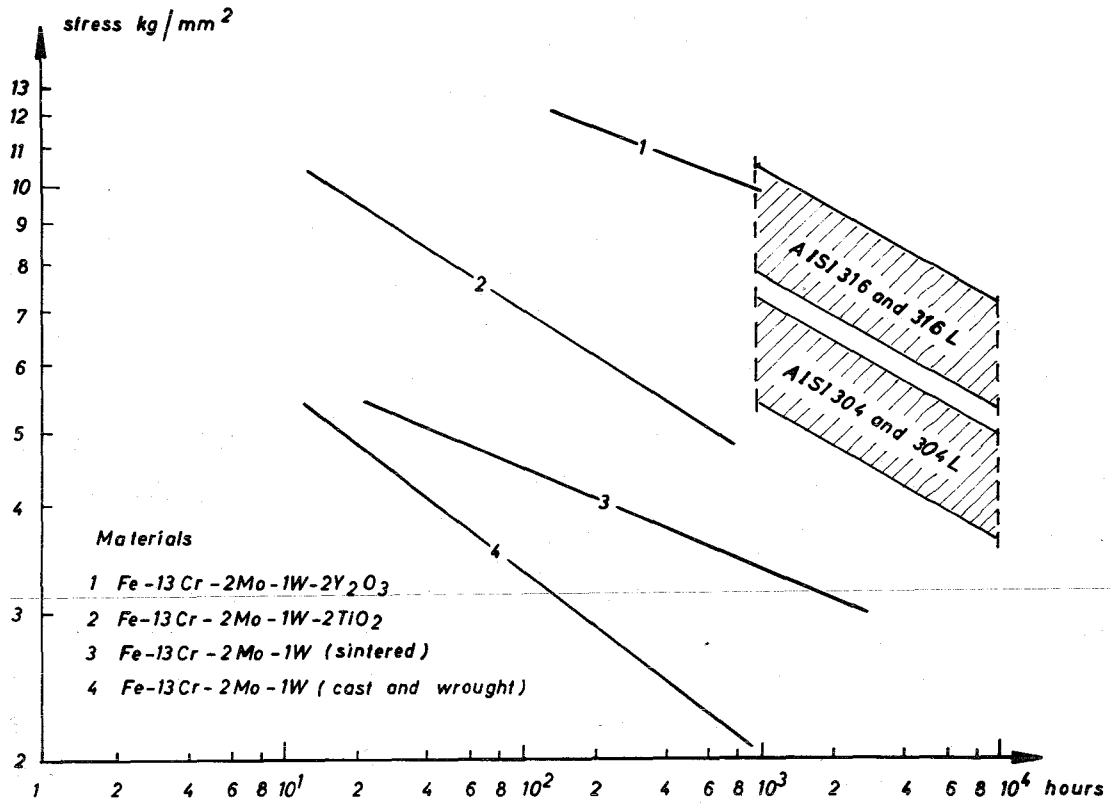


Fig. 1: Stress versus time to rupture at 700°C

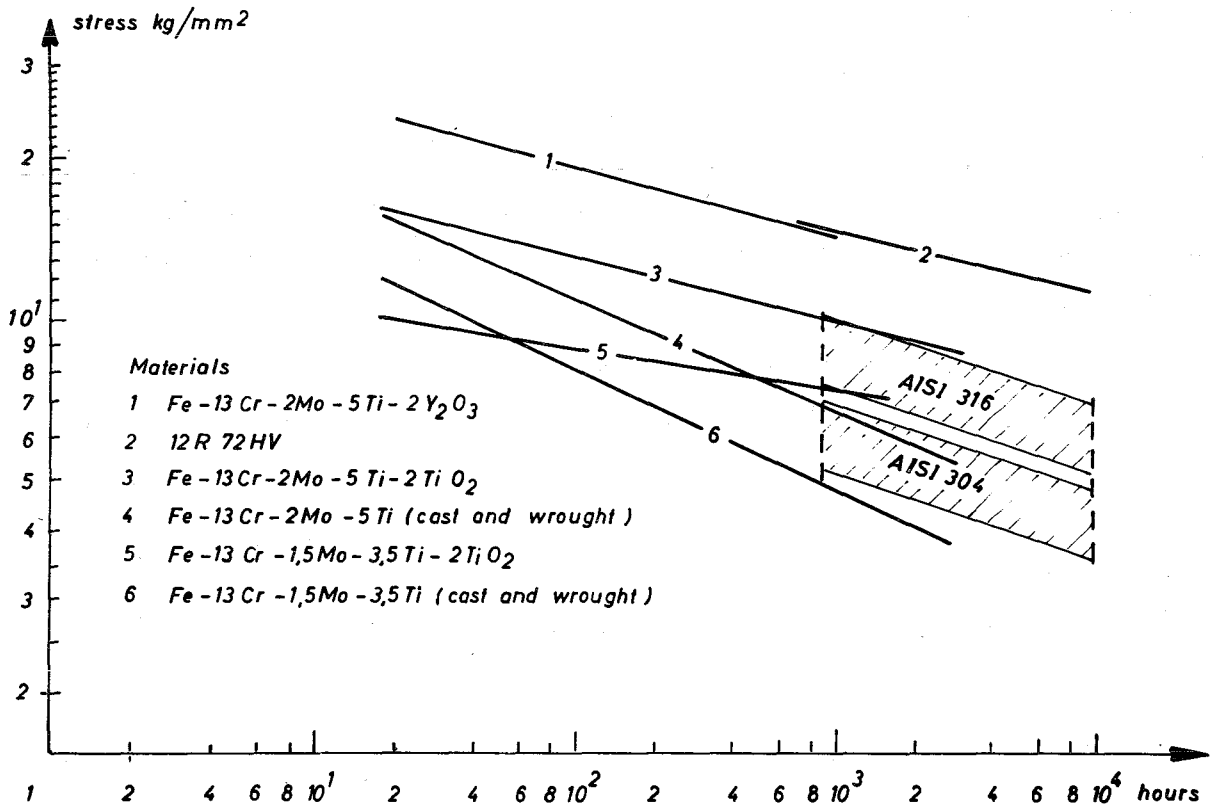


Fig. 2: Stress - time to rupture at 700°C

Arbeiten zur Reaktorsicherheit

D. Smidt⁺⁾ , GfK

Die Arbeitsgruppen im Kernforschungszentrum Karlsruhe, die sich zunächst mit Entwurfsfragen beschäftigt hatten, wurden etwa ab 1967 zunehmend für die Untersuchung von Sicherheitsproblemen eingesetzt. Die Entwurfsarbeiten wurden dagegen von der Industrie übernommen.

Im Mittelpunkt der Sicherheitsuntersuchungen steht, wie bei anderen Reaktortypen auch, die Analyse von Unfällen, bei denen das Core beschädigt und die darin enthaltene Aktivität in mehr oder weniger großem Umfang in die Umgebung freigesetzt wird. Der wesentliche Auslöser solcher Unfälle beim Leichtwasserreaktor ist ein Leck oder Bruch im unter hohem Druck stehenden primären Kühlsystem. Die meisten von dessen zahlreichen Sicherheitseinrichtungen sind hierauf ausgelegt.

Beim natriumgekühlten Reaktor spielt dieser Auslöser keine Rolle, da das Kühlmittel praktisch drucklos ist und sein Energieinhalt nicht spontan in mechanische Arbeit umgewandelt werden kann. Dagegen sind hier verstärkt Störungen zu betrachten, die unmittelbar am Core eingreifen. Störungen in diesem Sinne sind

- ungenügende Kühlung
- Reaktivitätszufuhr.

Das besondere Problem des schnellen Reaktors ist bekanntlich, daß Kühlungsstörungen zu Reaktivitätsstörungen und nachfolgenden Reaktorexkursionen führen können über

- den positiven Voidkoeffizienten
- den Reaktivitätsgewinn bei der Corekompaktierung (z.B. beim Niederschmelzen).

⁺⁾ Prof. Dr. D. Smidt, Institut für Reaktorentwicklung, GfK Karlsruhe

Es ist außerdem bekannt, daß die thermische Wechselwirkung zwischen geschmolzenem Brennstoff und Natrium den Ablauf solcher Unfälle kritisch beeinflussen kann.

Es ist nun nachzuweisen, daß die durch Kühlungs- und Reaktivitätsstörungen ausgelösten Unfälle entweder ungefährlich oder durch technische Maßnahmen zu beherrschen sind und der schnelle natriumgekühlte Reaktor ebenso sicher ist wie der Leichtwasserreaktor. Über die dazu durchgeführten Arbeiten werde ich referieren und die etwa seit 1969 angefallenen Ergebnisse, über die bisher auf keinem Status-Bericht vorgetragen wurde, zusammenhängend darstellen. Der Hauptanteil der Arbeiten wurde im Institut für Reaktorentwicklung durchgeführt, jedoch sind auch das Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik, das Institut für Angewandte Reaktorphysik und das Institut für Reaktorbauelemente beteiligt.

Der erste Problemkreis umfaßt Kühlungsstörungen im Gesamtcore, der zweite lokale Kühlungsstörungen. Ich beginne mit dem ersten.

Es ist zur Zeit üblich, daß die Genehmigungsbehörden die Analyse eines hypothetischen Unfalls verlangen, der durch den gleichzeitigen Ausfall sämtlicher Kühlmittelpumpen und beider Systeme von Abschaltstäben ausgelöst wird. Wie in entsprechender Weise beim Leichtwasserreaktor wird dadurch eine Grenzbelastung definiert, die u.a. die Auslegung von Reaktorbehälter, Containment und Notkühlung bestimmt. Über die Eintrittswahrscheinlichkeit eines solchen Unfalles wird dabei keine spezifische Annahme gemacht.

Der zu unterstellende Unfallablauf ist dann

- Kühlungsausfall
- Natriumsieden
- Reaktivitätszufuhr über den Voideffekt
- rasche Exkursion
- Brennstabversagen
- Reaktordesintegration (Bethe-Tait-Exkursion)
- Mechanische Energiefreisetzung unter Einbeziehung der Brennstoff-Natrium-Wechselwirkung

Zu den einzelnen Punkten sind zahlreiche Arbeiten ausgeführt worden. Ich greife hier nur den zweiten und den letzten Punkt heraus.

Im Ablauf des Siedevorganges wird Natrium aus den Kühlkanälen ausgeworfen (Ejektion). Die Ejektionsgeschwindigkeit bestimmt die Reaktivitätsänderungsgeschwindigkeit und damit den Exkursionsumfang.

Die experimentellen Untersuchungen zeigten [9], daß sich eine einzelne oder wenige große Natriumdampfblasen bilden, die durch Verdampfung eines an der beheizten Kanalwand haftenden flüssigen Restfilmes gespeist werden [10]. Diese Erkenntnisse führten zur Entwicklung des Rechenprogramms BLOW-2 durch Schlechtendahl, dessen physikalisches Modell später Grundlage aller an verschiedenen Stellen in der Welt heute verwendeten Natrium-Siedecodes geworden ist. Der folgende Filmausschnitt verdeutlicht diese Arbeiten.

(Hier wurde ein Film über die Na-Siedeexperimente gezeigt)

Der letzte Punkt im Zusammenhang mit der hypothetischen Core-Exkursion ist die Berechnung der Brennstoff-Natrium-Wechselwirkung (BNW). Sie bestimmt den Wirkungsgrad, mit dem die thermische Exkursionsenergie in mechanische Arbeit überführt wird. Die Energieübertragung wird umso schneller und größer, je kleiner die Brennstoffpartikel werden. Der dafür maßgebende Wärmeübergang ist groß, solange das Natrium flüssig ist und dann kleiner, wenn das Natrium verdampft und einen isolierenden Dampffilm bildet. Die Verdampfung des Natriums und die Arbeit leistende Expansion können durch Modelle [1,2,3] beschrieben werden, die mit den für das Ejektionsprogramm BLOW-2 verwendeten nahe verwandt sind. Caldarola hat im letzten Jahr ein Programm für die BNW entwickelt, das gegenüber seinen Vorläufern insbesondere den Wärmeübergang bei Existenz des Dampffilmes genauer beschreibt [4]. Er findet unter konservativen Annahmen Wirkungsgrade der BNW von etwa 5%.

Die Arbeiten zum ersten Problembereich haben insgesamt ergeben, daß eine Auslegung des SNR so möglich ist, daß auch hypothetische, auf das ganze Core wirkende Störungen mit der nachfolgenden Exkursion nicht zu einer schwerwiegenden Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung führen. Die Reaktorsicherheitskommission hat sich dieser Auffassung angeschlossen. In den kommenden Jahren sind hier jedoch noch zahlreiche Detailprobleme zu klären.

Der zweite Problemkreis, über den ich berichten will, betrifft lokale Kühlungsstörungen [5]. Hier wird der folgende Störfallablauf unterstellt:

1. Durch einen Fremdkörper oder eine Geometrieänderung wird die Kühlung in einem Teilbereich des Cores gestört.
2. Lokales Natriumsieden tritt auf.
3. Das Natrium trocknet lokal aus.
4. Brennstoff schmilzt.
5. Mitiedereintretendem Natrium findet BNW statt.
6. Die freigesetzte mechanische Arbeit führt zur Schadenspropagation und/oder zu einer Kavität im Core mit positivem Reaktivitätsbeitrag.

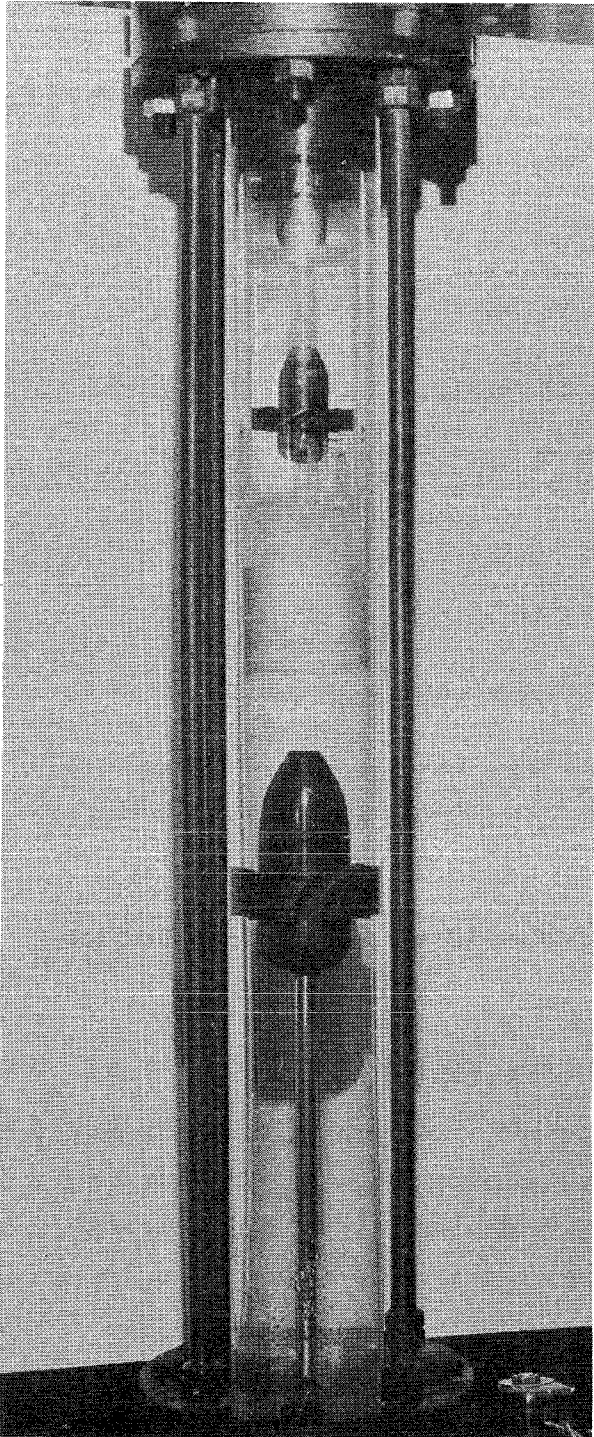
7. Reaktorexkursion ähnlich wie im vorher betrachteten Fall.

Das Ziel unserer hierzu durchgeführten Forschungsarbeiten ist es,

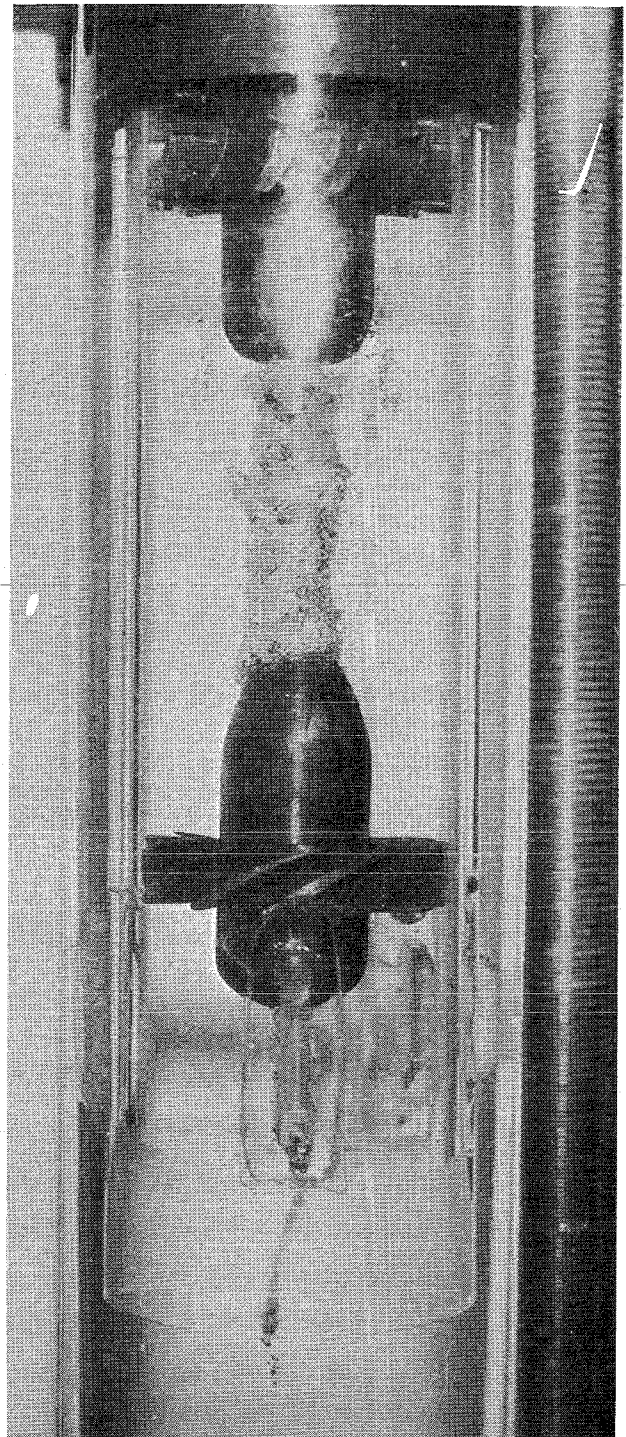
- durch genauere Untersuchungen der physikalischen Abläufe nachzuweisen, daß die Kausalkette nicht zwangsläufig von Anfang bis Ende abläuft, und
- daß sie sich zudem durch technische Zusatzmaßnahmen an einigen Stellen unterbrechen läßt.

a) Unterbrechung 1 - 2, Vermeidung des lokalen Siedens

- a 1) Die Kühlmitteltemperatur am Brennelementaustritt wird standardmäßig überwacht. Sie soll auch zur Detektion von Blockaden im BE verwandt werden. Von Broeders wurde eine Methode entwickelt, die eine Optimierung der Alarmschwelle des Temperatursignals erlaubt so, daß der Grenzwert einerseits möglichst niedrig liegt, andererseits das normale Temperaturrauschen keine häufigen Fehlalarme ergibt [6].
- a 2) Lokale Übertemperaturen führen mit hoher Wahrscheinlichkeit zunächst zu Hüllenschäden und Spaltgasfreisetzung. Gast [5] hat deshalb einen Spaltgasdetektor nach dem Zyklonprinzip entwickelt, der am Kopf des Brennelementes angebracht wird (Abb. 1); die Gasdetektion



Meßstrecke mit Vor- und End-
abscheider



Endabscheider

Abb. 1: Hülschadendetektor, Modellversuch, Referenzanordnung

erfolgt über ein beheiztes Thermoelement. Vorversuche ergaben, daß bereits sehr geringe Gasmengen sicher nachgewiesen werden können. Das System wurde zur Endentwicklung an die Industrie gegeben.

b) Unterbrechung 2 - 3, Vermeidung des Austrocknens

- b 1) Durch Simulation mit nichtmetallischen Fluiden wurden die Form und die Mitteltemperatur des Totwassers hinter einer Blockade bestimmt (Abb. 2). Durch die starke Rezirkulationsströmung wird die Siedetemperatur erst bei größeren und absolut "dichten" Blockaden überschritten [7, 11, 12].
- b 2) Wegen der großen Leistungsdichte sind Experimente mit elektrisch beheizten Stabbündeln im Bereich der Siedetemperatur in Natrium sehr schwierig, sehr teuer, sehr zeitraubend. Wir haben die Verhältnisse in mehreren, teilweise blockierten Kühlkanälen zunächst mit unserer Technik des induktiv beheizten Rohres, bei dem ein Füllkörper die Kanalgeometrie erzeugt, untersucht (Abb. 3) [11]. Wir nennen diese Anordnung "Negativbündel". Die Arbeiten sind noch nicht abgeschlossen, doch gibt es Hinweise, daß lokale Blockaden im SNR-Bündel nicht zum Austrocknen führen.
- b 3) Ein von Gast entwickeltes theoretisches Modell [5] zeigt, daß wegen des pulsierenden Charakters des lokalen Siedens eine Wiederenetzung erfolgt, bevor es zum Austrocknen und zu exzessiven Brennstofftemperaturen kommt.

c) Unterbrechung 2 - 2a, Siedestöße

Um den Effekt von Siede- und Kondensationsstößen auf die Reaktorstruktur zu bestimmen, wurde ein elektrisch beheiztes Brennelement im Maßstab 1:1 eingesetzt, das von seinen 6 (simulierten) Nachbarn umgeben war. Das beheizte Bündel hatte lediglich eine im Vergleich zum SNR reduzierte Stableistung von ca. 20 W/cm (Abb. 4). Die gesamte Anordnung befand sich unter

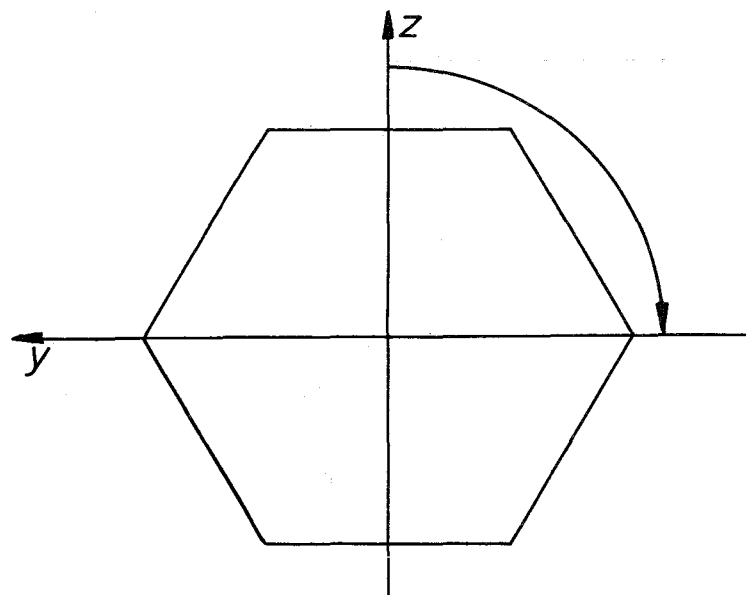
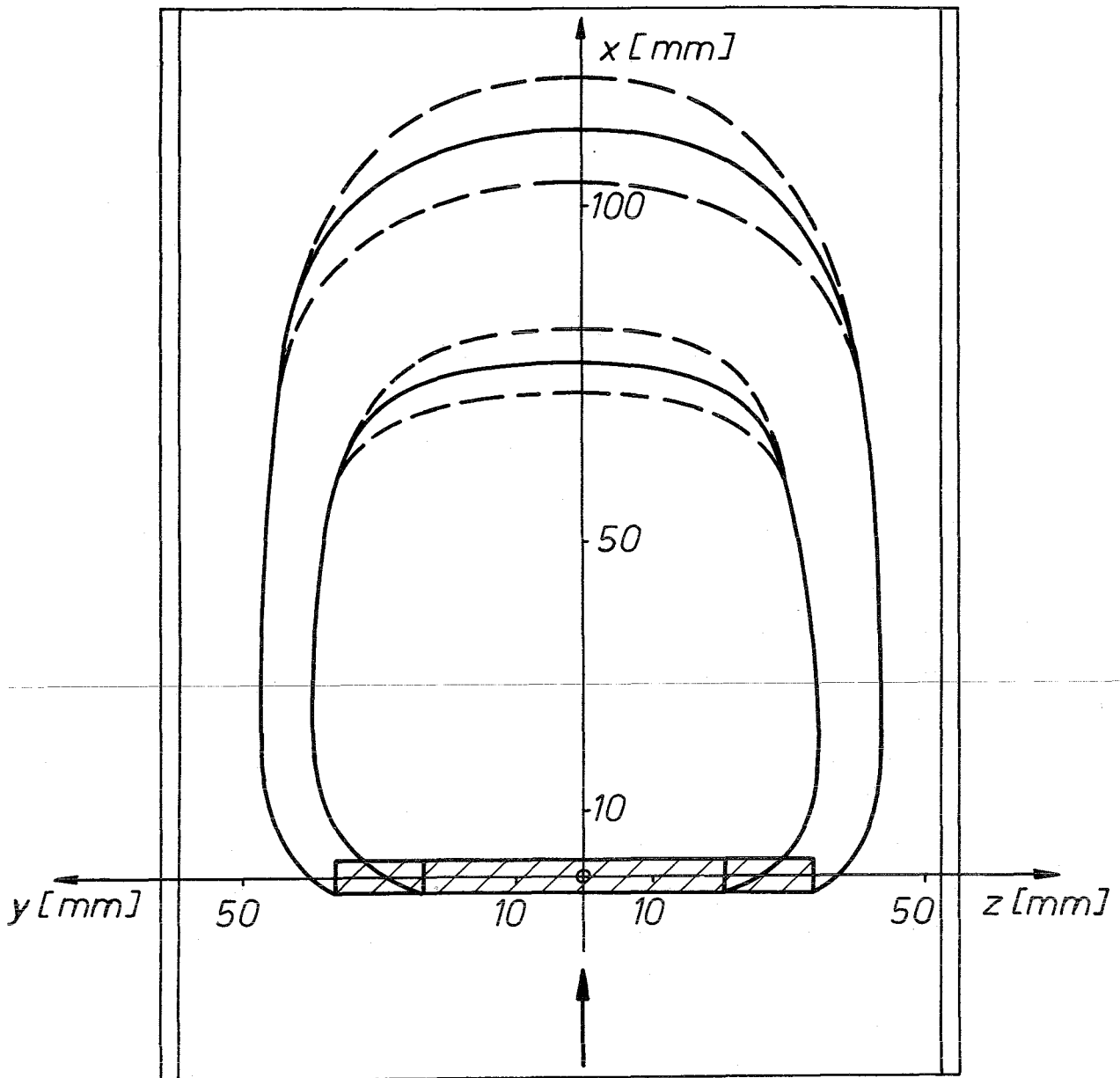


Abb. 2: Shape of the recirculation zone behind two blockages in a rod bundle (Ratio of blocked/total flow area = 0.147 and 0.411 resp.)

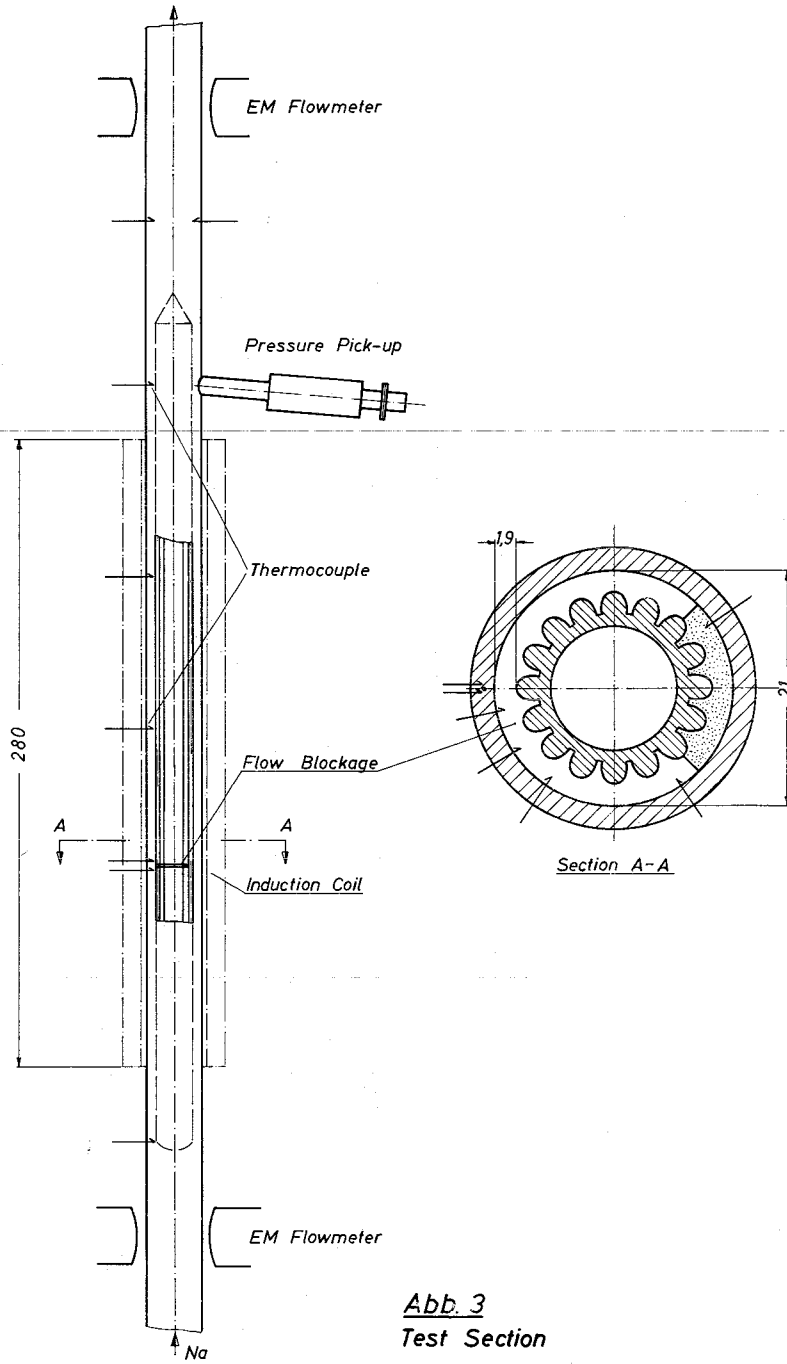


Abb. 3
Test Section

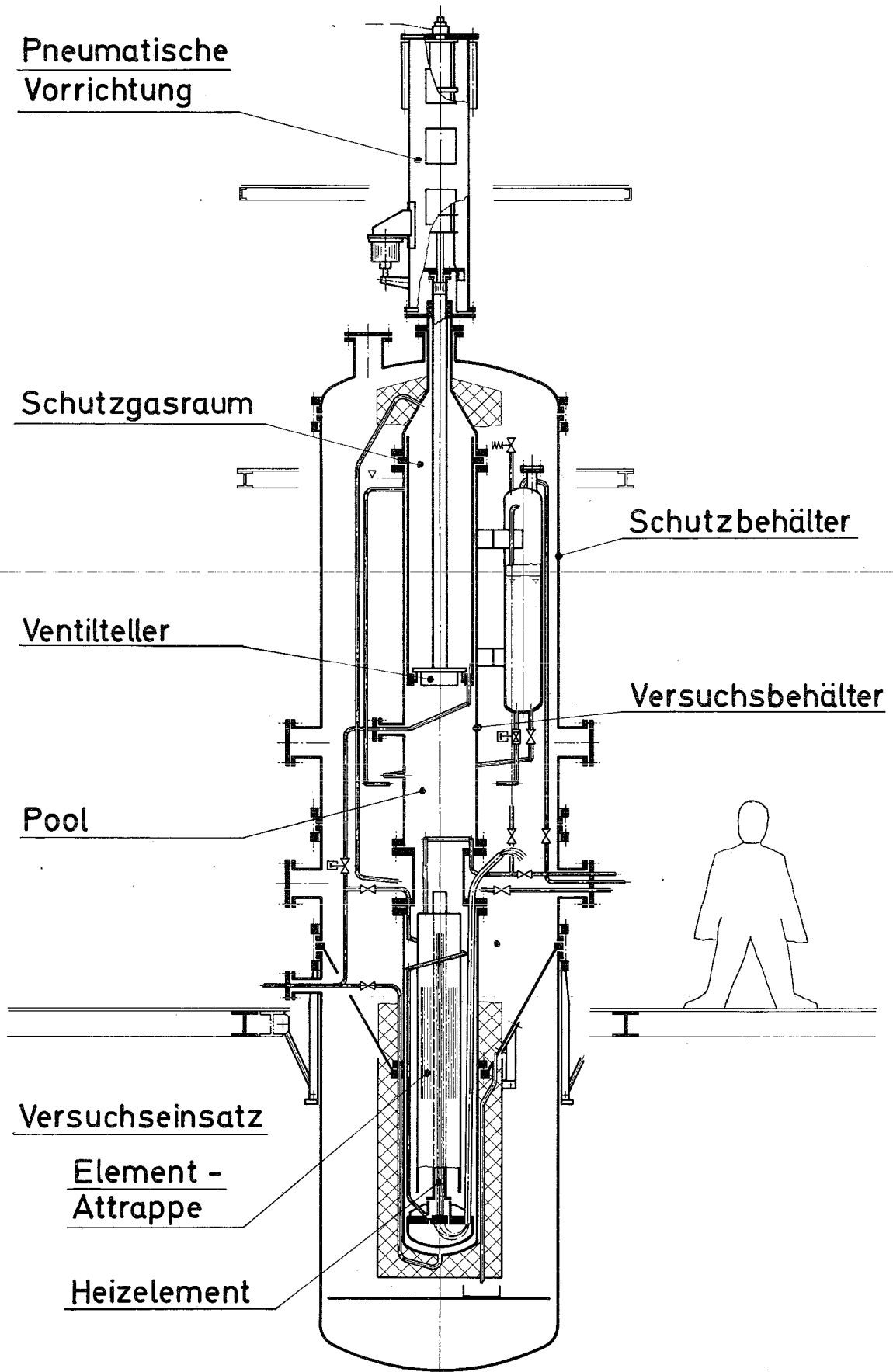


Abb. 4 Schematische Darstellung der BEVUS -
Versuchsanlage

Natrium, das im beheizten Bündel zum Sieden gebracht wurde. Dieses Experiment ist wohl das bisher größte, das zum Natriumsieden durchgeführt wurde. Nach einigen Anfangsschwierigkeiten war der Versuch erfolgreich und zeigte, daß eine Schadenspropagation durch Siede- und Kondensationsstöße nicht stattfindet. [8].

d) Unterbrechung 5 - 6, Auswirkung lokaler Explosionen auf die Corestruktur

In Zusammenarbeit mit der UKAEA werden in Foulness Sprengversuche durchgeführt, bei denen mit Hilfe chemischer Treibsätze die Auswirkung von lokalen explosiven Vorgängen in einem 1:1 Coremodell demonstriert werden soll. Zur Zeit befindet sich das Coremodell in der Fertigung. Die Versuche sollen, wenn keine Lieferverzögerungen eintreten, im Herbst dieses Jahres beginnen.

Referenzen

- [1] D.H. Cho, R.W. Wright
A Rate-Limited Model of Molten Fuel-Coolant Interactions
ANS 13, pp. 649, Washington, Nov. 1970
- [2] A. Padilla, Jr.
Transient Analysis of Fuel-Sodium Interaction
Trans. Am. Nucl. Society, 13, 375 (1970)
- [3] D.H. Cho, R.O. Ivins, R.W. Wright
Pressure Generation by Molten Fuel-Coolant Interactions under LMFBR Accident Conditions
Proc. Conf. on New Developments in Reactor Mathematics and Applications, March 29-31, 1971, USAEC Report CONF-710302, 25 (1971)
- [4] L. Caldarola, W. Häfele
Les facteurs de conversion dans le cas de l'interaction combustible-sodium
CREST Specialist Meeting on Sodium-Fuel-Interactions, Grenoble, January 1972

- [5] K. Gast
Die Ausbreitung örtlicher Kühlungsstörungen im Kern Schneller
natriumgekühlter Reaktoren und ihre Bedeutung für die Reaktor-
sicherheit
KFK 1380, Mai 1971
- [6] C. Broeders
Auswerteverfahren für die Überwachung der BE-Austrittstemperaturen
3. Vierteljahresbericht 1971 des Projektes Schneller Brüter,
S. 124-6
- [7] D. Kirsch, R. Meyder, G.F. Schultheiss
Zur Strömungsverteilung im Bereich lokaler Kühlkanalblockaden in
Stabbündelbrennelementen
Reaktortagung 1971 d. Deutschen Atomforums/KTG, Bonn, Vortrag 137
- [8] M. Cramer, B. Dorr
Experimenteller Nachweis der Unschädlichkeit von Siedestößen in
einem natriumgekühlten Brennelementbündel
Reaktortagung 1972 des Deutschen Atomforums/KTG in Hamburg,
11.4.-14.4.1972
- [9] F.W. Pepler
Experimentelle Untersuchungen der Siedevorgänge mit Natrium in engen
Kanälen und deren Anwendung auf schnelle Reaktoren
Externer Bericht Nr. 8/72-1, KFZ Karlsruhe, Febr. 1972
- [10] E.G. Schlechtendahl
Sieden des Kühlmittels in natriumgekühlten schnellen Reaktoren
KFK 1020, EUR 4302d, Juni 1969
- [11] D. Kirsch, K. Schleisiek
Flow and Temperature Distribution around Local Coolant Blockages
in Sodium Cooled Fuel Elements.
Internat.Seminar on Heat Transfer in Liquid Metals, Trogir, 1971,
Paper No.22
- [12] P. Basmer, D. Kirsch, G.F. Schultheiss
Phänomenologische Untersuchungen der Strömungsverteilung hinter lokalen
Kühlkanalblockaden in Stabbündeln
KFK 1548, Januar 1972

Weitere Perspektiven für die Brüterentwicklung

von
W. Häfele *)

Die Bestellung des SNR 300 bzw. die entsprechende Absichtserklärung, die heute erfolgt, stellt einen großen Abschnitt in der Entwicklung des natriumgekühlten Schnellen Brüters dar, wie sie von Belgien, Holland, Luxemburg und Deutschland verfolgt wird. In Belgien wird schon seit Ende der fünfziger Jahre an der Entwicklung Schneller Brüter gearbeitet. Es war die Mitarbeit am Enrico Fermi Reaktorprojekt, um das es damals für unsere belgischen Partner in den fünfziger Jahren ging. Im deutschen Kernforschungszentrum Karlsruhe begannen die Arbeiten zur Schnellbrüterentwicklung im April 1960, d.h. vor genau 12 Jahren; in Holland und in Luxemburg in der Mitte der sechziger Jahre.

Wenn bei diesen Arbeiten die Kernforschungszentren die Initiative ergriffen und für lange Zeit die Führung im Projekt hatten, so bezeichnet das die von vornherein erkennbare Langfristigkeit des Projektes. Ende der siebziger Jahre soll der SNR 300 voll in Betrieb sein. Dann hat die Entwicklung des Brüters knapp 20 Jahre erfordert. Ein solcher Zeithorizont ist zu weit gespannt, als daß er allein vom marktwirtschaftlichen Anreiz her und im Zuge normaler industrieller Innovationsprozesse hätte ausgefüllt werden können. Hier geht es aber auch um mehr als einen normalen industriellen Innovationsprozeß. Kürzlich hat eine im Auftrag des "Club of Rome" angefertigte Studie der MIT-Gruppe um Prof. Meadows großes Aufsehen erregt, die sich mit Fragen der Begrenzung von Wachstumsraten auf unserem nicht mitwachsenden Globus befaßt. In dieser Studie "the Limits to Growth" sind fünf hauptsächliche Größen betrachtet, die je einzeln oder wahrscheinlich zusammen etwa um die Mitte des nächsten Jahrhunderts das Bevölkerungs- und Wirtschaftswachstum drastisch beenden und zu katastrophalen Lebensbedingungen führen werden, wenn es nicht gelingt, vorher zu Maßnahmen zu kommen, die in viel höherem Maße, als das jemals bisher in der Geschichte der Fall war, rational und weitblickend sind. Diese fünf hauptsächlichen Größen sind:

x) Prof. Dr. Wolf Häfele, Leiter des Projektes Schneller Brüter Karlsruhe
Institut für Angewandte Systemtechnik und Reaktorphysik, GfK Karlsruhe

- 1.) das Bevölkerungswachstum und die absolute Zahl der Weltbevölkerung
- 2.) die Versorgung mit Lebensmitteln
- 3.) die Versorgung mit Energie
- 4.) die Versorgung mit Rohstoffen
- 5.) das Umweltproblem

Schnelle Brutreaktoren erlauben die de-facto unbegrenzte Versorgung der Menschheit mit Energie. Es ist hier nicht der Ort, in die Einzelheiten der Studie des MIT einzugehen, aber das eine ist ein einfach zu bezeichnender Sachverhalt: Die Energieversorgung gehört in den Kontext der soeben bezeichneten großen Weltprobleme der nächsten 50 bis 100 Jahre. Wenn durch den Einsatz Schneller Brutreaktoren die Energieversorgung schon heute als gesichert und unbegrenzt angesehen werden kann, so hat das diese Dimension.

Das soll uns jedoch nicht den Blick dafür verstellen, daß es zunächst das Ziel sein muß, die Industrie der DEBENELUX-Länder in den Stand zu versetzen, den Brutreaktor industriell und kommerziell zum Einsatz zu bringen. Etwa 1967 ist deshalb - der Logik der Sache folgend - die Initiative bei der Entwicklung des Schnellen Brütters von den Kernforschungszentren an die Industrie übergegangen. Der Na-2-Entwurf eines 300 MWe Brütters war die Nahtstelle, die diesen Übergang bezeichnet, denn der SNR-300-Entwurf schloß eng an diesen Na-2-Entwurf an. Das erste Angebot zum SNR 300 wurde termingemäß zum 31.12.1969 fertiggestellt. Wenn eine Anleihe bei der Begriffsbildung in der Entwicklung der elektronischen Datenverarbeitung einmal hier erlaubt ist, so muß gesagt werden, daß man heute deutlicher übersieht, daß die Entwicklungsarbeiten des Konsortiums INTERATOM/BELGONUCLEAIRE/NERATOOM, die während der drei Jahre 1967-1969 geleistet wurden, sozusagen die "hardware"-Seite des Entwurfs betrafen. Neben der "hardware" gibt es aber auch noch eine "software". Heute ist klar, daß diese "software" die Einarbeitung des damaligen SNR-300-Entwurfs in den Zusammenhang der Bedürfnisse und Denkweisen der EVU und in den Prozeß der Lizenzierung und Finanzierung eines solchen ersten Prototyps eines natriumgekühlten Schnellen Brütters darstellt. Die grundsätzliche Änderung des Containment-Konzeptes, die Anpassung des Beladezyklus an den Jahresrhythmus, die Erweiterung der Notkühlmaßnahmen durch Aufnahme eines redundanten und voll diversitären zusätzlichen Notkühlsystems, Maßnahmen zur räumlichen Redundanz, und vor allen Dingen auch der Name Kalkar als der künftige Standort für den SNR 300 bezeichnen die Stationen der Arbeiten der Jahre 1970 - 1972. Ebenso aber gehören die Stichworte: Gewährleistungen, Garantien, Preis-

modell, Mittelbewilligung, Bundestagshearing über "Wachstumsorientierte Technologien und staatliche Forschungspolitik", öffentliche Diskussion des Brüterprojektes und Beratungen des Bundestagsausschusses für Bildung und Wissenschaft dazu, wenn von dieser "software"-Seite die Rede ist. Wir halten uns vor Augen: die Bearbeitung der "hardware"-Seite hat drei Jahre erfordert und die Bearbeitung der "software"-Seite ebenfalls drei Jahre.

Seit 1967 ist das Projekt Schneller Brüter ein gemeinsames Projekt der Länder Belgien, Holland, Luxemburg und Deutschland. Die vergangenen 6 Jahre haben zu einer außerordentlich engen Integration geführt. Daß heute der Statusbericht nicht in Karlsruhe, sondern in Mol stattfindet, ist nur ein Ausdruck dieser Integration. Neben unserem SNR-Brüterprojekt gibt es im europäischen Raum das englische und das französische Brüterprojekt. Im letzten Jahr ist es nun dabei zu einer bemerkenswerten Verschränkung dieser drei europäischen Brüterprojekte gekommen. Die Seite der Elektrizitätsversorgungsunternehmen hat ein natürliches Interesse daran, bei der zukünftigen Bestellung von Brüterkernkraftwerken nicht allein auf eine Lieferfirma angewiesen zu sein. Im jeweils nationalen Bereich von DEBENELUX bzw. von England oder Frankreich ist aber der Aufbau von jeweils zwei möglichen Lieferfirmen schließlich unmöglich. Es müssen so die untereinander konkurrierenden Lieferfirmen vielmehr im europäischen Rahmen gesucht werden. Es folgt dieser Logik, wenn so die Gruppe der SBK, d.h. RWE, SEP und SYNATOM, mit der französischen EdF und der italienischen ENEL gemeinsam die Bestellung von zwei großen Demonstrationsbrüter-Kernkraftwerken beschlossen haben, die auf die jetzt im Bau befindlichen Prototyp-Reaktoren folgen sollen. Der eine große Demonstrationsbrüter, PHENIX 1000, kommt von der französischen Industrie als Lieferer. Bei dem anderen großen Demonstrationsbrüter, dem SNR 1800 oder SNR 2000, wird die Lieferseite der DEBENELUX-Gruppe, das SNR-Konsortium, sehr eng mit der englischen TNPG zusammenarbeiten, weil längerfristig die Absicht besteht, diese industriellen Gruppen bei dem Angebot für große Schnelle Brüter zu verschränken. Der SNR 1800 bzw. 2000 kommt dabei deutlich später als der PHENIX 1000, denn der Bau des PHENIX 1000 soll nach den jetzigen Plänen 1974 bzw. 1975 begonnen werden. Wenn aber der SNR 1800 bzw. 2000 dann in den Bereich der Einheitsgrößen um 2000 MWe vorstößt, stellt er einen weiteren grossen Schritt über den PHENIX 1000 hinaus dar, d.h. es wird dann auch der zeitliche Ablauf der Projekte PHENIX 1000 und SNR 2000 sinnvoll und natürlich.

Weiter ist das folgende zu bedenken: Sowohl die französische als auch die eng-

lische Brütererentwicklung folgen dem "pool"-Typ eines Schnellen Brütters, während die SNR-Linie dem "loop"-Typ, d.h. dem Schleifentyp folgt. Welche der beiden Linien sich endgültig durchsetzen wird, bleibt abzuwarten. Auch ist es denkbar, daß beide Typen nebeneinander bestehen werden, so wie das bei den jetzigen Kernkraftwerken mit dem Druckwasser- und dem Siedewasser-Reaktor der Fall ist. Man sollte in diesem Zusammenhang jedoch darauf achten, daß es praktisch als entschieden gilt, daß jedenfalls der erste amerikanische Prototypreaktor, die jetzt in Rede stehende "Demo Plant" bei John Sevier in Tennessee, ebenfalls ein Reaktor vom "loop"-Typ sein wird. Auch der im Bau befindliche FFTF Reaktor der USAEC und wohl ebenso der japanische Prototypreaktor wird ein Schneller Brüter vom "loop"-Typ sein.

POOL	LOOP
PFR - ENGLAND	BN-350 - RUSSLAND
PHENIX - FRANKREICH	FFTF - USA
BN-600 - RUSSLAND	SNR-300 - DEBENELUX
	1. DEMO-PLANT - USA
	JPFR - JAPAN

Es stehen dann schließlich in Europa zwei liefernde Industriegruppen mit untereinander zeitlich verzahnten Entwicklungsschritten den europäischen untereinander zusammenarbeitenden Elektrizitätsversorgungsunternehmen gegenüber. Damit aber sind alle großen Fragen der letzten Jahre, wie es in Europa zu einer sinnvollen Zusammenarbeit auf dem Schnellbrütergebiet kommen kann, im Grunde voll beantwortet worden.

Um so unbefangener können jetzt Teilgebiete der Brütererentwicklung bezeichnet werden, auf denen alle europäischen Gruppen zusammenarbeiten können. Ich möchte hier mit Nachdruck sagen, daß insbesondere und beispielsweise das Gebiet vertiefter Sicherheitsexperimente und -demonstrationen, sowie die Erarbeitung einheitlicher Gesichtspunkte bei der Lizenzierung kommerzieller Brüter zu diesen Teilgebieten gehören. Auch erscheint es jetzt sinnvoll, wenn EURATOM - zumal nach dem Beitritt Englands - vor dem Hintergrund der im letzten Jahr gefallenen Entscheidungen seine Rolle noch einmal neu bezeichnet.

Man kann die soeben angestellten Überlegungen in der Feststellung zusammenfassen: die Entwicklung Schneller Brutreaktoren hat drei Schwellen zu überwinden. Es sind das die drei folgenden:

1.) Die Schwelle der physikalischen, prinzipiellen Durchführbarkeit.

Im Bereich unseres Brüterprojektes bezeichnen die Jahre 1960 - 1967 den Zeitraum, wo unter der Initiative und Verantwortung der Kernforschungszentren diese Schwelle erreicht bzw. überschritten werden konnte.

2.) Die Schwelle der technischen Durchführbarkeit.

Der Bauentschluß für den SNR 300 bedeutet, daß jetzt diese Schwelle erreicht worden ist. Die Jahre 1967 - 1972 bezeichnen hier den Zeitraum, wo unter Initiative und Verantwortung der Lieferindustrie der SNR 300 soweit durchgearbeitet worden ist, daß es jetzt zum Bau kommt. Neben der Lieferindustrie haben dabei die Kernforschungszentren eine unterstützende, wichtige Rolle gespielt.

3.) Die Schwelle der Marktreife, d.h. der kommerziellen Durchführbarkeit.

Mit dem Betrieb des SNR 300, dem Bau des PHENIX 1000, an dem die SBK und die italienische ENEL beteiligt sind, und dem Bau des SNR 1800 bzw. 2000, an dem die EdF und die ENEL beteiligt sind, soll in den Jahren 1972 bis etwa Anfang der achtziger Jahre, die Schwelle der Kommerzialität erreicht werden. Dabei werden vor allem die Lieferindustrie und die SBK bzw. allgemeiner die europäischen Energieversorgungsunternehmen sich aufeinander einzustellen und die Initiative zu übernehmen haben.

Alleiniger Gesichtspunkt muß dabei das Erreichen der Schwelle der kommerziellen Durchführbarkeit sein. Das wird umso eher möglich sein, je mehr sich die Lieferindustrie, d.h. das SNR-Konsortium, auf die eigentlich industriell-kommerziellen Aspekte einstellt. Die Kernforschungszentren werden dann alle die Aufgaben zu übernehmen haben, die nicht eigentlich direkt zur industriell-kommerziellen Ertüchtigung der Lieferindustrie beitragen.

Bei diesem soeben bezeichneten Dreierschritt treten die Partner Kernforschungszentren, Lieferindustrie und Elektrizitätsversorgungsunternehmen in den Vordergrund. Jedoch ist es ja ganz deutlich, daß diese Projektarbeiten nur vor dem

Hintergrund der Beteiligung und des Engagements der vier Regierungen Belgiens, Hollands, Luxemburgs und Deutschlands möglich sind. Die vier Regierungen sind so als Gruppe wesentliche Partner im Projekt. Auf diese Zusammenhänge ist oft hingewiesen worden. Die Öffentlichkeit ist der fünfte Partner. Hierüber wäre sehr viel zu sagen, und das würde auch den Rahmen dieses Statusberichtes sprengen. Vielleicht ergibt sich an anderer Stelle dazu die Gelegenheit. Auf das eine aber soll hier hingewiesen werden: Auch der Stadtrat von Kalkar, dem Standort des SNR 300, und die Kreisverwaltung Kleve und Rees gehören zu dieser Öffentlichkeit. Für den Stadtrat, und an seiner Spitze für den Bürgermeister und den Stadtdirektor, sowie für die Kreisverwaltung bedeutet der Bau des SNR 300 Engagement und Mitarbeit. Solche helfende Mitarbeit hat unser Projekt Schneller Brüter von diesem Partner in den letzten Monaten wiederholt erfahren. Froh und dankbar soll das in diesem Statusbericht ausdrücklich festgestellt werden.

Im folgenden sollen nun vier besondere Schwerpunkte der weiteren Brüterentwicklung behandelt werden, weil sie wesentlich für die weitere Perspektive der Arbeit sind.

Als grobe Richtzahl kann gelten, daß bei einem 1000 MWe Brüter etwa 10 to/Jahr neuer Pu-Brennelemente anzufertigen sind. Die heute bei der Firma ALKEM bzw. BELGONUCLEAIRE vorhandenen Anlagen haben etwa eine Kapazität von je 10 to/Jahr. Dabei muß freilich der Durchmesser der Brennstofftabletten mit angegeben werden, denn der erforderliche Arbeitsaufwand bestimmt sich zum großen Teil von der Anzahl der zu fertigenden Brennstofftabletten her. Ist der Durchmesser klein, so müssen pro erforderlicher Tonne Brennstoff viele Tabletten hergestellt werden, ist der Durchmesser groß, sind es entsprechend weniger Tabletten. 10 to/Jahr setzen die eben angesprochenen Anlagen durch, wenn der Tablettendurchmesser etwa 5,2 mm ist - das entspricht einem Stabdurchmesser von 6 mm. Es ist nun in der Tat so, daß die Anlagen mit 10 to/Jahr - selbst wenn sie voll ausgelastet würden, was bei der Last, die ein einziger 300 MWe Prototypreaktor darstellt, ganz sicher nicht der Fall ist - noch bei weitem zu hohe spezifische Fabrikationskosten haben. Bei früheren Gelegenheiten ist oft darauf hingewiesen worden, daß der Brennstabdurchmesser der eine freie Parameter ist, der an die wirtschaftlichen Eingangsdaten des Brennstoffzyklus anzupassen ist. Bestimmt eine Optimierungsrechnung die günstigste Brennstabbelastung b [$\overline{\text{MWth/kg}}$], so folgt daraus bei gegebener Stableistung und Anreicherung sofort der Stabdurchmesser. Unmittelbar mit der Brennstoffbelastung b ist die Höhe des einzustellenden

Neutronenflusses verbunden; die Optimalisierung des Brennstoffzyklus bestimmt also letzten Endes die Höhe des einzustellenden Neutronenflusses. Vermittelnder Parameter ist dabei der Stabdurchmesser.

Zurück zu den Fabrikationskosten: Fabrikationsanlagen für die Herstellung von plutoniumhaltigen Brennelementen arbeiten nach heutigen Kenntnissen dann sinnvoll, wenn sie eine Größe von etwa 50 to/Jahr haben und voll ausgelastet sind. 50 to/Jahr entsprechen dann aber einer zu bedienenden Schnellbrüterkapazität von etwa 5000 MWe. Bis zum Erreichen dieser Schwelle liegen also Übergangsbedingungen vor, denen besonders entsprochen werden muß. Das ist vor allem durch eine technische Maßnahme möglich: die Steigerung des Brennstabdurchmessers von 6 mm auf etwa 7,5 mm.

Dann dürften die spezifischen Kosten um vielleicht 30 % absinken. Das bedeutet aber, daß für eine Übergangs- bzw. Anlaufphase der Schnellen Brüter eben diese 7,5 mm der angemessene Durchmesser sind. Es ergibt sich dann das folgende Bild:

In einer solchen Anlaufphase sind etwa 7,5 mm wie gesagt eine vernünftige Wahl; nach dem Erreichen einer Fertigungskapazität von 50 to/Jahr sind es wieder 6 mm; und schließlich wird sich die Optimalisierung des Brennstabdurchmessers in späteren Jahrzehnten allein nach der Optimalisierung der Verdopplungszeit Schneller Brüter richten, nämlich dann, wenn die Bereitstellung der Spaltstofferinventare nicht mehr aus Leichtwasserreaktoren erfolgt.

ABHÄNGIGKEIT DES BRENNSTAB-DURCHMESSERS
VON DER ZEITLICHEN EINFÜHRUNG SCHNELLER BRÜTER

	ZEITRAUM	BEHERRSCHENDER FAKTOR	DARAUS FOLGT:
EINFÜHRUNGSPHASE	1975 - 1985/90 (0 BIS 5000 MWe BRÜTERLEISTUNG)	FABRIKATION Pu-HALTIGER BE	BRENNSTAB- Ø ≈ 7,5 mm
AUFBAU EINER SCHNELL-BRÜTERWIRTSCHAFT	1985/90 - 2010	Pu-VERSORGUNG	BRENNSTAB- Ø ≈ 6,0 mm
SCHNELLE BRÜTER IM VOLLEN EINSATZ	NACH 2010	VERDOPPLUNGSZEIT	BRENNSTAB-Ø GEMASS OPTIMALER VERDOPPLUNGSZEIT

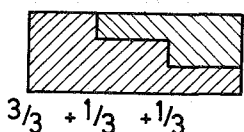
Wenn es aber bei unserem Brüterprojekt für eine Reihe von Jahren zu der Wahl von etwa 7,5 mm als Stabdurchmesser für eine Serie von ersten Brüterkraftwerken

kommt, so wird man den gesamten Komplex der Brennelemententwicklung darauf einzurichten haben. In der nächsten Zeit wird darüber innerhalb des Projektes zu befinden sein.

Von diesen Betrachtungen her ergibt sich ganz natürlich ein Schema für die im Sinne des Gesamtprojektes bestmögliche Nutzung des SNR 300. Das erste Core des SNR 300 wird notwendig mit einem 6 mm Mischoxyd-Core ausgerüstet sein. Dieses erste Core wird dann die Leistungsfähigkeit des gewählten Brennstabkonzeptes bei 6 mm zu demonstrieren haben. Drei Teilladungen machen das erste Core aus, je eine Teilladung ist nach 1/3 bzw. 2/3 des nominellen Abbrandes nachzuladen; dann bestehen für das letzte Drittel der nominellen Abbrandzeit echte Gleichgewichtsbedingungen, wie sie für den späteren Betrieb einer Brüterpopulation mit 6 mm Stabdurchmesser signifikant sind. Das ergibt insgesamt 5/3 Teilladungen eines Cores mit 6 mm. Dann sollte das zweite Core des SNR mit 7,5 mm Stabdurchmesser eingesetzt werden. Bis zu diesem Zeitpunkt kann außerhalb des SNR 300 das 7,5 mm Stabkonzept erprobt worden sein, so wie das jetzt mit dem 6 mm Stabkonzept der Fall ist. Im DFR, im BR2 und in RAPSODIE können die entsprechenden Tests ablaufen. Dann sind es wieder 5/3 Teilladungen, die zu einer Erprobung und Demonstration des 7,5 mm Konzeptes erforderlich sind.

Nutzung des SNR - 300

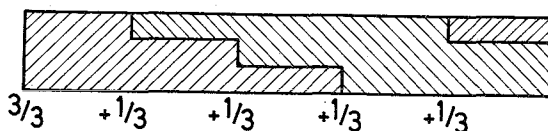
Errichtung +
Inbetriebnahme



1. Core : Oxyd, 6mm BE - ϕ
55 MWd / Kg

= $1\frac{2}{3}$ Core

2. Core : Oxyd, 7.5mm BE - ϕ
100 MWd / Kg



= $2\frac{1}{3}$ Core

3. Core : Karbid

Einsatz von
Test - BE



Wir machen uns das folgende klar: die volle Entwicklung eines Brennelementkonzeptes mit 6 mm bzw. 7,5 mm Durchmesser erfordert Forschungs- und vor allem umfangreiche Entwicklungsarbeiten in vier Bereichen:

- 1.) Forschungsarbeiten im Bereich der Kernforschungszentren zur prinzipiellen Durchführbarkeit des in Rede stehenden Brennstabkonzeptes.
- 2.) Bestrahlungsexperimente in Testreaktoren wie DFR, BR2, RAPSODIE und KNK II sowie die dazugehörigen Nachuntersuchungen in Heißen Zellen.
- 3.) Entwicklungsarbeiten im Bereich der Kernforschungszentren und vor allem der Industrie zur industriellen Durchführbarkeit des in Rede stehenden Konzeptes. Die Problematik der Erstellung einer kommerziell leistungsfähigen Fabrikationsanlage und das so entstehende Problem der 7,5 mm Übergangsphase gehören ausdrücklich zu diesem Problemkreis.
- 4.) Die statistische, kommerziell signifikante Erprobung des Konzeptes durch Einsetzen eines ganzen Cores in einen Prototypreaktor.

Nun ist es seit langem klar, daß der Brennstoff, der die besonderen Möglichkeiten der Verwendung eines Flüssigmetalls als Kühlmittel wirklich voll ausschöpft, schließlich der karbidische Mischbrennstoff ist, und entsprechend wird im Projekt Schneller Brüter auch ein bestimmter Entwicklungsaufwand für das Brennstabkonzept mit karbidischem Mischbrennstoff getrieben. Dieser Aufwand kann bei der heutigen Mittelbeschränkung nur begrenzt sein, und es stellt sich die Frage, wie sich dieses Brennstabkonzept hinsichtlich eines Betriebes des SNR 300 einordnet. Das zweite Core des SNR, das 7,5 mm als Brennstabdurchmesser vorsehen sollte, wird etwa 4 Jahre nach der Aufnahme des Leistungsbetriebs des SNR 300 voll erprobt sein. Wenn für den Bau des SNR 300 und die sorgfältige Inbetriebnahme mit allen dazugehörigen Tests etwa 6 Jahre angesetzt werden, so führt das insgesamt in das Jahr 1982. Erst dann ist die Erprobung des Karbidkonzeptes im SNR 300 sinnvollerweise möglich. Das liegt dann aber doch relativ weit in der Zukunft, und vor allem sind es die industriell-kommerziellen Bedingungen, die heute nicht voll übersehen werden können. Deshalb erscheint es nicht sinnvoll, heute schon eine wirklich volle Entwicklung des Karbidkonzeptes ins Auge zu fassen. Vor allem gilt das für den Schritt 3.), bei dem es u.a. um die Entwicklung und Bereitstellung von geeigneten Fertigungsanlagen geht. Das heißt aber, daß unter Ausnutzung der in 1.) bezeichneten Möglichkeiten, also unter Benutzung von Laboreinrichtungen, eine dann größtmögliche Anzahl von karbidischen Brennelementen zur Erprobung im SNR hergestellt werden sollte. Dann ist es sinn-

voll, zur Erprobung dieser begrenzten Anzahl von karbidischen Brennstoffelementen den Betrieb des 7,5 mm Cores über zwei weitere Teilladungen hinweg zu verlängern. Man kommt so insgesamt zu

$$5/3 + 7/3 = 4 \text{ Coreladungen.}$$

Nach diesen insgesamt 4 Coreladungen sollte der SNR 300 dann unter Gesichtspunkten weiter betrieben werden, die ausschließlich vom Betrieb als Kraftwerk herkommen. Dabei wird hier davon ausgegangen, daß der SNR 300 sich natürlich selber trägt.

Eine weitere Perspektive der Brütererentwicklung ist die folgende:

Mit der Inbetriebnahme der Prototypreaktoren in Europa, also PFR, PHENIX und etwas später SNR 300, kommt eine Reihe von Fragen auf uns zu, die bisher noch nicht die erforderliche Aufmerksamkeit gefunden haben. Die Auslegung der Brennstab- und Brennelementdaten, wie sie bisher durchgeführt wurde, hatte notwendig konservativ zu sein. Dann aber entstehen mit Sicherheit die Fragen:

Wie weit kann ich die Belastung der Brennstäbe treiben?

Was für Schadensmodi bei Brennstäben können akzeptiert werden, ohne daß deswegen der Leistungsbetrieb unterbrochen werden muß?

Diese Fragestellungen führen zum Problemkreis des "power stretching". Es ist nützlich, sich einmal klar zu machen, wie bei den LWR etwa in den Jahren 1960 - 1970 die lineare Stabileistung langsam und stetig erhöht wurde. Von daher wird deutlich, daß auch bei den Schnellen Brütern ein solches "power stretching" ins Auge gefaßt werden muß. Bei den Versuchen, die oberen Grenzen der Brennelementbelastung zu ermitteln, hat man vor allem eine angemessene Statistik im Auge zu behalten; die Erprobung mit Einzelstäben in Testreaktoren bringt nicht die volle Aussage. Andererseits sind die Prototypreaktoren der 300 MWe Klasse mit Sicherheit zu groß, um mit ihnen die Schadensgrenze der dort eingesetzten Brennelemente zu erproben.

Die Frage des "power stretching" reicht aber weiter und führt auf Sicherheits- und Lizenzierungsprobleme. Dann entstehen weitere Fragen:

Was sind die verschiedenen Modi der Schadensgrenzen bei Brennstäben und Brennelementen im Core?

Wie korrelieren die verschiedenen Anzeige-Muster der In-Core-Instru-

mentierung mit den verschiedenen Modi der Schadensgrenzen der Brennstäbe und Brennelemente im Core?

Gibt es Anzeige-Muster, die es gestatten, gravierende Schadensfälle in ihren Frühstadien zu erkennen?

Am besten würden solche Fragen in einem kleineren Testreaktor untersucht. Es wäre gut, wenn im europäischen Bereich einer der schnellen Experimentierreaktoren, also: DFR, RAPSODIE, KNK-II oder PEC, besonders auf solche Fragestellungen hin ausgerichtet werden könnte. Das sollte möglich sein, da jetzt mehr und mehr die für die ersten Cores der europäischen Prototypreaktoren erforderlichen Bestrahlungstests in diesen Reaktoren erfolgreich abgeschlossen werden.

Ein weiterer großer Punkt, von dem hier gesprochen werden muß, betrifft die Sicherheitsaspekte. Durch Demonstration bestimmter Kausalzusammenhänge soll die Nachweisfrage vollends aus der Welt geschafft werden. Dann wird es eventuell möglich sein, eine ganze Reihe von Sicherheitsvorkehrungen wegzulassen oder kostengünstiger zu gestalten. Besonders auf diesem Gebiet der Sicherheitsexperimente werden die Kernforschungszentren Aufgaben zu übernehmen haben.

Im einzelnen handelt es sich dabei um die folgenden Gebiete, in dem die bereits durchgeführten, bzw. laufenden Arbeiten weiter zu vertiefen sind:

- 1.) Untersuchung zur Auswirkung der mechanischen Schadenspropagation im Core,
- 2.) Untersuchung zur Auswirkung lokaler Kühlungsstörungen,
- 3.) Verarbeitung der Signale aus der In-Core-Instrumentierung,
- 4.) Methoden zur Bestimmung der Kritikalität im stark unterkritischen Bereich,
- 5.) Der "bowing"-Koeffizient,
- 6.) Langfristige Kühlung von geschmolzenem Core-Brennstoff,
- 7.) Natriumbrand und Aerosolablagerungen.

Neben den hier aufgeführten vier Hauptpunkten gibt es natürlich alle die Arbeitsbereiche, über die in den anderen Vorträgen dieses Statusberichtes berichtet worden ist. Dazu gehört auch der Bereich der Reaktorphysik. In den letzten Jahren hat beispielsweise die SNEAK-Gruppe in Karlsruhe fast ausschließ-

lich Fragen beantwortet, die ganz unmittelbar mit dem Entwurf des SNR 300 zusammenhängen. Darüber sind mehr allgemeine und im einzelnen auch grundsätzliche Arbeiten liegen geblieben. Weiter hat man sich klar zu machen, daß auch die jetzt anstehenden ersten Entwurfsarbeiten zum SNR 1800 bzw. 2000 auch im reaktorphysikalischen Bereich Untersuchungen erfordern.

Wir kommen zum Schluß dieses Statusberichtes und auch eines zwölfjährigen Arbeitsabschnittes. Der Bau des SNR 300 beginnt nun. Das soll zuerst ein Augenblick des Dankes sein. Ungezählte Einzelbeiträge waren nötig, um diesen Abschnitt zu erreichen. Aber weiter soll es ein Augenblick der Hoffnung sein. Möge der Bau des SNR 300 erfolgreich sein, und möge der Schnelle Brüter dazu beitragen, daß wir alle die vor uns liegenden großen Probleme unserer Zivilisation und damit unserer Existenzmöglichkeit erfolgreich bewältigen.

Presseerklärung

der Schnell-Brüter-Kernkraftwerksgesellschaft mbH

Die Schnell-Brüter-Kernkraftwerksgesellschaft hat am 23.3.1972 im Anschluß an den Statusbericht 1972 über das Projekt Schneller Brüter im belgischen Forschungszentrum Mol dem Konsortium SNR sowie einer Baubietergemeinschaft eine Absichtserklärung abgegeben über die Erteilung eines Auftrages noch im Jahre 1972 über Planung, Lieferung, Errichtung, Inbetriebnahme und Probetrieb eines Kernkraftwerkes mit einem natriumgekühlten schnellen Brutreaktor auf einem Standort in Kalkar/Kreis Kleve. Ebenso hat die Kraftwerksgesellschaft an beide Firmengruppen jeweils einen ersten Teilauftrag vergeben über Fortführung der Planungsarbeiten bis zu einem **Stand**, der die Beurteilung des geforderten Gesamtpreises für das Kernkraftwerk ermöglicht und einen baldigen Beginn der Bauarbeiten zuläßt. Dieser Preis liegt als obere Grenze für die Errichtungskosten (Lieferung des Kernkraftwerkes, Fertigung der Brennelementerstaussstattung, Bauherren-Eigenleistungen) bei DM 1.075 Mio. Nicht inbegriffen sind eine Preissteigerung sowie Risiken aufgrund des prototypischen Charakters des Projektes.

Die Gesamtplanung der Anlage liegt bei dem Konsortium SNR, das aus folgenden Firmen besteht:

INTERATOM
Internationale Atomreaktorbau GmbH
Bensberg

BELGONUCLEAIRE
Brüssel

N.V. Neratoom
Den Haag

Die Baubietergemeinschaft setzt sich zusammen aus:

Hochtief Aktiengesellschaft

Essen

Hollandsche Beton
Maatschappij N.V.

Den Haag

Auxeltra Gebouwen & Constructie N.V./Compagnie
d'Entreprises CFE, S.A.

Brüssel

Diese internationale Industriegruppierung ist Ausfluß der Förderung des Projektes durch die Staaten Bundesrepublik Deutschland, Königreich Belgien und Königreich der Niederlande. Diese Staaten haben einen entsprechenden Förderungsbeschluß vor wenigen Tagen gefaßt und die ersten Zuwendungsbescheide erteilt.

Die Schnell-Brüter-Kernkraftwerksgesellschaft mbH, an der die Versorgungsunternehmen Rheinisch-Westfälisches Elektrizitätswerk AG, N.V. Samenwerkende Elektriciteits-Produktiebedrijven und SYNATOM, S.A. im Verhältnis 70:15:15 beteiligt sind, beabsichtigt, nach erfolgreichem Abschluß der Verhandlungen über den Liefervertrag sowie nach Vorliegen der erforderlichen behördlichen Genehmigungen mit den Bauarbeiten noch im Jahre 1972 zu beginnen, so daß die Übernahme der Anlage 1979 erfolgen kann.