

KfK 2828  
Juni 1979

# **Statusbericht 1979 Projekt Schneller Brüter**

**12. Februar 1979,  
Kernforschungszentrum Karlsruhe**

**zusammengestellt von D. Faude  
Projekt Schneller Brüter**

**Kernforschungszentrum Karlsruhe**



KERNFORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE

Projekt Schneller Brüter

KfK 2828

Statusbericht 1979  
des Projektes Schneller Brüter  
12. Februar 1979 - Kernforschungszentrum Karlsruhe

zusammengestellt

von

D. Faude

Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH, Karlsruhe

- IX. Erfahrungen bei Bau und Inbetriebnahme  
der KNK II 103  
H.Mausbeck, INTERATOM Bergisch Gladbach;  
G.Brudermüller, Kernkraftwerk-Betriebsgesellschaft  
Karlsruhe;  
W.Marth, Kernforschungszentrum Karlsruhe
- X. Nuclear Non-Proliferation and the Fast Breeder -  
The U-Pu Cycle and Alternative Fuel Cycles 119  
S.Amelinckx, H.Ceulemans, Studiecentrum voor  
Kernenergie SCK/CEN Mol;  
G.Kessler, Kernforschungszentrum Karlsruhe

## I. Begrüßung und Einführung

R. Harde

Kernforschungszentrum Karlsruhe

Zum heutigen Statusbericht des Projektes Schneller Brüter möchte ich Sie bei uns im Kernforschungszentrum herzlich willkommen heißen. Es ist dies die 17. Veranstaltung dieser Art und die 13. in Karlsruhe. Aus der außerordentlich regen Teilnahme darf man wohl zu Recht und mit Befriedigung auf die anhaltende Attraktivität dieses Ereignisses schließen.

Der Teilnehmerliste entnehme ich mit Freude, daß wir heute ziemlich viele prominente Besucher unter uns haben, und muß mich daher darauf beschränken, nur einen, nämlich Herrn Bundesminister Dr. Hauff, namentlich zu begrüßen. Nicht nur, weil er dafür sorgt, daß uns das Geld nicht ausgeht, sondern weil wir ihm für seinen Besuch angesichts der anhaltenden öffentlichen Brüterkontroverse einfach dankbar sind. Sehr herzlich willkommen heißen möchte ich auch die zahlreichen Bundestagsabgeordneten, die unter uns weilen, und Ihnen für Ihr Interesse danken. Ich hoffe, daß die Veranstaltung für Ihre Arbeit von Nutzen sein wird. Mein besonderer Gruß gilt auch unseren Freunden aus Belgien und Holland, mit denen wir schon viele Jahre zusammenarbeiten, gemeinsam mit unseren deutschen Partnern aus der privaten Wirtschaft, mit denen wir ja praktisch täglich in Kontakt sind. Seit etwa zwei Jahren erstreckt sich die enge internationale Kooperation auch auf unsere französischen Kollegen, und es freut mich, hier auch zahlreiche Repräsentanten der Brüterentwicklung aus Frankreich und - im Zusammenhang damit - auch aus Italien herzlich begrüßen zu können. Schließlich möchte ich unsere Gäste aus Großbritannien, mit denen wir seit langem einen nützlichen und pragmatischen Gedankenaustausch auf dem Brütergebiet pflegen, der wohl in Kürze auch zu formellen Abmachungen führen wird, besonders willkommen heißen.

In der Tatsache, daß unsere ausländischen Kollegen wie bei früherer Gelegenheit so zahlreich erschienen sind, sehe ich einen Ausdruck des unbeirrten Vertrauens in den Erfolg unserer gemeinsamen Anstrengungen. Dabei hätten wir durchaus Verständnis dafür, wenn dem einen oder anderen unserer Partner angesichts der wenig erfreulichen und für viele von uns unverständlichen Vorgänge auf landespolitischer Ebene in Nordrhein-Westfalen Zweifel an der Berechenbarkeit ihres deutschen Partners gekommen wären. Wir freuen uns natürlich über die klare und entschlossene Haltung der Bundesregierung und der Mehrheit des Parlaments in der Brüterfrage, welche schließlich bewirkten, daß die Genehmigungsproblematik beim Bau des SNR 300 und damit eine Krise des gesamten Projektes überwunden werden konnte. Ich hoffe, daß wir nun zumindest bis zur vorprogrammierten Diskussion über die Betriebsgenehmigung in Kalkar eine Zeit relativ ungestörter Projektarbeit vor uns haben. Es ist uns aber bei dieser Gelegenheit mehr als je zuvor deutlich geworden, in welchem Maße das Schicksal von grundlegenden Entwicklungen wie des Schnellen Brüters oder der Kerntechnik überhaupt eher von Gesichtspunkten der politischen Opportunität abhängen kann als von Sachinformationen und Problemlösungen, zu denen allein wir selbst Beiträge leisten können. Ich möchte mit dieser Feststellung nicht mißverstanden werden und klarstellen, daß ich natürlich die Einstellung von Leuten respektiere, welche die Kerntechnik oder gar alle großtechnischen Entwicklungen für bedenklich halten und daher ablehnen, solange sie gleichzeitig der Öffentlichkeit gegenüber redlich genug sind, die unvermeidlichen oder auch nur möglichen Konsequenzen einer entsprechenden Politik ausdrücklich in Kauf zu nehmen und auf alternative Problemlösungsvorschläge die gleichen Kriterien der Kritik anzuwenden.

Die Technik des Schnellen Brüters ist zugegebenermaßen nicht einfach und daher nur begrenzt für den Nichtfachmann verständlich zu machen, seine Funktionsprinzipien aber und damit auch sein potentieller Nutzen wie seine Risiken sind für den Informationswilligen aber inzwischen wohl überschaubar geworden.

Dennoch hat der Brüter hierzulande keine gute Presse, auch im Vergleich zu anderen Reaktortypen oder kerntechnischen Anlagen. Die Ablehner sehen in ihm Technik gewordenen Teufelszeug, die Neutralen sind mißtrauisch oder zweifeln an seinem Nutzen, und mancher Einsichtige erwähnt ihn lieber gar nicht, weil die Identifikation mit ihm dem Image schaden würde. Für Opportunisten ist Opposition gegen ihn ein Mittel zur Profilierung oder zum Stimmenfang, und für die unmittelbar Beteiligten vermittelt die allgemeine Begleitmusik dazu manchmal einen hervorragenden Einstieg in die Frustration.

Was macht den Brüter zu einem von der Öffentlichkeit so ungeliebten Kind der Forschung und Technik? Die Bedenken lassen sich im wesentlichen in vier Behauptungen zusammenfassen:

- a) Er sei zu teuer, und seine Bruteigenschaften werden entweder angezweifelt oder für die langfristige Energieversorgung als unwichtig betrachtet.
- b) Der erforderliche Umgang mit Plutonium sei gefährlich; und zwar im Hinblick auf die Gesundheit von Menschen wie auf eine mögliche Einschränkung der bürgerlichen Freiheiten und nicht zuletzt auch wegen der Gefahr der Verbreitung von Atomwaffen.
- c) Es bestünden ungelöste technische Probleme, und seine Betriebssicherheit lasse zu wünschen übrig.
- d) Er sei unsicher und stelle daher für die Öffentlichkeit ein zu großes Risiko dar.

Zu jedem der Punkte wird im Verlauf des Tages in Einzelvorträgen Stellung genommen werden. Auch von den in einigen Pressemeldungen und von einem Politiker hochgespielten Störungen in unserem Versuchsreaktor KNK, der inzwischen wieder mit 40% Leistung in Betrieb ist, wird heute in geeignetem Zusammenhang Bericht erstattet. Es erübrigt sich also für mich, auf diese Frage hier im einzelnen einzugehen. Ich begnüge mich mit dem Hinweis, daß wir nach wie vor den Betrieb von Brütern der Öffentlichkeit gegenüber durchaus für zumutbar halten. Bezüglich der politischen Akzeptanz, zu der wir ja über unsere wenigen Stimmzettel und unsere Informationsbemühungen hinaus nur bescheidene Beiträge leisten können, hoffen wir von Herrn Minister Hauff möglichst Erleuchtendes zu hören.

Für den Vorstand des Kernforschungszentrums möchte ich unter Verweis auf viele Fakten, die heute in den Einzelvorträgen noch zur Sprache kommen werden, betonen, daß wir mangels einer echten Alternative nach wie vor von der Zweckmäßigkeit der Brüterentwicklung überzeugt sind. Die Aufwendungen für das F+E-Programm und den Bau von Prototypen sind unseres Erachtens selbst dann gerechtfertigt, wenn die angenommenen Voraussetzungen, unter denen eines Tages die Brüterooption zum Tragen kommen soll, nicht eintreten, wenn also wider Erwarten ein Engpaß an nutzbaren Primärenergieträgern nicht eintreten wird. Diese Aufwendungen, die sich pro Jahr etwa im Bereich von einigen Zehntel Prozent des Leistungsvolumens der Energiewirtschaft bewegen, haben insofern den Charakter einer volkswirtschaftlichen Versicherungsprämie. Angesichts der Höhe des Versicherungsrisikos, nämlich des Auftretens ernsthafter Energieversorgungsprobleme in der Zukunft, freue ich mich, daß wir mit unseren Kollegen aus dem In- und Ausland einen Forschungs- und Ent-

wicklungs-Verbund gebildet haben, durch den nicht nur die Lasten verteilt und die Arbeiten besser koordiniert, sondern auch die Erfolgsaussichten weiter verbessert wurden. Bis auf den eingangs erwähnten Fall sind alle Kooperationsverbindungen nun fest etabliert, und man kann ohne Selbsttäuschung mit großer Befriedigung konstatieren, daß sie gut, ja sogar sehr gut funktionieren.

So soll die heutige Veranstaltung nach innen und außen nicht nur Rechenschaft ablegen über unsere Arbeitsergebnisse und Informationen geben zu kontrovers diskutierten Brüteraspekten, sondern gleichzeitig auch die internationale Partnerschaft dokumentieren, in der sich die Entwicklung und Erprobung dieser anspruchsvollen und wichtigen Technologie vollzieht. Der Öffentlichkeit dürfen wir mit gutem Gewissen versichern, daß wir stets bestrebt sind, unsere Aufgabe mit dem Bewußtsein großer Verantwortung gegenüber den Menschen, die mit dieser Technik eines Tages werden leben müssen, wahrzunehmen. Dies bedeutet gleichzeitig auch den Appell an alle Beteiligten, bei all dem, was wir bei diesem Projekt - wie bei anderen Projekten - tun, stets so sorgfältig zu sein, als hätte jeder einzelne von uns die technischen Konsequenzen seiner Arbeit persönlich zu vertreten.



II. Ansprache des Bundesministers für Forschung und Technologie,  
Volker Hauff, Bonn

Das zurückliegende Jahr war ein wichtiges Jahr für Wissenschaftler, Techniker, Politiker, gesellschaftliche Gruppen und auch für den einzelnen Bürger, die sich, jeder auf verschiedenen Meinungs-, Willensbildungs- und Handlungsebenen, mit der Entwicklung der Schnellen Brutreaktoren befaßt haben.

Es war besonders ein Jahr der politisch kontroversen, aber fairen Diskussion um die Entwicklung dieser neuen Energietechnologie. Wir müssen aber auch eingestehen, daß wir bei diesem Diskussionsprozeß noch vieles lernen müssen - auch im Stil der Argumentation. Am Beispiel der Kernenergie wird zum ersten Mal eine bewußte und breite öffentliche Auseinandersetzung über die Einführung einer neuen Technologie geführt. Und innerhalb der Kernenergie ist es vor allem das Thema Schneller Brüter, an dem die Diskussion sich exemplarisch entzündet. Ich bin sicher, daß dies nur den Anfang einer sehr tiefgreifenden Entwicklung markiert.

Es wird erkennbar, daß die Bürger - nicht nur in der Bundesrepublik Deutschland - Entscheidungen über die Nutzung neuer Technologien nicht mehr alleine einem Fortschrittsautomatismus oder den wirtschaftlichen Interessen und der Innovationsbereitschaft der Unternehmer überlassen wollen. Dieses Bedürfnis zur Mitgestaltung der Zukunft ist durch schlechte Erfahrungen mit manchen Technologien, wie Umweltverschmutzung oder Katastrophen, die mit den Namen Seveso und Contergan verbunden sind, geschürt worden. Es hat zu der in den letzten Jahren sprunghaft gewachsenen Bedeutung der Bürgerinitiativen geführt, die erst wieder abnahm, als die demokratisch legitimierten und verantwortlichen Politiker und Parteien sich des Themas mit der gebührenden Bedeutung und in kontroversen Diskussionen angenommen haben.

Die exemplarische Diskussion über die Kernenergie innerhalb der Technologie-debatte, die Sie als Experten vielleicht als ungerecht oder ungerechtfertigt empfinden, hat meines Erachtens folgende Gründe: einen irrationalen, nämlich das für Unbeteiligte Unheimliche an dieser Technik, und einen rationalen, nämlich

die Ansicht, daß es sich hier anders als bei den erwähnten Beispielen Seveso und Contergan nicht um eine längst etablierte chemische oder pharmazeutische Industrie, sondern um eine neue Technik handelt, die erst am Anfang steht und noch leichter gestaltunfähig ist.

Ich bin aber sicher, daß die Diskussion an dieser Stelle nicht haltmachen wird. Und wir müssen uns darauf vorbereiten, auch diese Diskussion zu führen, denn wir haben es in vielen anderen Bereichen der Technik sowohl in der Energiewirtschaft als auch in der chemischen und pharmazeutischen Industrie, um nur einige Beispiele zu nennen, mit ebenfalls sehr ernst zu nehmenden Risiken und tiefgreifenden Einflüssen auf die Lebensverhältnisse und die soziale Struktur in unserem Lande zu tun. Diese Hinweise sollte niemand als Ablenkungsmanöver aus der Kernenergieproblematik mißverstehen. Aber es ist meine feste Überzeugung, daß dies die logische und konsequente Weiterentwicklung einer Debatte ist, die ich im ganzen für notwendig, für berechtigt und gerade auch aus meiner Verantwortung für die Technologiepolitik - sogar für wünschenswert halte.

Meine Feststellung, daß wir diesen Diskussionsprozeß brauchen, enthält die Bitte, über Form und Inhalte der Auseinandersetzung auch selbstkritisch nachzudenken. Vor allem sollten wir der jeweils anderen Seite nicht unlautere Motive unterstellen und uns auch davor hüten, durch so einfache Formeln wie "Atomkraft nein danke" oder "Steinzeit nein danke", die Sache einfacher erscheinen zu lassen, als sie ist.

Ich will Ihnen gerne sagen, was ich mir im Hinblick auf eine Versachlichung der Debatte und Erhöhung der Verständigungsbereitschaft unter den Kontrahenten wünsche: zum Beispiel, daß die Kernenergiegegner auf dem Hintergrund der öffentlichen Wachsamkeit über Kernenergiethemen nicht der Versuchung erliegen, alle beobachteten Ereignisse zu dramatisieren. Wenn in einer Forschungseinrichtung beim Probetrieb in einer Versuchsanlage ein Problem auftritt, dann ist das nicht unbedingt eine unerwartete und besorgniserregende Sache. Umgekehrt halte ich es auch nicht für richtig - und das spürt man aus manchen Stellungnahmen der Experten in der Brüterdebatte heraus -, wenn die unmittelbar an der Entwicklung Beteiligten sich angegriffen fühlen oder beleidigt reagieren, wenn von Politikern oder Bürgern Fragen gestellt, Sorgen geäußert oder Zusammenhänge konstruiert werden, die sie selbst auf dem Hintergrund ihrer Erfahrungen und Kenntnisse für weniger relevant halten. Gerade die Mitarbeiter in den staatlichen Großforschungseinrichtungen tragen maßgeblich die Verantwortung, fühlen, daß das Pro und Contra in der Diskussion ruhig und fair zum Tragen kommt.

Ein kontroverser breiter Diskussionsprozeß über die Wünschbarkeit von Entwicklungen ist in allen politisch gestaltbaren Bereichen seit langem an der Tagesordnung, er ist lediglich im Bereich der Technologiepolitik neu, ungewohnt und wohl auch besonders schwierig. Mir liegt sehr daran, daß gerade die in der Entwicklung unmittelbar Beteiligten diesen Prozeß ernst nehmen, ihn andererseits aber auch nicht als demotivierend für ihre Arbeit betrachten. Es gibt noch Gründe genug, diese Auseinandersetzung mit Selbstvertrauen zu bestreiten.

Chancen und Risiken, Schaden und Nutzen einer Technologie liegen meist sehr dicht beieinander. Aus diesem Grunde haben wir als politisch Verantwortliche in unserem demokratischen Staat gerade bei der Entscheidung über die Entwicklung einer Technologie, die besonders große Chancen, aber auch besonders große Risiken in sich birgt, sehr sorgfältig abzuwägen, bevor wir entscheiden.

Aus diesem verantwortungsbewußten Abwägen heraus hat der Deutsche Bundestag am 14. Dezember 1978 mit Mehrheit bekräftigt, die Schnellbrüter-Reaktorentwicklung in der Bundesrepublik und damit in Kalkar weiterzuführen und vor der Inbetriebnahme des Demonstrations-Schnellbrutreaktors in Kalkar eine politische Grundsatzentscheidung zur Inbetriebnahme dieses Reaktors zu fällen.

Eine Energiepolitik der langfristig "realen Möglichkeiten", also keine Politik des Entweder-Oder, hat nach dieser Debatte in allererster Linie die Frage ihrer öffentlichen Akzeptanz zu berücksichtigen. Denn eine Technologie wie die des Schnellen Brutreaktors, deren energiepolitische Bedeutung außer Zweifel steht, kann in einem demokratischen Staat nicht alleine eine Frage der wissenschaftlichen und ingenieurmäßigen Erschließung dieser Technologie sein. Die wissenschaftlich-technische Entwicklung dieser äußerst komplexen, energiepolitisch chancenreichen, aber auch stark risikobehafteten Technologie bildet die Basis für einen fast über eine Generation laufenden, ständig zu überprüfenden Entscheidungsprozeß.

Wir alle wissen, bei dieser Technologie befinden wir uns zur Zeit mitten in diesem Entscheidungsprozeß, den wir notwendigerweise in überschaubare Teilschritte untergliedert haben. Bei einem fast 30jährigen Entwicklungsprozeß bis zur möglichen kommerziellen Nutzung verlangt eine verantwortungsvolle Politik von uns allen, bei allen abgeschlossenen Teilschritten zuerst Rückschau zu halten, abzuwägen, zu werten und dann zu entscheiden. Dies heißt nicht, daß etwa die einzelnen Politiker diesen Entwicklungsprozeß nur aus einer neutralen Ecke beobachten. Ich persönlich bin der Meinung, daß aus heutiger Sicht Forschung und Entwicklung

des Schnellen Brütters unverzichtbar ist. Dies enthebt mich aber nicht von der Verantwortung, immer wieder meine Entscheidung, vor allem beim Auftauchen neuer Fragestellungen, neu zu treffen. Aber niemand sollte diese Bereitschaft zur Diskussion und zur Offenheit in der Diskussion mit Meinungslosigkeit verwechseln.

Dieses Verfahren halte ich gerade unter dem Gesichtspunkt der öffentlichen Akzeptanz der Brütertechnologie für unbedingt notwendig. Sicher, ich gebe zu, wir haben alle am Anfang der Brüterforschung angenommen, daß die einzelnen überschaubaren Teilschritte bis zur vollen Entwicklung dieser Technologie etwas größer und zeitlich schneller zu bewältigen sein würden.

Heute kann man feststellen, daß die technologische Entwicklungsgeschwindigkeit etwa im vorausgeschätzten Rahmen geblieben ist. Aber diese technologische Entwicklungsgeschwindigkeit hat teilweise einen enormen zeitlichen Vorlauf vor der Lern- und Urteilsfähigkeit der am Entscheidungsprozeß beteiligten politischen oder administrativen oder juristischen Institutionen gehabt. Die öffentliche Debatte um die Notwendigkeit, die Chancen und Risiken dieser Technologie ist sogar erst seit zwei Jahren ernsthaft im Gange.

Fragen und Probleme im Zusammenhang mit der Entwicklung dieser Technologie hat es natürlich schon weit vor der öffentlichen Diskussion gegeben; aber wir alle, und damit schließe ich die Politik ein, haben geglaubt, es genüge, technische und wissenschaftliche Fragen in Expertenrunden zu diskutieren. Dies war zurückschauend betrachtet falsch.

Meine sehr verehrten Damen und Herren, die Diskussion über die Energiepolitik und Energieforschung zeigt, wie schwierig dieses Thema im demokratischen Staat zwischen Parlament und Regierung, zwischen Politikern und Bürgern, zwischen Politik und Wissenschaft, zwischen Parteien und gesellschaftlichen Gruppen sachlich und mit Anstand zu behandeln ist. Denn es geht immer um sachlich sehr schwierige und zeitlich langfristige Entwicklungsprozesse. In diesem Diskussionsprozeß, der diese Entwicklung begleitet, hat die Bundesregierung klare Positionen und für ihre Politik klare Prioritäten.

Die Forschungspolitik auf dem Energiesektor orientiert sich an den Prinzipien der Energiepolitik der Bundesregierung, die ich in Ihr Gedächtnis rufen darf.

E r s t e n s: Neue Versorgungssysteme, neue Verfahren und Materialien sollen dafür sorgen, daß die verfügbare Energie rationeller genutzt wird, daß also bei der Anwendung von Energie im Haushalt, in der Industrie und im Verkehr der gleiche Zweck mit einem verminderten Verbrauch an Primärenergie erreicht werden kann. Dies ist die große Herausforderung.

Z w e i t e n s: Neue Technologien sollen dazu beitragen, daß die heimische Kohle besser und effizienter genutzt wird. Dazu ist es erforderlich, die Verbrennung der Kohle in Kraftwerken umweltfreundlicher zu machen und durch Technologien zur Kohlevergasung und Kohleverflüssigung das Einsatzspektrum der Kohle selbst zu erweitern.

D r i t t e n s: Neue, vor allem regenerative Energiequellen sollen durch neue technische Entwicklung erschlossen werden. Das gilt nach unserem heutigen Kenntnisstand für die Bundesrepublik insbesondere auch im Hinblick auf die Solarenergie. Nur sollte davon auch niemand Wunder erwarten. Aber wir sollten auch keinen Glaubenskrieg darum führen, wie eigentlich Ende der 80er Jahre der Anteil der Solarenergie aussieht, denn keiner von uns weiß, wie hoch dann das Preisniveau für das Erdöl ist.

V i e r t e n s: Die Option der Kernenergienutzung muß offengehalten werden. Dazu zählen die Bemühungen, die Sicherheit des Reaktorbetriebes weiter zu erhöhen, die Entsorgung des radioaktiven Abfalls sicher zu gewährleisten sowie die energiepolitischen Möglichkeiten des Schnellbrutreaktors und des Hochtemperaturreaktors langfristig zum Tragen zu bringen. Mit den Beschlüssen des Deutschen Bundestages zur Schnellbrütreaktorentwicklung aus den Jahren 1977 und 1978 sowie mit der Erteilung der drei Teilerrichtungsgenehmigungen durch das Land Nordrhein-Westfalen ist die Option zur späteren Nutzung des Brütters offengehalten.

Meine Damen und Herren, wir wissen heute noch nicht, welche Technologien sich aus dieser Vielfalt der vorher genannten Palette später bewähren werden. Das gilt auch für den Schnellbrutreaktor.

Aber wenn wir auch noch nicht wissen, auf welche Energietechnologien wir uns künftig zusätzlich stützen können, noch weniger wissen wir jedoch heute, auf welche wir verzichten können. Wir entscheiden also nie unter vollständiger Sicherheit, aber wir bemühen uns, lernfähig zu sein und die Unsicherheit schrittweise zu reduzieren.

Im Rahmen einer breit gefächerten Vorsorgepolitik hat die Entwicklung des Schnellen Brutreaktors daher schon immer einen wichtigen Platz in den Energieforschungsprogrammen der Bundesrepublik Deutschland eingenommen. Dabei ist uns ganz entscheidend zu Hilfe gekommen, daß es relativ frühzeitig gelungen ist,

diese Entwicklung in einem bisher nicht gewohnten Maße auf internationale partnerschaftliche Zusammenarbeit abzustützen. Die Tatsache, daß heute alle kontinentaleuropäischen Staaten, die die Entwicklung Schneller Brutreaktoren betreiben, sich zu einer vertraglich abgesicherten Zusammenarbeit gefunden haben, ist beispielgebend und macht dieses Projekt stark.

Dabei wissen wir die Partnerschaft Belgiens und der Niederlande, die sich schon sehr frühzeitig mit uns zusammengefunden haben, ebenso zu schätzen wie den Zugewinn der großen Erfahrung, der aus der Verbindung mit Frankreich und seinem italienischen Partner erwächst. Ich möchte unseren ausländischen Partnern für die Geduld bei dieser Zusammenarbeit ganz ausdrücklich danken.

Meine Damen und Herren, der Schnelle Brüter zählt zu den potentiell wirksamsten Instrumenten, die die Forschung heute der Wirtschaft von morgen zur Verfügung stellen kann.

Bei diesem Reaktortyp, der ins Rampenlicht der forschungspolitischen Diskussion gerückt ist, stehen wir aber in der Bundesrepublik Deutschland nach weit über einem Jahrzehnt Entwicklungsarbeit frühestens in 20 Jahren vor der Frage der kommerziellen Nutzung. Der Einstieg in die von manchem etwas plakativ benannte Plutoniumökonomie steht heute nicht zur Entscheidung an.

Der SNR 300 wird frühestens 1983/84 zur Inbetriebnahme anstehen und nach den vorliegenden Planungen 300 MWe liefern. Es wird erst nach mindestens einem Jahr Betriebserfahrung zu entscheiden sein, ob wir in der Bundesrepublik einen Nachfolgereaktor SNR-2 bauen wollen oder nicht. Das ist heute noch ganz offen.

Falls wir zu einer positiven Entscheidung kommen, was den eventuellen nächsten Schnellen Brutreaktor angeht, wäre eine Bauzeit von mindestens 10 Jahren zu veranschlagen. Er könnte also frühestens 1995 in Betrieb, ans Netz gehen. Erst danach stellt sich die Frage der breiten Nutzung dieses Reaktortyps und damit die Frage seiner Kommerzialisierung. So langfristig - das läßt sich nicht ändern - sind die Entscheidungsprozesse, vor denen wir stehen.

Ich stehe zu dem Ergebnis des Deutschen Bundestages vom 14. Dezember 1978. Mit dieser EntschlieÙung hat sich das Parlament das ihm gebührende Recht genommen, über die spätere Nutzung der Brütertechnologie zu einem geeigneten Zeitpunkt zu befinden. Es befürwortet aber gleichzeitig die Fortsetzung der Forschung, der internationalen Kooperation und die Fertigstellung des SNR 300.

In Frankreich, der UdSSR und Japan werden die Brutreaktorprogramme mit Nachdruck vorangetrieben; Italien, Belgien und die Niederlande wirken im europäischen Verbund mit; in England hat eine öffentliche Beratung über die künftige Nutzung der Brutreaktorentwicklung begonnen, das ähnlich dem sehr eindrucksvollen Verfahren über die Wiederaufarbeitungsanlage in Windscale durchgeführt wird. In den USA werden auch nach den neuesten Haushaltsentwürfen weiterhin über 500 Millionen Dollar im Jahr für die Brütereentwicklung ausgegeben, ein sehr nachdrückliches Offenhalten einer Option, die auch dort als wichtig erachtet wird. Für die Bundesrepublik Deutschland stellt sich deshalb nicht die Frage, ob es überhaupt Schnellbrüterkernkraftwerke geben wird, sondern die Frage, ob diese Technologie langfristig unserer Energiewirtschaft und unserer Industrie zur Verfügung stehen wird. Offenhalten der Option heißt in diesem Zusammenhang, daß alles getan wird, um die Weiterentwicklung in dem erreichten hohen Grad der internationalen Zusammenarbeit und mit dem erforderlichen hohen Einsatz weiterzuführen. Option heißt in diesem Zusammenhang, daß die Entscheidung und das Ob und Wann der Nutzung dieser Technologie zu gegebener Zeit von den politischen Institutionen unseres demokratischen Staates getroffen werden soll.

Ein wesentliches Element bei der Entscheidungsfindung werden auch die Ergebnisse der Enquête-Kommission sein, deren Einsetzung der Deutsche Bundestag am 14. Dezember beschlossen hat und über deren genaue Aufgabenstellung und Zusammensetzung gegenwärtig noch zwischen den Fraktionen des Deutschen Bundestages gesprochen wird. Die Kommission hat die Aufgabe, die zukünftigen Entscheidungsmöglichkeiten und Entscheidungsnotwendigkeiten im Zusammenhang mit der zukünftigen Entwicklung auf dem Gebiet der friedlichen Nutzung der Kernenergie unter ökologischen, ökonomischen, gesellschaftlichen und Sicherheitsgesichtspunkten national wie international darzustellen und Empfehlungen für entsprechende Entscheidungen zu erarbeiten.

Ich halte ein solches klar geregeltes Verfahren zur demokratischen Meinungsbildung für exemplarisch wichtig in der Kernenergie-debatte. An Sie, meine Damen und Herren, als den an der Entwicklung unmittelbar beteiligten Experten, geht meine Bitte, einer Beteiligung an dieser Debatte sowohl mit Parlamentariern wie auch in der Öffentlichkeit nicht aus dem Wege zu gehen, sondern sich ihr zu stellen, mit der demokratisch gebotenen Toleranz für diejenigen, die anderer Meinung sind, und mit dem berechtigten Selbstbewußtsein, das Sie auf Grund der Bedeutung und der Qualität ihrer Arbeit haben dürfen.

Wir alle sollten den Weg des schrittweisen Vorgehens, bei der die Folgen unseres Handelns im einzelnen nur bis zu genau definierten Zwischenschritten festliegt, als den einzigen vernünftigen und verantwortbaren Weg gehen.

Dieser Weg ist der Versuch, den angeblichen Sachzwängen technisch-wirtschaftlicher Entwicklung entgegenzutreten, indem man technologische Prozesse, die über eine Generation ablaufen, unter demokratische und öffentliche Kontrolle bringt. Wer diesen Weg geht, hat mit dem möglichen Irrtum zu leben, einem Irrtum aber, der aufhebbar ist. Der Irrtum dürfte unübersehbar größer sein, als wenn wir uns aus Angst vor möglichen Folgen entschlossen hätten, die Entwicklung dieser Technologien zu stoppen.

Ich sehe in dem eingeschlagenen Weg vor allem die Chance, Wissenschaft, Technik und Politik gegenüber dem Bürger glaubwürdig und akzeptabel zu machen. Voraussetzung dazu ist, daß es gelingt, den Bürger zu überzeugen, daß es sich um einen ehrlichen, fairen, einen offenen Weg handelt.

Meine Damen und Herren, die vor Ihnen liegenden Jahre der Forschung und Entwicklung der Schnellbrutreakorttechnologie stellt eine große Herausforderung an Wissenschaftler, Ingenieure, Techniker und Politiker dar. Sie, die an diesem Projekt arbeiten, haben durch hohen Arbeitseinsatz, durch offene Diskussion der neuen aufkommenden Fragen und Probleme die Richtigkeit des eingeschlagenen technischen Weges zu demonstrieren. Es wird weiterhin großer Anstrengungen - nicht nur finanzieller Art - bedürfen, um die Entwicklung des Schnellen Brutreaktors zur vollen Reife zu entwickeln.

Meine guten Wünsche begleiten Sie auf diesem Weg, denn uns verbindet das gemeinsame Interesse der Lösung unserer energiepolitischen Probleme.



### III. Die Bedeutung der Schnellbrutreaktoren für die Elektrizitätswirtschaft

---

A.W. Eitz

Schnellbrüter-Kernkraftwerksgesellschaft  
Essen

#### 1. Ausgangssituation

Die zweite Fortschreibung des Energieprogramms der Bundesregierung wurde vor mehr als einem Jahr verabschiedet. Sie berechtigte zu der Hoffnung, daß mit ihr ein Schlußstrich unter die kontroverse politische Diskussion um die Notwendigkeit der Kernenergienutzung gezogen sei. Für die Elektrizitätswirtschaft war die der Kernenergie zugedachte Rolle als "Lückenbüßer" zwar nicht befriedigend, aber immerhin schien damit eine belastbare Basis für weitere Investitionsentscheidungen geschaffen. Der Konsens zwischen Energiewirtschaft und politisch Verantwortlichen über die Notwendigkeit der Kernenergie für eine langfristige Energieversorgung schien hergestellt.

Nutzung der Kernenergie heißt aber nicht nur:

"Dulden des Baus und Betriebs von Leichtwasserreaktoren"

sondern auch

"das Entsorgungskonzept zu verwirklichen"

und langfristig gedacht

"Brutreaktoren zur kommerziellen Einsatzreife zu entwickeln".

Diese beiden notwendigen Konsequenzen sind jedoch zunehmend in den Brennpunkt der öffentlich-politischen Kontroverse geraten.

Dabei ist auch dem Laien klar, daß eine Nutzung der Kernenergie ohne Entsorgung nicht machbar ist.

Weitaus schwieriger erscheint es dagegen zu erkennen, daß die sinnvolle Nutzung der Kernenergie zwangsläufig zum Schnellen Brüter führen muß. Die einzelnen Bausteine dieser Argumentation:

- weltweiter Anstieg des Energieverbrauchs,
- Erschöpfung der fossilen Energierohstoffe,
- der daraus resultierende Verteilungskampf mit seinen Konsequenzen für den Weltfrieden,
- die begrenzten Uranvorräte,
- das Potential der Schnellbrütertechnologie,

werden heute fast uneingeschränkt akzeptiert.

Die notwendigen Schlußfolgerungen daraus werden jedoch vielfach mit vordergründigen Einwänden abgetan oder in Verkennung der Fakten in Zweifel gezogen.

Um die Bedeutung des Schnellen Brüters für die Elektrizitätswirtschaft darzustellen, muß man zunächst einen Blick auf die weltweiten energiewirtschaftlichen Gegebenheiten und ihre Entwicklungstendenzen werfen.

## 2. Energiewirtschaftliche Voraussetzungen

### 2.1 Welt

Prognosen über den künftigen Weltenergieverbrauch und Schätzungen über Menge und die entsprechende Reichweite der vorhandenen Energiereserven wurden in den letzten Jahren je nach Quelle und Zeitpunkt sowohl zurückgenommen als auch erhöht und immer heftig diskutiert.

Diese Feinheiten in der fachlichen Auseinandersetzung der Experten dürfen jedoch nicht darüber hinwegtäuschen, daß sich an den Grundaussagen nichts geändert hat.

Betrachtet man die Entwicklung des Weltprimärenergieverbrauchs (siehe Abb. III-1), so muß insgesamt erwartet werden, daß sich der Weltverbrauch an Primärenergie von gegenwärtig rd. 9,5 Mrd t SKE/a auf etwa das Doppelte im Jahre 2000 und das Dreifache im Jahre 2020 erhöhen wird. Während das Energieverbrauchswachstum der OECD-Länder allmählich abflachen wird, werden vor allem die Entwicklungsländer aufgrund ihres Nachholbedarfs und ihres Bevölkerungswachstums ihren Anteil kräftig ausweiten.

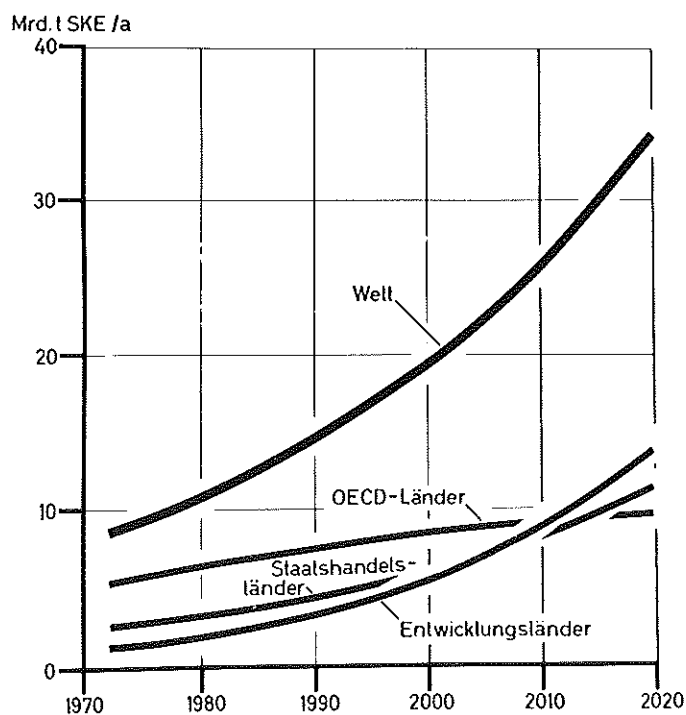


Abb. III-1: Entwicklung des Weltprimärenergiebedarfs  
(Quelle: Conservation Commission 1978)

Um einen Beurteilungsmaßstab für den dargestellten Verbrauchszuwachs zu ermöglichen, sei erwähnt, daß hiernach der Pro-Kopf-Verbrauch der Entwicklungsländer im Jahr 2020 gerade den heutigen Welt-Durchschnitts-Pro-Kopf-Verbrauch erreichen wird (2,4 t SKE/a  $\hat{=}$  Niveau Griechenland heute).

Die insgesamt vorhandenen fossilen Energievorkommen werden auf ca. 12 000 Mrd. Tonnen SKE geschätzt. Sie bestehen zu etwa 80 % aus Stein- und Braunkohle. In der Argumentation gegen die Kernenergie werden aus verständlichen Gründen meist diese Gesamtvorräte genannt. Der überwiegende Teil der Kohle und ein großer Anteil der Vorkommen an Erdöl, Ölsanden und Ölschiefen kann aus technischen Gründen jedoch kaum genutzt werden, so daß die vermutlich gewinnbaren fossilen Energievorräte nur rd. ein Viertel der insgesamt vorhandenen Reserven betragen.

Die bekannten mit heutiger Technik und zu heutigen Preisen wirtschaftlich gewinnbaren fossilen Primärenergieträger bilden sogar nur rd. 7 % der insgesamt vorhandenen Vorkommen, d.h. knapp 1000 Mrd. t SKE.

Selbst unter der unrealistischen Annahme, daß der Weltenergieverbrauch auf dem heutigen Niveau eingefroren werden könnte, wären diese Vorräte in rund 100 Jahren erschöpft. Bei Beibehaltung der heutigen Verbrauchstruktur - Öl und Gas decken zusammen über 60 % des Bedarfs - wären die wirtschaftlich gewinnbaren Vorräte dieser Energieträger schon in wenigen Jahrzehnten aufgezehrt (Öl knapp vier Jahrzehnte, Gas etwas über 5 Jahrzehnte).

Unter Berücksichtigung des nutzbaren Potentials aller aus heutiger Sicht verfügbarer Energiequellen ergibt sich der in Abb. III-2 dargestellte mögliche Beitrag der einzelnen Primärenergieträger. Die Kohlenförderung kann nicht so stark erhöht werden, daß dadurch langfristig der Rückgang des Öls und Gases kompensiert wird, und der Beitrag der Wasserkraft, der regenerativen Energiequellen und der nicht-konventionellen fossilen Energieträger (Ölsande/-Schiefer) wird selbst bei intensiver Nutzung bescheiden sein.

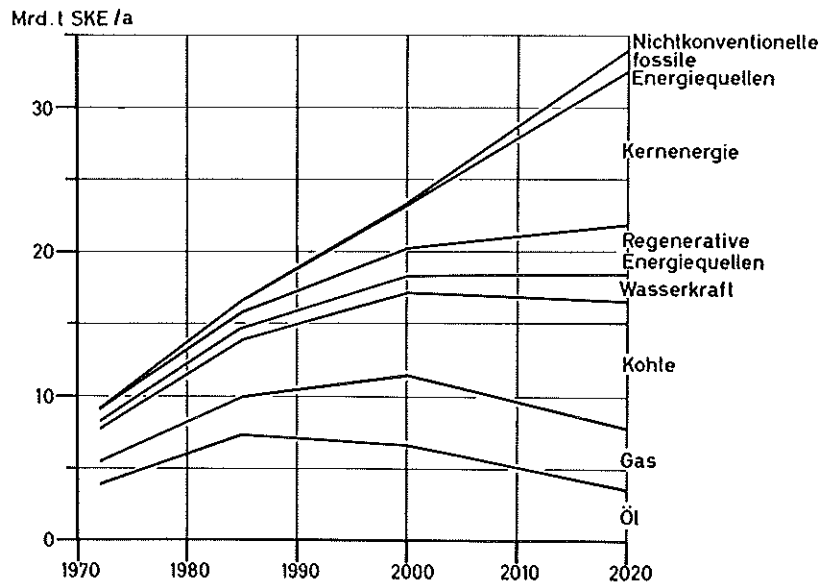


Abb. III-2: Mögliches Aufkommen der einzelnen Primärenergieträger (Quelle: Conservation Commission 1978)

Falsch wäre es, den erforderlichen Anteil der Kernenergie dadurch zu ermitteln, indem man einfach die Differenz zwischen dem künftigen Energieverbrauch und dem möglichen Aufkommen der übrigen Primärenergieträger bildet. Denn Kohle, Mineralöl und Gas sind nicht nur Energieträger, sondern sie sind Rohstoffe in vielen lebensnotwendigen Wirtschaftsbereichen. Und in diesen Wirtschaftsbereichen - Düngemittel-, Kunststoff-, pharmazeutische und eisenschaffende Industrie - um nur einige zu nennen, sind diese Rohstoffe nach heutiger Kenntnis nicht durch Alternativen zu ersetzen.

Dagegen gibt es für die Kernbrennstoffe neben der Energiegewinnung keinen Einsatzbereich von nennenswerter Bedeutung, so daß insbesondere nach der Jahrhundertwende die Kernenergie die Hauptlast der Deckung des Energiebedarfszuwachses übernehmen muß.

Da die Kernenergie auf Sicht vorwiegend zur Stromerzeugung eingesetzt werden wird, wird gleichzeitig dem wachsenden Anteil des Stromverbrauchs am Endenergiebedarf Rechnung getragen.

Bis zum Jahr 2020 entspricht die in Abb. III-2 dargestellte Entwicklung einem kumulierten Einsatz der Kernenergie von rd. 165 Mrd. Tonnen SKE.

Damit ergibt sich die Frage, ob bei Anwendung der Leichtwasserreakorttechnologie ausreichend Uran vorhanden ist.

Die bekannten, heute wirtschaftlich gewinnbaren Uranreserven (bis 30 \$/lb  $U_3O_8$ ) betragen rd. 5,5 Mio t, das entspricht in Leichtwasserreaktoren etwa 160 Mrd. Tonnen SKE. Das deckt gerade den oben genannten kumulierten Bedarf bis zum Jahr 2020. Damit wären die Zukunftsperspektiven der Kernenergie nicht besser als die der ohnehin knappen fossilen Energieträger. Zwar sind die vermutlich technisch gewinnbaren Reserven - sowohl bei den fossilen Brennstoffen als auch beim Uran - um einiges größer, doch muß man berücksichtigen, daß die entsprechenden Gewinnungskosten erheblich höher sind und ihre Gewinnung auch mit stärkeren Eingriffen in die Umwelt verbunden sein wird (z.B. Uran-Armerze).

Der Schnelle Brüter hat bekanntlich gegenüber dem Leichtwasserreaktor eine um etwa den Faktor 60 bessere Uranausnutzung. Er eröffnet damit eine neue Dimension für die Sicherung der künftigen Energiebedarfsdeckung. Allein in der Kategorie der wirtschaftlich gewinnbaren Energie-reserven übersteigt der Energieinhalt des Urans damit den Energieinhalt der fossilen Brennstoffe um das 10-fache.

Der Energievorrat der vermutlich technisch gewinnbaren Kernbrennstoffe wäre ausreichend, um den Energiebedarf der Menschheit auf Jahrtausende zu decken.

## 2.2 Bundesrepublik Deutschland

Zeigen allein diese Zahlen die Notwendigkeit der Brüterentwicklung in weltweitem Maßstab, so führt die Betrachtung der energiewirtschaftlichen Situation in der Bundesrepublik zu noch größerer Dringlichkeit für den Einsatz dieser Technologie.

Gemessen an der Bevölkerungszahl (1,2 % der Weltbevölkerung) ist die BRD - wie auch die übrigen Industrienationen - überproportional (~ 4 %) am Weltprimärenergieverbrauch beteiligt. Trotzdem wird die Entwicklung des künftigen Weltenergieverbrauchs nicht mehr in dem bisherigen Maße von den Industrienationen bestimmt, sondern zunehmend durch den Aufholbedarf der Entwicklungsländer geprägt (siehe Abb. III-1). Das bedeutet aber, daß selbst große Anstrengungen zur Einsparung von Energie in den Industrienationen nur zu einer marginalen Entlastung der weltweiten Energienachfrage führen.

Die Industrienationen haben mit der Entwicklung der Kerntechnik die Möglichkeit geschaffen, den drohenden Verteilungskampf um die knapper werdenden fossilen Energieträger zu entspannen. Sie haben - im Gegensatz zu den Entwicklungsländern - die besten Voraussetzungen, diese Technologie auch einzusetzen.

Der sich daraus ergebenden Verantwortung der Industrienationen für die energiewirtschaftliche und damit auch wirtschaftliche Entwicklung des größten Teils der Bevölkerung dieser Erde kann sich auch die BRD nicht entziehen.

Unsere Primärenergieversorgung hängt zu 2/3 von Mineralöl und Erdgas ab, deren überwiegender Anteil importiert werden muß. Die Steigerung des Einsatzes der heimischen Energieträger ist begrenzt und reicht nicht aus, um den Bedarfszuwachs zu decken, geschweige denn das Öl und längerfristig das Erdgas zu substituieren.

Die Kernbrennstoffe müssen daher einen stark zunehmenden Beitrag zur Deckung unseres Primärenergiebedarfs leisten. Sie müssen jedoch mangels nennenswerter eigener Vorkommen zu 100 % importiert werden.

Wie schon gesagt, reichen aber bei dem weltweit erwarteten Ausbau der Kernenergie die wirtschaftlich gewinnbaren Vorräte bei Beschränkung auf den LWR nur etwa bis 2020. Daher muß befürchtet werden, daß sich spätestens um die Jahrhundertwende auch Schwierigkeiten in der Versorgung mit preisgünstigem Uran abzeichnen werden.

### 3. Möglichkeiten des Schnellen Brütters zur Entlastung des Kernbrennstoffbedarfs der BRD

Eine Abschätzung, welche Entlastung die Einführung der Schnellbrütertechnologie bringen kann, soll mit einigen einfachen Strategieüberlegungen gezeigt werden.

Dazu sind langfristig angelegte Betrachtungen erforderlich, die naturgemäß mit zunehmenden Unsicherheiten behaftet sind.

Als Modell wurde ein Szenario für die Entwicklung der installierten Kernkraftwerksleistung zugrunde gelegt, das noch vor zwei Jahren als Minimalmodell für die Entwicklung der installierten Kernkraftwerkskapazität der Bundesrepublik angesehen wurde. Unter dem Eindruck der allgemeinen Verunsicherung über die zukünftige gesamtwirtschaftliche und energiewirtschaftliche Entwicklung kann es heute allenfalls als Maximalerwartung interpretiert werden, denn die unterstellten installierten Kernkraftwerkskapazitäten sind

in 1985	24 000 MW	(ein Wert, der schon heute nicht mehr erreichbar ist),
in 2000	75 000 MW,	
in 2050	150 000 MW.	

Würde dieser Zubau ausschließlich durch Leichtwasserreaktoren ohne Schließung des Brennstoffkreislaufs bestritten, so stiege der jährliche Natururanbedarf der Bundesrepublik bis auf knapp 30 000 t/a gegen Ende des nächsten Jahrhunderts an (siehe Abb. III-3). Berücksichtigt man die Einsparungen an Natururan, die sich durch Rückführung des Resturans und des Plutoniums aus der Wiederaufarbeitung erzielen lassen, so betrüge dann der jährliche Importbedarf der Bundesrepublik an Natururan immer noch rd. 20 000 t/a.

Der kumulierte Natururanverbrauch der Bundesrepublik würde ohne Uran/Plutoniumrückführung zwischen 2030 und 2040 den Betrag von 1 Mio Tonnen überschreiten, mit der Rückführung des Urans und Plutoniums aus der Entsorgung (ab etwa 1990 möglich) würde dieser Wert rund 15 Jahre später erreicht (siehe Abb. III-4).



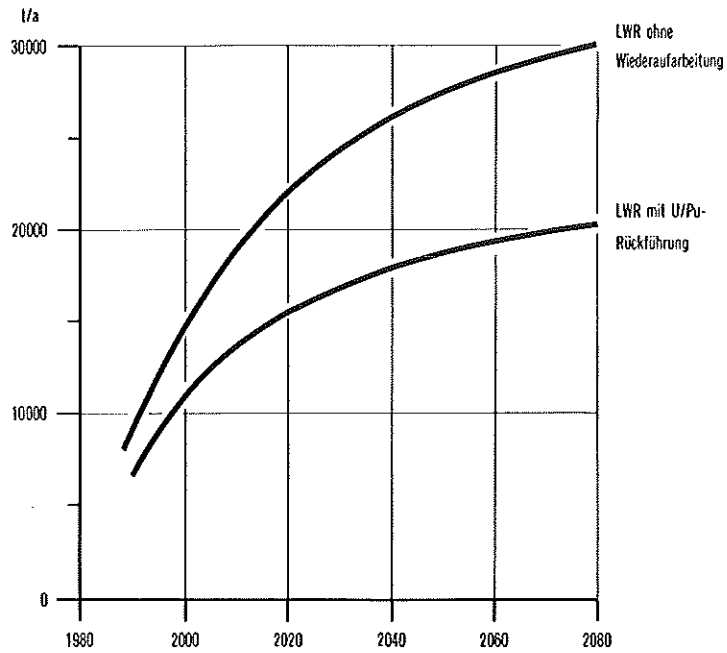


Abb. III-3: Jährlicher Bedarf der Bundesrepublik Deutschland an Natururan

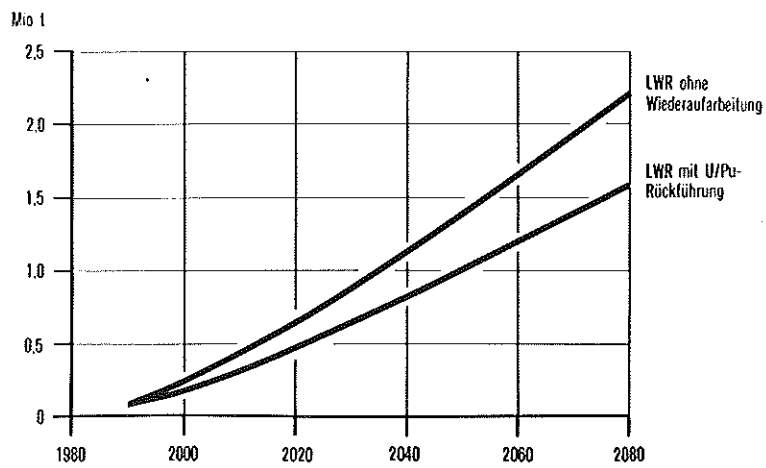


Abb. III-4: Kumulativer Natururanbedarf der Bundesrepublik Deutschland

Unter Berücksichtigung der heute bekannten wirtschaftlich gewinnbaren Uran-Reserven von nur 5,5 Mio Tonnen ist die Deckung eines Bedarfs der BRD allein von über 1 Mio Tonnen mit preisgünstigem Uran nicht erreichbar, d.h., bei der Uranversorgung der BRD ergibt sich rechnerisch eine zunehmende Deckungslücke, selbst wenn der Zeitmaßstab gestreckt würde.

Eine Entlastung kann nur die Brütertechnologie bringen. In unserem Modell wurde hierfür unterstellt, daß bis 2000 allenfalls 4000 MW Schnellbrüterleistung in der Bundesrepublik in Betrieb genommen werden können. (Eine Abweichung um 2000 MW von dieser Schätzung nach oben oder unten würde keine wesentliche Änderung der folgenden Aussagen ergeben). Der weitere Zubau von Brütern erfolgt unter Berücksichtigung des Plutoniumangebotes und einer sinnvollen Kapazitätsentwicklung auf der Herstellerseite (siehe Abb. III-5).

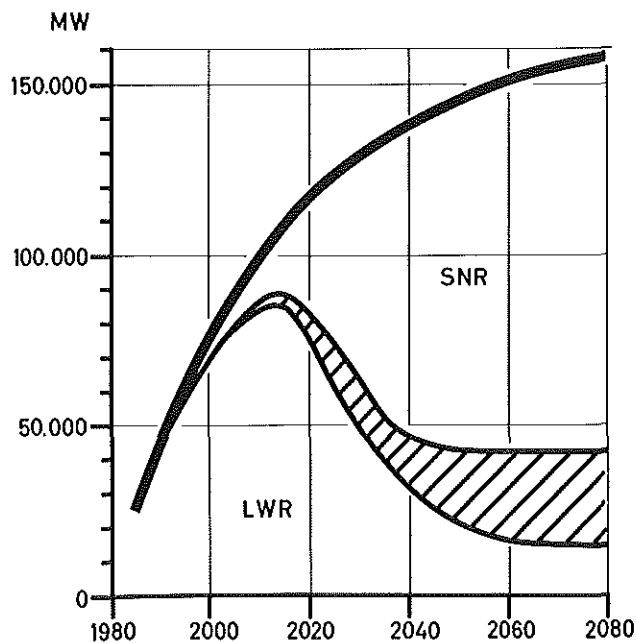


Abb. III-5: Installierte Kernkraftwerkskapazität in der Bundesrepublik Deutschland

Um der Unsicherheit der erreichbaren Brutrate Rechnung zu tragen, wurde eine Bandbreite bewußt konservativer Werte für den Brüter und für die Verlustraten bei der Wiederaufarbeitung angenommen, die zu einer Netto-Plutoniumproduktion von 60 bis 170 kg Pu pro 1000 MWe und Betriebsjahr führt (der letztgenannte Wert entspricht der Pu-Erzeugung eines LWR)

Im Hinblick auf den entsprechenden Uranbedarf ergibt sich, daß sich bereits wenige Jahre nach Beginn des Brüterzubaues eine deutliche Begrenzung des weiteren Anstiegs des Uranbedarfs bemerkbar macht (siehe Abb. III-6). Der Uranimportbedarf erreicht mit etwa 12 000 t/a ungefähr gegen 2010 sein Maximum, um danach je nach angenommener Brutrate mehr oder weniger schnell auf 0 abzufallen.

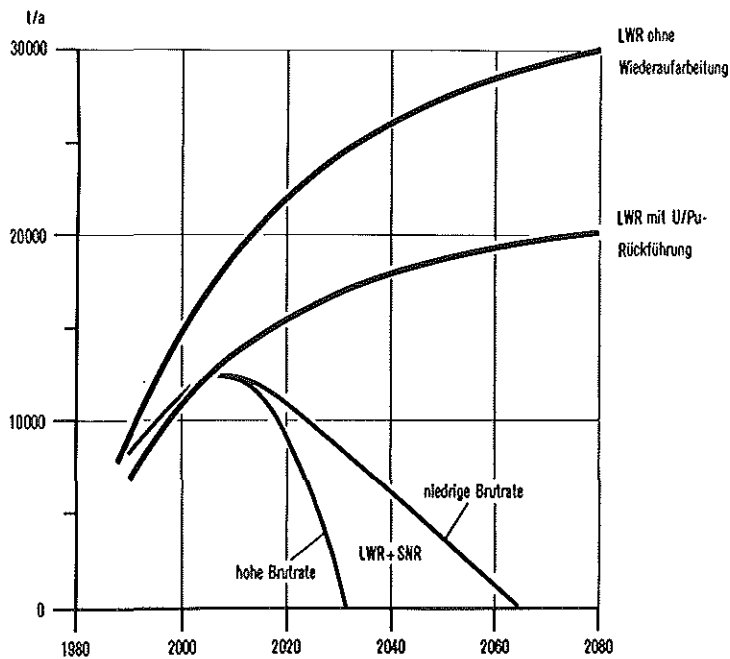


Abb. III-6: Jährlicher Bedarf der Bundesrepublik Deutschland an Natururan

Zeitpunkt und Höhe des Maximums werden nur geringfügig von der unterschiedlichen Plutonium-Netto-Produktionsrate beeinflusst. In zunehmenden Maße decken die Brüter die Erweiterung der Kraftwerkskapazität und den Ersatz von LWR-Altanlagen. Der LWR wird bis auf einen Restanteil zwischen 8 und 25 % (abhängig von der Brutrate) der installierten Kraftwerksleistung verdrängt. In diesem LWR-Restanteil wird der Plutoniumüberschuß der Brüter verbraucht.

Es ergibt sich also die Situation einer Energieversorgung mit kontrollierter Pu-Menge. Der kumulierte Natururanbedarf erreicht Werte um rd. 0,5 Mio Tonnen und bleibt ab etwa 2050 konstant (siehe Abb. III-7).

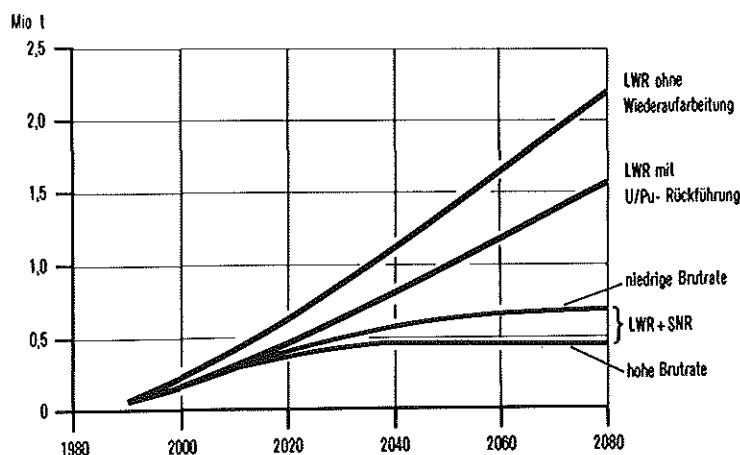


Abb. III-7: Kumulativer Natururanbedarf der Bundesrepublik Deutschland

#### 4. Anforderungen an den Schnellen Brüter

Die hier genannten Fakten belegen eindrucksvoll die Bedeutung des Schnellen Brüters für die Elektrizitätswirtschaft. Für ein Stromerzeugungssystem sind jedoch neben dem Aspekt des möglichen Versorgungspotentials – der eine ausreichend hohe Brutrate erfordert – auch eine Reihe weiterer wichtiger Anforderungen, denen ein solches System genügen muß, zu stellen.

Dabei kommt der Wirtschaftlichkeit besondere Bedeutung zu. Aufgrund der vorstehend gezeigten Sachzwänge muß der Schnelle Brüter auch dann gebaut werden, wenn seine Anlagenkosten nicht mit den Leichtwasserreaktoren konkurrieren können. Trotzdem kommt natürlich dem Bemühen um tragbare Anlagekosten besondere Bedeutung zu, auch wenn der Sicherheit der Bevölkerung unbestritten ein absoluter Vorrang einzuräumen ist.

Zu den weiteren Anforderungen gehört die möglichst geringe Umweltbelastung, d.h. niedrige Emissionen von Schadstoffen, geringe Abwärme und geringe Erzeugung von Abfallprodukten. Während die vernachlässigbar geringen Emissionen von Schadstoffen ein Merkmal aller Kernkraftwerke sind, schneidet der Schnelle Brüter durch seinen guten Wirkungsgrad bei der Produktion von Abwärme und endzulagernden Spaltprodukten besonders gut ab.

#### 5. Brüterentwicklung im Ausland

In vielen Industrieländern, insbesondere in denen, die keine nennenswerten eigenen Energievorräte besitzen, wird die Bedeutung der Schnellbrüter-Technologie ähnlich beurteilt.

In der Entwicklung der Brüter sind Frankreich und die UdSSR führend. Beide Länder haben bereits langjährige positive Erfahrungen mit dem Betrieb Schneller Brüter der Leistungsklasse von 300 MWe.

Von besonderer Bedeutung ist die Tatsache, daß die USA - auch nach dem Amtsantritt von Carter - trotz seiner so negativen Haltung zur Brütertechnologie in den letzten Jahren mehr Staatsmittel für deren Entwicklung ausgegeben haben als Frankreich, Japan und BRD zusammen. (USA Ausgaben für Brüter 1977 = 1240 Mio DM, 1978 = 956 Mio DM). Aber selbst wenn die USA vorübergehend Verzögerungen ihres Brüterprogramms in Kauf nehmen können, da sie ausreichend hohe eigene Primärenergievorräte einschließlich Uranreserven besitzen, kann dieses Vorgehen für die anderen Industrienationen nicht beispielhaft sein. Die Bundesrepublik wird auch beim Uran stets mit einem Importrisiko leben müssen, aber mit dem Schnellen Brüter haben wir es in der Hand, dieses Risiko quantitativ deutlich zu verringern.

## 6. Öffentlich-politische Diskussion und Verzögerungen im Brüterprogramm der BRD

Lassen Sie mich abschließend noch einige Worte zu der öffentlich-politischen Diskussion um den Schnellen Brüter und um die Verzögerungen unseres Brüterprogramms sagen.

Reizworte wie "Einstieg in die Plutoniumwirtschaft durch Schnelle Brüter" oder "Atomstaat" wurden geprägt und verwendet, um Unsicherheit und Angst zu erzeugen, um damit die Entwicklung zu verhindern.

Die Plutoniumwirtschaft im Sinne einer sicheren Verarbeitung und wirtschaftlichen Weiterverwendung dieses Spaltstoffes in großen Mengen hat mit der Entscheidung für die kommerzielle Nutzung der LWR längst begonnen. Die in der Bundesrepublik laufenden Reaktoren erzeugen bereits jetzt mehr als 1 t Plutonium jährlich. Diese Erzeugung wird sich bis 1985 etwa auf 4 t/a und bis zur Jahrhundertwende auf einen Wert zwischen 11 - 15 t/a erhöhen, unabhängig von der Entwicklung der Schnellbrutreaktoren.

Der SNR 300 würde selbst bei bestem Brut-Faktor nur 1 % der für 1985 genannten Menge erzeugen und als Plutoniumvernichter max. 5 % davon vernichten können. Damit spielt er in beiderlei Hinsicht in der Plutoniumwirtschaft keine Rolle.

Die Nutzung des Plutoniums als hochwertiger Brennstoff entspricht einem Gebot energiewirtschaftlicher und energiepolitischer Vernunft und auch den Forderungen des Umweltschutzes.

Auch die Argumentation gegen den Schnellen Brüter unter dem Vorwand, er fördere in besonderem Maße die Gefahr der Weiterverbreitung von Kernwaffen, ist sachlich nicht begründet, denn die Verwendung von Plutonium aus Kernkraftwerken überhaupt - zur Herstellung von Waffen - ist der schwierigste von mehreren möglichen Wegen und wurde bisher in keinem einzigen Land beschritten.

Trotz der anerkannten Notwendigkeit zur rationellen Abwicklung unseres Brüterprogramms in der BRD hat sich die Fertigstellung des SNR 300 gegenüber dem ursprünglichen Terminplan bis heute um rund 5 Jahre verzögert, die

Kosten haben sich dabei mehr als verdoppelt. Aus heutiger Sicht wird der SNR 300 frühestens 1984 in Betrieb sein. Zu diesem Zeitpunkt wird Frankreich voraussichtlich bereits Betriebserfahrungen mit dem SUPER-PHENIX - einer viermal größeren Anlage - haben, und darüberhinaus über 10 Jahre Betriebserfahrungen mit dem dem SNR 300 entsprechenden PHENIX. Damit hat Frankreich gegenüber der Bundesrepublik in der Brüterentwicklung einen zeitlichen und kennntnismäßigen Vorsprung von mehr als einer Reaktor-Generation.

Die Gründe für die Schwierigkeiten in der Bundesrepublik sind vielfältig:

- das Genehmigungsverfahren hat sich in seiner Anwendung insbesondere für einen Prototyp als zu wenig flexibel erwiesen (gleiches gilt z.B. für den THTR);
- Begutachtung und Genehmigungsverfahren sind zu wenig am Baufortschritt orientiert;
- der bürokratische Aufwand im Genehmigungsverfahren wächst ständig, ohne sicherheitstechnische Verbesserungen zu bewirken. Leider ist der SNR hier keine Ausnahme;
- Politische Opportunitätserwägungen haben zu Behinderungen des Genehmigungsverfahrens und zu willkürlichen Verzögerungen geführt.

Die Bedeutung, die die deutsche Elektrizitätswirtschaft dem Brüter beimißt, wird am deutlichsten sichtbar durch die Tatsache, daß sich das RWE aus eigenen Mitteln mit mehr als 600 Mio DM in der Brüter-Entwicklung in internationaler Zusammenarbeit engagiert. Auch wenn über die Beteiligung am französischen SUPERPHENIX eine Absicherung dieser Entwicklung erfolgt, sind wir auf eine nationale Weiterentwicklung angewiesen, denn ohne eine tragfähige deutsche Brüter-Industrie sind die französischen Erfahrungen nicht auf die BRD übertragbar.

Ein Verzicht auf die deutsche Brüter-Entwicklung aus politischen Gründen würde dieses Engagement der deutschen Elektrizitätswirtschaft wirkungslos machen.

Von besonderer Sorge erfüllt uns die Tatsache, daß der SNR 300 als politisches Vehikel mitbraucht wird mit dem beispielhaften Ergebnis, daß bei der kürzlich erfolgten Abstimmung im Bundestag die Entscheidung für den Weiterbau nur mit knapper Mehrheit zustande kam, obwohl mehr als 90 % der Abgeordneten die Fortsetzung des Projekts befürworteten.

Trotz dieser Probleme und Widrigkeiten läßt uns unsere Verantwortung für langfristige Sicherung einer kostengünstigeren Elektrizitätsversorgung keine andere Wahl als die Fortsetzung unserer Bemühungen zur Schaffung der Option, Schnelle Brüter zu einem späteren Zeitpunkt einsetzen zu können.

An dieser Stelle muß auch der SNR-2 - das Folgeprojekt des SNR 300 - erwähnt werden. Seine Realisierung ist einerseits für die Industrie aus Gründen der Kontinuität unverzichtbar, andererseits bedeutet er noch nicht den Einstieg in die wirtschaftliche Nutzung, sondern ist erforderlich zur Schaffung der Option.

## 7. Nachwort

Lassen Sie mich an dieser Stelle an den Statusbericht 1971 erinnern, der sich am 15. Februar 1979 zum 8. Male jährt.

In einer öffentlichen Diskussion im Anschluß an diesen Statusbericht vor 8 Jahren wurde Herr Prof. Mandel von Herrn Rudzinski gefragt, was wäre, wenn die Brüter-Entwicklung zu teuer würde. Zum Mißfallen weiter Bevölkerungskreise lautete die Antwort von Prof. Mandel damals:

" ... dann hätten wir eben Pech gehabt, so etwas kann passieren. Wir leben ja schließlich in der Wirtschaft gefährlich. Wir sind es gewohnt!"

Herr Prof. Mandel wurde - wie so oft - auch hier mißverstanden.

Was passiert aber, wenn aller Optimismus über alternative Energiequellen sich als unbegründet herausstellt und wir den Brüter aus politischen Gründen als Option abgelehnt oder zu wenig interessiert verfolgt haben?

Welcher Politiker kann dann sagen, "wir haben eben Pech gehabt. Das Leben ist schließlich gefährlich, und wir sind es gewohnt, Not zu leiden"?



#### IV. Stand des Projektes SNR 300

##### A. Brandstetter

Internationale Natrium-Brutreaktor-  
Baugesellschaft Bergisch Gladbach

##### 1. Stand der Arbeiten auf der Baustelle

Wenn ich Ihnen heute einen Bericht über den Stand des SNR-300-Projektes gebe, so geschieht dies mit großer Erleichterung darüber, daß durch die im Dezember des letzten Jahres gefallene Entscheidung die Ungewissheit, die das Projekt so sehr belastete, ihr Ende gefunden hat. Damit ist überhaupt erst die Basis geschaffen, heute eine Bilanz zum Projekt vorzutragen.

Zu Beginn dieser Bilanz möchte ich Sie daran erinnern, wie es in Kalkar zum Zeitpunkt des letzten Statusberichtes, d.h. vor fast drei Jahren, aussah. Etwa 2/3 der Betonmenge des Reaktorgebäudes war verarbeitet, wobei die terminlich besonders wichtige Reaktorzelle einen Rückstand gegenüber den anderen Bereichen hatte. Die drei Dampferzeugerhäuser hatten ihre volle Höhe erreicht und wurden ausgebaut. Schalt- und Nebenanlagengebäude waren fundamentierte, beim Hilfsanlagentrakt wurde im Bereich von 6 m betoniert, die baulichen Ausbauarbeiten des Maschinenhauses waren weitgehend abgeschlossen.

Demgegenüber ergibt sich heute folgender Stand (siehe Abb. IV-1):

Mit Ausnahme des Kühlturms und der Betriebsabwasserkläranlage sind die Rohbauarbeiten an allen Gebäuden bis auf geringfügige Restpunkte abgeschlossen. Der bautechnische Ausbau an Reaktor, Hilfsanlagen- und Schaltanlagengebäude ist im Gange. Wie es im Innern des Reaktorgebäudes aussieht, können Sie an Abb. IV-2 erkennen. Dieses Bild zeigt die Komponentenhalle, d.h. die Halle über den Räumen des Primärsystems.

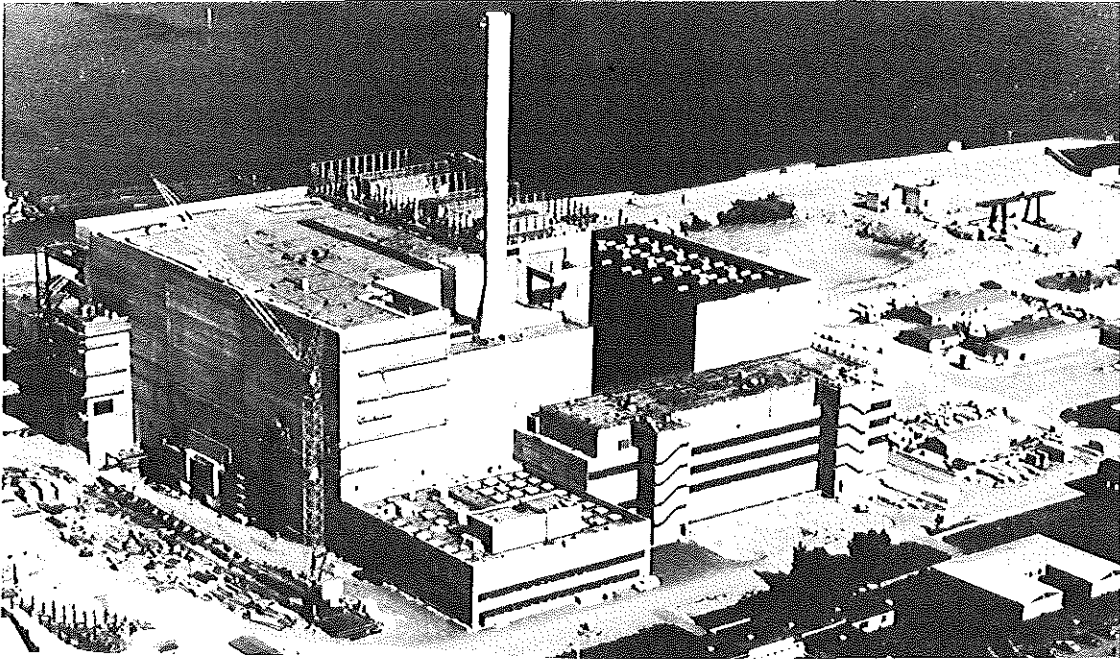


Abb. IV-1: Gesamtansicht SNR 300 in Kalkar  
(August 1978)

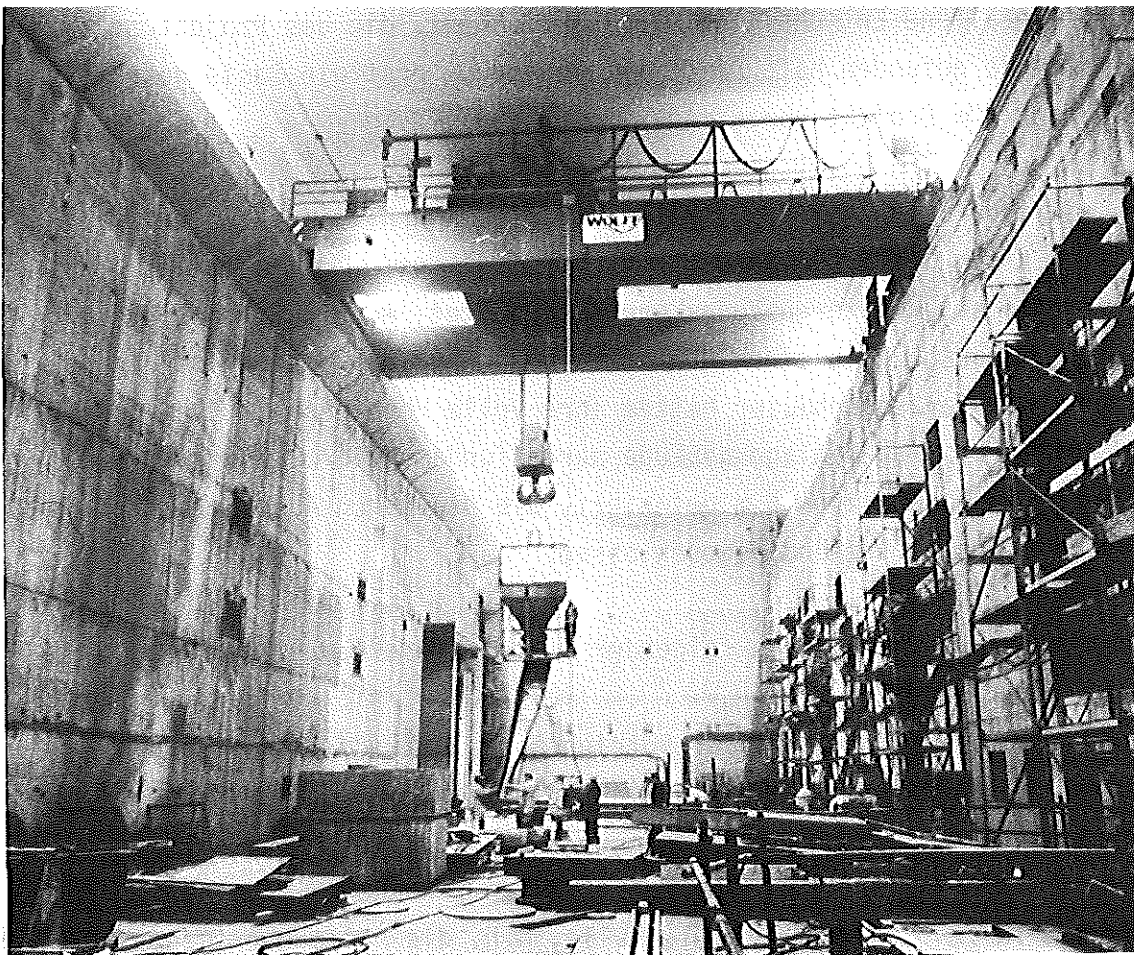
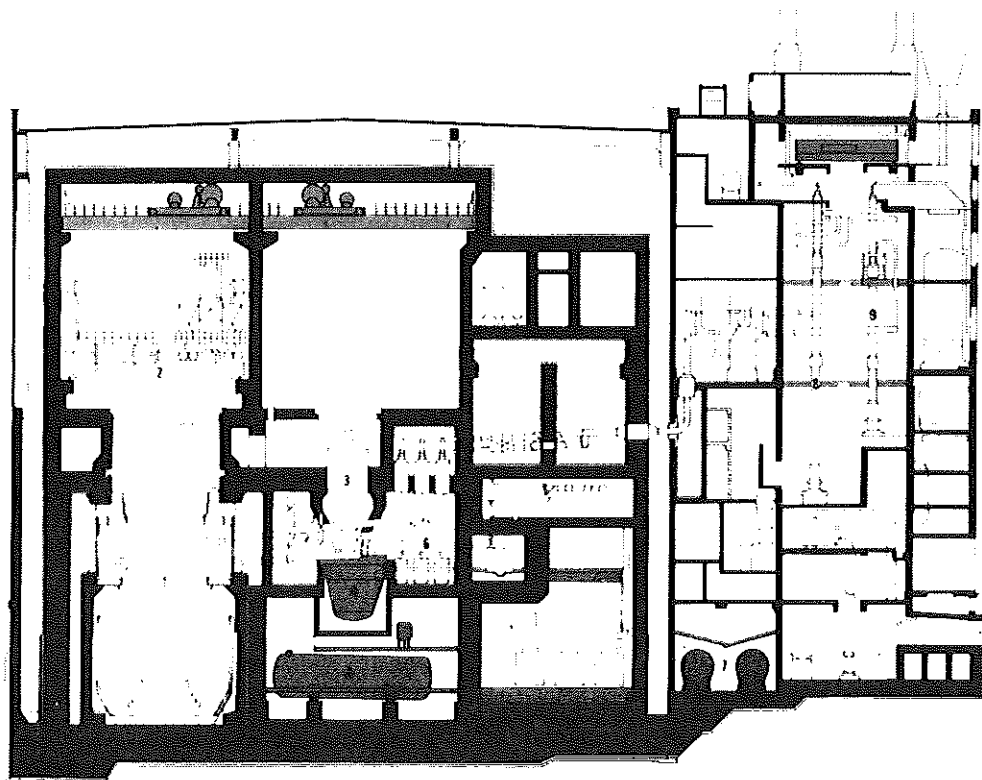


Abb. IV-2: SNR 300 - Komponentenhalle

Abb. IV-3 zeigt einen Schnitt durch Reaktor- und Dampferzeugergebäude. Das Bild zeigt (grau markiert) die wesentlichen bisher am nuklearen Dampferzeugungssystem durchgeführten Montagearbeiten. Neben großen Behältern, wie Ablaßtanks oder Cavities, die vor Schließen der jeweiligen Betondecken einzubringen waren, sind es vor allem Tätigkeiten im Vorfeld der Montage der Haupt-, Neben- und Hilfssysteme, wie z.B. Errichten von Bühnen und Gerüsten, oder der großen Krananlagen, deren Bereitschaft für den weiteren Arbeitsablauf sehr wichtig ist.



- |                                     |                         |                             |
|-------------------------------------|-------------------------|-----------------------------|
| 1 Reaktorzelle                      | 4 Primär-Na-Pumpen      | 7 Na-Abfäß-Behälter         |
| 2 Wechselmaschine                   | 5 Leck-Na-Behälter      | 8 Geradrohr-Dampferzeuger   |
| 3 Pumpentriebe für Primär-Na-Pumpen | 6 Zwischenwärmetauscher | 9 Geradrohr-Dampfüberhitzer |

Abb. IV-3: SNR 300 - Schnitt durch Reaktor- und Dampferzeugergebäude

Besonders umfangreiche Arbeiten (Gesamtgewicht etwa 1600 t Stahl) waren bei der Errichtung der Bodenwannen zu leisten, die im Falle eventueller Rohrleitungsschäden das Natrium auffangen und in Sammelbehälter abführen.

Seit längerer Zeit steht also, soweit es den Zustand der Gebäude und den bei den Stahlbauarbeiten erreichten Status betrifft, der Inangriffnahme umfangreicher Montagearbeiten nichts im Wege.

Nachdem wir im Dezember - und darüber sind wir alle sehr froh - die erste Teilgenehmigung für maschinen- und elektrotechnische Systeme erhalten haben, werden die entsprechenden Montagearbeiten in Angriff genommen. Die Genehmigung umfaßt einige Hilfssysteme, wie den Kühlkreislauf zum gasgekühlten Lager für Kernelemente, Inertisierungs- und Vorheizsysteme sowie einige Einrichtungen der Brennelementhandhabung. Außerdem sind die starkstromtechnischen Einrichtungen sowie die Warte in diesem Genehmigungsschritt enthalten. Wir rechnen damit, daß wir einschließlich noch laufender Stahlbauarbeiten bis zum Sommer das Montagepersonal auf etwa 350 Personen steigern können, was etwa einer Verdoppelung der derzeitigen Zahl entspricht. Einschließlich der Mitarbeiter der Bauseite kommen wir dann in Kalkar auf etwa eine Gesamtstärke von 500 Personen.

Den Status der für den Terminablauf besonders bedeutsamen Reaktorzelle will ich nun näher erläutern. Zum Zeitpunkt des letzten Statusberichtes war mit den Betonarbeiten erst die Höhe +8 m erreicht, darüber, d.h. in dem Auflagerbereich des Reaktortanks, waren gerade die Bewehrungsarbeiten im Gange, zur Betonierfreigabe war noch eine Reihe von Nachweisen zu führen und von Behörde und Gutachter zu prüfen.

Abb. IV-4 zeigt die komplette Reaktorzelle und damit den Stand, wie er in Kürze erreicht sein wird.

Bei den Arbeiten in der Reaktorzelle spielte der dort zur Abschirmung erforderliche Biologische Schild eine besonders entscheidende Rolle. Zu seiner Errichtungsgenehmigung im Rahmen eines Nachtrags zu den Gebäudegenehmigungen mußten zeitraubende Nachweise geliefert werden und insbesondere erreicht werden, daß RSK sowie Behörde und Gutachter die grundsätzliche Durchführbarkeit des Integritätsnachweises für das Reaktortanksystem auch bei 370 MWs mechanischer Belastung nach einem Bethe-Tait-Störfall feststellen. Ich erinnere daran, daß dieses strengere Konzept erst nach Baubeginn in das Projekt eingeführt worden war. Der große Nachweisumfang sowie politische, nach dem Vorlagebeschluß des Oberverwaltungsgerichtes Münster in Nordrhein-Westfalen geführte Diskussionen führten dazu, daß der entsprechende Genehmigungsantrag erst Ende 1977 erteilt wurde.

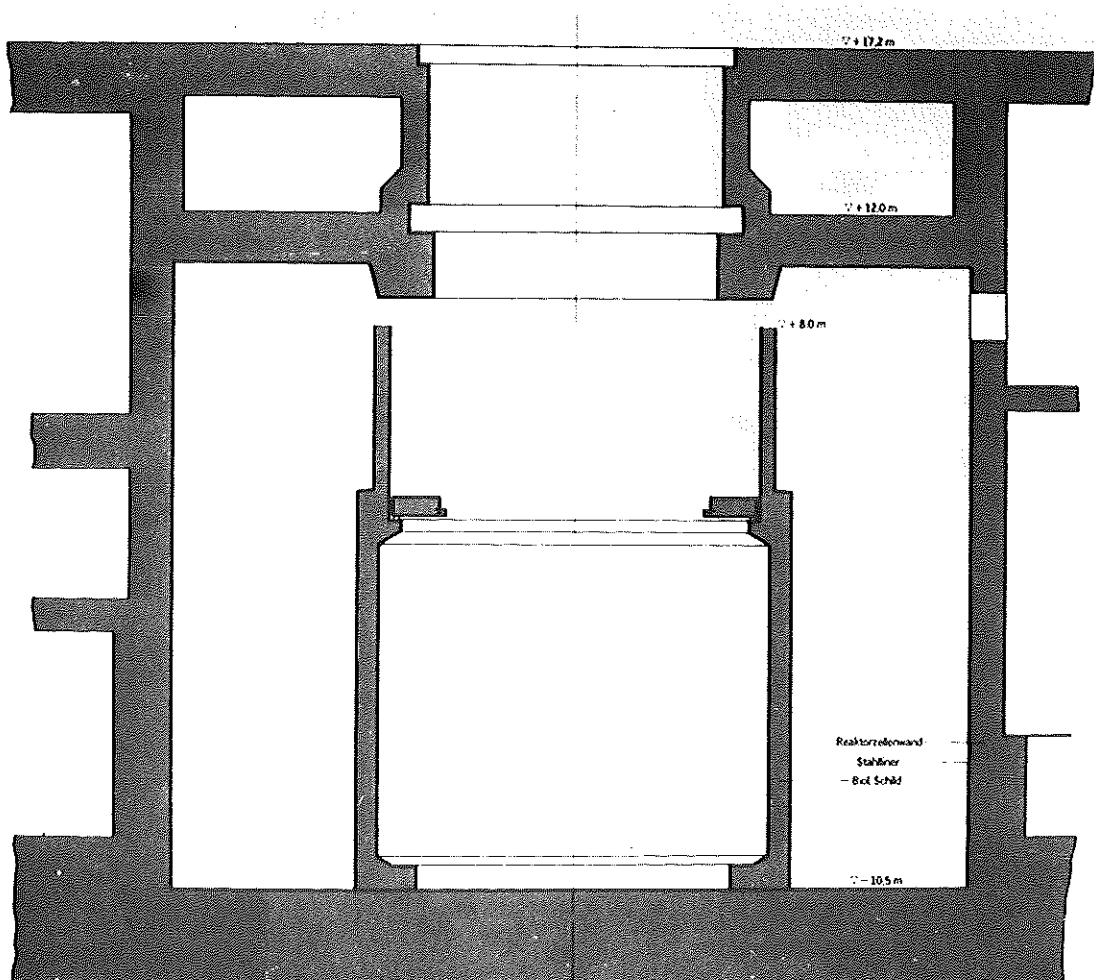


Abb. IV-4: SNR 300 - Reaktorzelle (Februar 1979)

Nach Fertigstellung des Biologischen Schildes sind in diesem terminlich entscheidenden Bereich die Voraussetzungen für die Inangriffnahme der maschinentechnischen Montagen geschaffen,

Im Bereich des Maschinenhauses ist die Montage des Dampfkraftteils schon weiter vorangeschritten (siehe Abb. IV-5). Auf dem Bild ist die schon seit längerem fertigmontierte Dampfturbine mit Generator zu sehen,

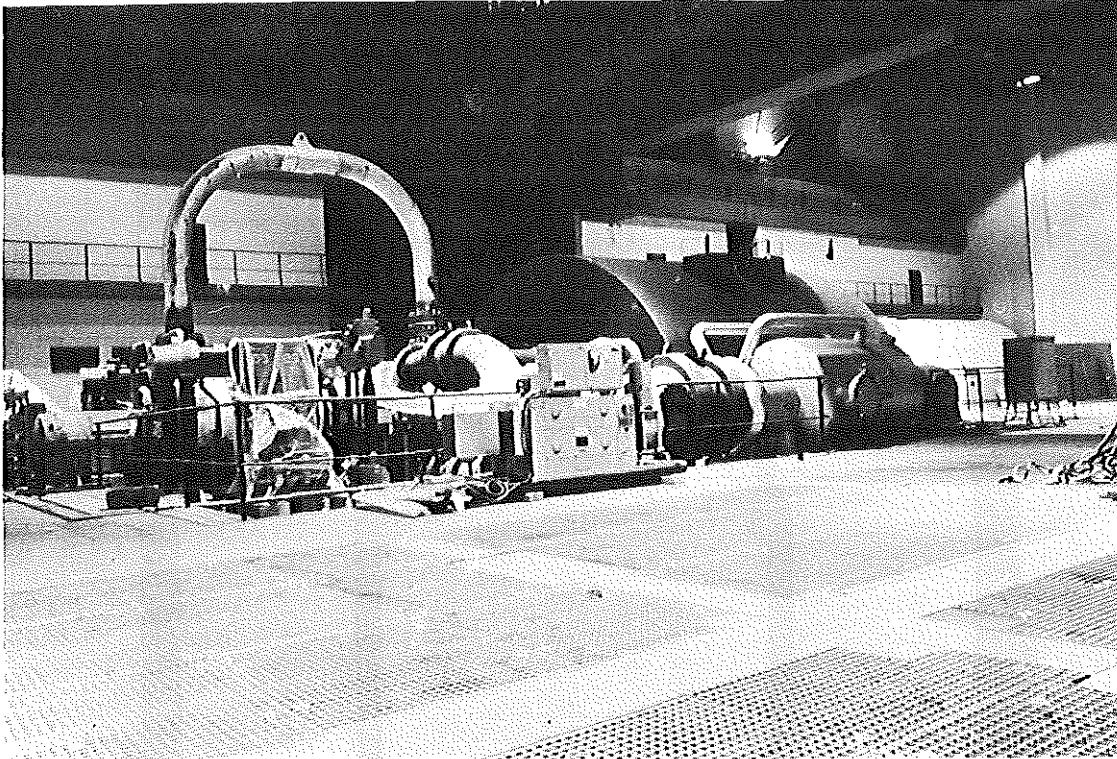


Abb. IV-5: SNR 300 - Maschinenhaus

## 2. Abwicklung der Ingenieurarbeiten des Genehmigungsverfahrens

Wie weit sind wir nun bei der Abwicklung der Ingenieurarbeiten im Rahmen des Genehmigungsverfahrens?

Bei den sicherheitstechnischen Großthemen, d.h. den besonders im Projektvordergrund stehenden Themen, wie unter anderem

- dem hypothetischen Exkursionsstörfall, meist Bethe-Tait-Störfall genannt,
  - den Dampferzeugerstörfällen,
  - dem Komplex der wiederkehrenden Prüfungen an den Komponenten der Anlage und
  - den allgemeinen Störfallanalysen
- wurden wichtige Fortschritte erzielt.

Beim Bethe-Tait-Komplex will ich als Beispiel dafür folgendes herausstellen:

- Durch Arbeiten im Kernforschungszentrum Karlsruhe konnte bestätigt werden, daß bei einem solchen Störfall praktisch keine oder - sofern man zusätzlich konservative Annahmen trifft - jedenfalls eine wesentlich geringere mechanische Ener-

giefreisetzung gegeben ist als der im Genehmigungsverfahren vorgegebene Rahmen von 370 MWs (Hier ist im übrigen anzumerken, daß die extrem geringe Eintrittswahrscheinlichkeit eines Bethe-Tait-Störfalles durch die unter sehr harten Versuchsbedingungen bei INTERATOM bewiesene große Versagensunempfindlichkeit der ersten und zweiten Abschaltvorrichtung in den letzten Jahren zusätzlich untermauert wurde.)

Ein geschlossener Satz Ergebnisse zum Nachweis der Integrität des Tanksystems bei einer Freisetzung von 370 MWs mechanischer Energie liegt vor, die zugehörige Dokumentation wurde in den letzten Tagen beim Gutachter eingereicht.

Der Nachweis, daß nach einem solchen Störfall auf Grund der guten Wärmeübertragungseigenschaften des Natriums der geschmolzene Brennstoff im Tank verbleibt, ist im wesentlichen geführt und beim Gutachter eingereicht.

Umfangreiche Testprogramme - insbesondere wide-plate-Versuche und Berstversuche - wurden durchgeführt und führten zu wesentlich verbesserten Grundlagen hinsichtlich der zulässigen Grenzwerte.

Der Stand der Arbeiten läßt erwarten, daß beim Bethe-Tait-Komplex weitere große aus dieser Frage entstehende Terminverzögerungen vermieden werden können.

#### Genehmigungssituation/Terminsituation

Die sehr im Vordergrund stehenden Großthemen dürfen nicht dazu führen, daß die riesige Zahl von Einzelthemen, die im Genehmigungsverfahren zu behandeln sind, unerwähnt bleiben. Nicht die Qualität des Einzelproblems, sondern die Quantität der Arbeiten, die bei den beteiligten Organisationen durchgezogen werden müssen, ist hier die Hauptfrage. Dies wird an einigen Stellen meiner nun folgenden Erläuterungen zum Stand des Genehmigungsverfahrens deutlich. Eine Übersicht dazu gibt Abb. IV-6.

VORLIEGENDE TEILGENEHMIGUNGEN

7/1 BIS 7/2/5

GEBÄUDE SOWIE STAHLBAUTEILE, KRANANLAGEN  
UND EINIGE GROSSE NA-BEHÄLTER

7/3 (ERTEILT AM 20.12.1978)

STARKSTROMTECHNIK, WARTE, EINIGE HILFSSYSTEME  
UND TEILE DER BE-HANDABUNGSSYSTEME

NOCH AUSSTEHENDE TEILGENEHMIGUNGEN

7/3/1 (GUTACHTEN ERSTELLT; TG MITTE 1979)

NATRIUM-NEBENANLAGEN, WEITERE HILFSSYSTEME  
UND TEILE DER BE-HANDABUNG

7/3/2 UND 7/4 (GUTACHTEN IN ARBEIT; TG ENDE 1979)

RESTLICHE HILFSSYSTEME, REAKTORZELLEN=  
EINBAUTEN, TERTIÄR-NACHWÄRMEABFUHRSYSTEME

7/5 (ARBEITSLISTEN ZUM GRÖSSTEN TEIL ERLEDIGT,  
TG HERBST 1980)

REAKTOR, HAUPTSYSTEME, NOTKÜHLSYSTEM,  
REAKTORSCHUTZ, BODENKÜHLEINRICHTUNG

Abb. IV-6: Übersicht Genehmigungssituation

Die bereits vorliegenden Teilgenehmigungen umfassen nur einen geringen Teil der Anlagentechnik. Der größere Teil ist in den noch ausstehenden Teilgenehmigungen enthalten. Die nächste für Mitte dieses Jahres erwartete Teilgenehmigung (mit 7/3/1 gekennzeichnet) ist für die Kontinuität der Arbeiten auf der Baustelle sehr wichtig, da mit dieser der größte Teil der Hilfs- und Nebenanlagen genehmigt ist und damit ein großes Montagevolumen verfügbar wird.

Die wichtigsten Teile des nächsten Genehmigungspaketes, dessen Genehmigung wir für Ende dieses Jahres erwarten, sind die Reaktorzelleneinbauten, d.h. die Komponenten der Reaktortankperipherie, auf die ich später noch näher eingehen werde. Das eigentliche nukleare Wärmeübertragungssystem ist in der zuletzt aufgeführten Teilgenehmigung (Bezeichnung 7/5) enthalten, die wir für Herbst 1980 erwarten. Die in dieser Genehmigung zusammengefaßten Hauptsysteme, d.h. Reaktorsystem sowie Primär- und Sekundärnatrium-Wärmeübertragungssystem, sind bestimmend für den Gesamtterminplan. Die nukleare Inbetriebnahme der Anlage kann etwa drei Jahre nach Erteilung dieser Teilgenehmigung erfolgen, bis zur Übergabe der Anlage



ist ein weiteres Jahr vorgesehen. Dies bedeutet, daß die Übergabe nicht vor Herbst 1984 stattfinden kann.

Ein Vergleich mit der Situation zum Zeitpunkt des letzten Statusberichtes zeigt, daß es uns bisher nicht gelungen ist, dem Eckpunkt Übergabe näher zu kommen. Die eigentliche Ursache dieser Verzögerung ist darin zu finden, daß das in unserem Land vorgeschriebene Genehmigungsverfahren den Bau einer Prototypanlage in besonders großem Maße belastet und zwar - wie die vergleichbare Terminentwicklung beim THTR in Schmehausen zeigt - unabhängig vom Reaktortyp. Es gibt praktisch keine Nachweisforderung, die durch Zurückgreifen auf bereits bei einer gleichen oder sehr ähnlichen anderen Anlage durchgeführte Arbeiten ohne großen Zeitaufwand erledigt werden kann.

Besonders störend hat sich z.B. die häufige Anpassung der Anlage an die Entwicklung des sicherheitstechnischen Regelwerkes (z.B. KTA-Regeln, RSK-Leitlinien, BMI-Kriterien) ausgewirkt. Die Regeln sind im wesentlichen unter Bezugnahme auf Leichtwasserreaktoren entwickelt worden, so daß verständlich ist, daß Bezugnahme und Erfüllung bei einer Anlage einer anderen Baulinie erschwert sind. Auch die in den letzten Jahren erfolgte Einbeziehung einer großen Zahl bisher nicht atomrechtlich zu genehmigender Systeme in das Verfahren führte zu erheblichen Erweiterungen des Arbeitsumfangs und damit Verzögerungen.

So haben die im Berichtszeitraum erteilten Genehmigungen für den Biologischen Schild und die 7/3 für E-Teil sowie Hilfs- und Nebenanlagen viel mehr Zeit in Anspruch genommen, als wir erwarten konnten. Die dadurch bedingte Beanspruchung der Beteiligten führte zu entsprechenden Verzögerungen bei den folgenden Genehmigungsschritten.. Abb. IV-7 soll den Umfang der Antragsunterlagen für Hilfs- und Nebenanlagen sowie für die E-Technik, d.h. für die Schritte 7/3; 7/3/1 und 7/3/2 veranschaulichen und damit die vorhin erwähnte quantitative Problematik unterstreichen, insbesondere, wenn man berücksichtigt, daß sich oft nacheinander geschaltet eine große Zahl von Personen mit diesen Unterlagen befassen muß.

Selbstverständlich sind unsere Bemühungen ständig darauf ausgerichtet, durch Verbesserung von Verfahren und organisatorischen Abläufen Schwierigkeiten zu vermeiden. So wurden für wichtige Komplexe, wie die Bethe-Tait-Frage, Dampferzeugerstörfälle, Einwirkungen von außen und Festigkeitsanalysen sogenannte Leitnotizen zur verbesserten Festlegung von Voraussetzungen und Randbedingungen erstellt.



Abb. IV-7: Unterlagen zur TG 7/3

Für die letzte Teilgenehmigung, die 7/5, wurden besonders eng zwischen allen Beteiligten abgestimmte Arbeitslisten eingeführt, die alle nach detaillierter Durchsicht und Durchsprache der Unterlagen noch offenen Fragen enthalten.

Abb. IV-8 zeigt einen Überblick über den Stand dieser Arbeitslisten per September 1978 und per Januar 1979. Die Liste (über 500 Aufgaben) ist wiederum ein Beispiel für das quantitative Problem, was zu meistern ist. Man sieht, daß die Bearbeitung schon weit fortgeschritten ist. Die entsprechenden Ergebnisse und die abschließend aktualisierten Antragsunterlagen sind dann ein verbesserter Bezugspunkt für die Erarbeitung des Gutachtens durch den TOV und sollten zur Vermeidung der zeitraubenden Unterlageniterationsprozesse der Vergangenheit führen.

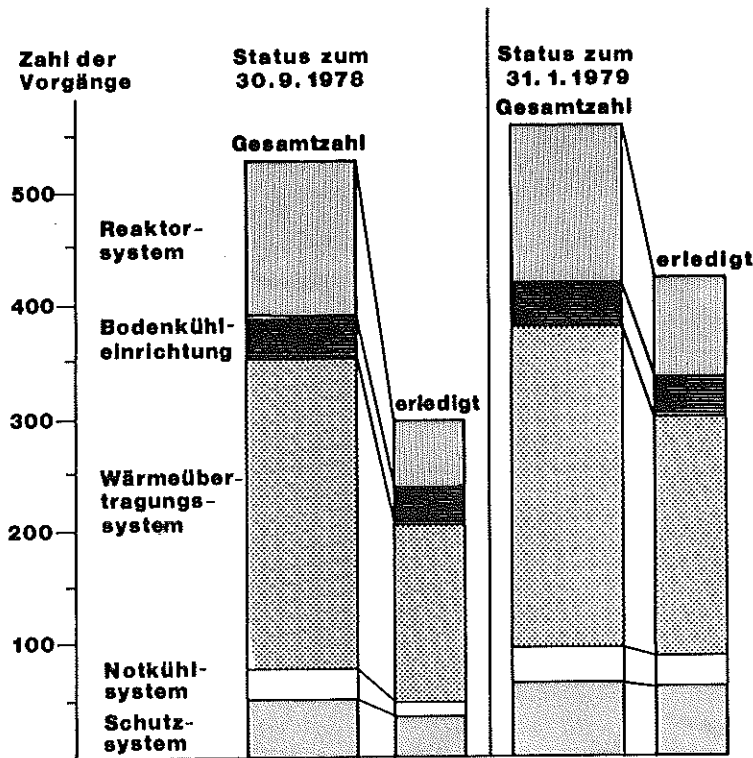


Abb. IV-8: Bilanz der Arbeitslisten 7/5  
(ohne Bethe-Tait)

Das Bild wäre unvollständig, wenn ich nicht im Zusammenhang mit der Terminproblematik des Genehmigungsverfahrens auf die Vorprüfungs- und Dokumentationsfrage eingehen würde. Bei der Vorprüfung werden für die einzelnen Bauteile die detaillierten Pläne der einzelnen Fertigungs- und Abnahmeschritte geprüft. Der Umfang dieser Vorprüfunterlagen ist sehr groß. Sie ergeben sich für die Vorprüfung der bereits erwähnten Bodenwannen (es sind 72 Stück) etwa 2300 Zeichnungen und Pläne, 5500 Stücklisten und etwa 10 000 Seiten Statik.

Abb. IV-9 zeigt den derzeitigen Stand der Abwicklung der Vorprüfungsarbeiten. Die obere Kurve stellt die Zahl der eingereichten Vorprüfvorgänge dar (wir schätzen etwa 90 % des Gesamtumfangs), die untere Kurve die Zahl der vom TÜV testierten Vorgänge. Auf dem Vorprüfgebiet sind in der Vergangenheit permanent Engpässe aufgetreten, die zu entsprechenden Verzögerungen bei Werkstatt- und Baustellenarbeiten führten. Als Vergleichspunkt: Die gerade erwähnten Bodenwannen sind in dieser Bilanz mit 60 Vorprüfpaketen enthalten, deren Erledigung etwa zweieinhalb Jahre in Anspruch nahm.

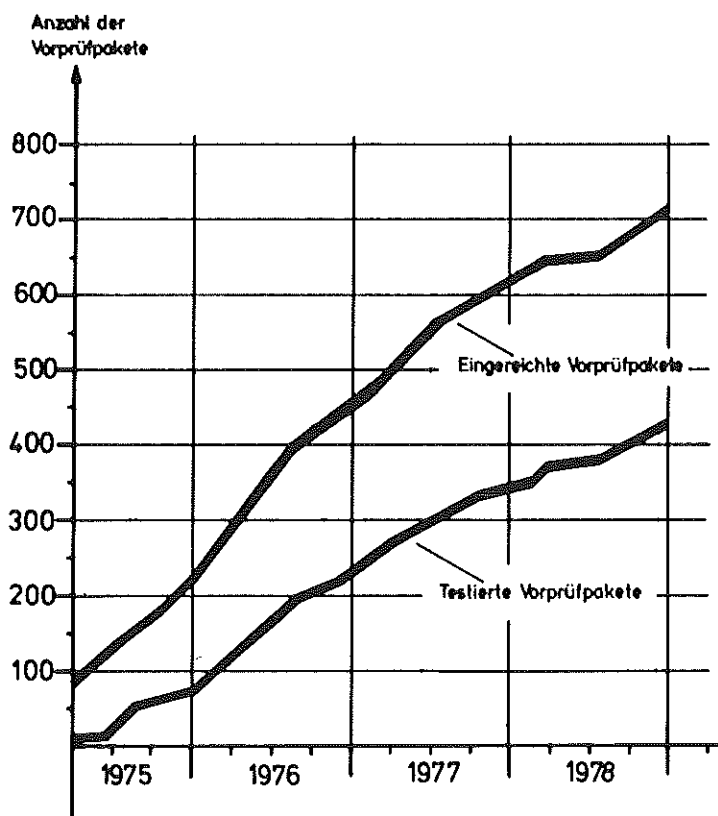


Abb. IV-9: Vorprüfungsbilanz

Die umfangreichste Papierflut ist jedoch im Zusammenhang mit der Dokumentation zu bewältigen. Wir haben zur Dokumentation für einen kompletten Satz Unterlagen der Gesamtanlage folgende Zahlen abgeschätzt:

Etwa 10 000 Aktenordner, die nebeneinander aufgestellt etwa 800 lfd m ergäbe und 50 bis 100 Mio Stempel sowie 3 Mio Unterschriften enthalten.

Es bedarf - wie Sie auch im Vortrag zu KNK II hören werden - der gemeinsamen Anstrengungen aller Beteiligten, dem ständigen Wachstum dieser Papiermenge Einhalt zu gebieten und den immer wieder dabei auftretenden Wildwuchs zu beschneiden. Ohne Erfolge auf diesem Gebiet drohen wir in einer Papierflut zu ertrinken, droht die Gefahr, daß sich unsere Tätigkeit sich in unerträglichem Maße auf das Gebiet der Bürokratie verlagert.

#### 4. Komponentenfertigung

Die Komponentenfertigung in den Werkstätten der Zulieferer hat in den letzten Jahren erhebliche Fortschritte gemacht. Im Durchschnitt des Gesamtprojektes sind mehr als zwei Drittel des Werkstattarbeitsvolumens erledigt. Etwa ein Drittel aller Komponenten ist fertiggestellt und im Herstellerwerk oder in Kalkar zwischengelagert.

Näheres zum Stand der Fertigung einzelner Komponenten werde ich Ihnen nun, um eine bessere Bezugnahme zur Anlage zu ermöglichen, im wesentlichen zusammen mit einer Erläuterung des terminlich besonders wichtigen Bereichs - der Reaktorzelle - schildern.

Aus der vorhin gezeigten Genehmigungsübersicht war zu erkennen, daß die Komponenten der Reaktorzelle in zwei Abschnitten der noch ausstehenden Genehmigungen enthalten sind. Der erste Abschnitt umfaßt die Peripherie des Reaktortanks mit dem Tankauflageträger, d.h. der Struktur, die die Lasten aus dem Tank-Deckelsystem auf den umgebenden Beton überträgt, dem Doppeltank, d.h. den um den Reaktortank zur Aufnahme eventueller Natriumleckagen angeordneten Tank sowie Isolierung und Abschirmteile.

Der Fertigungsstand von Tankauflageträger und Doppeltank ist aus Abb. IV-10 sichtbar.

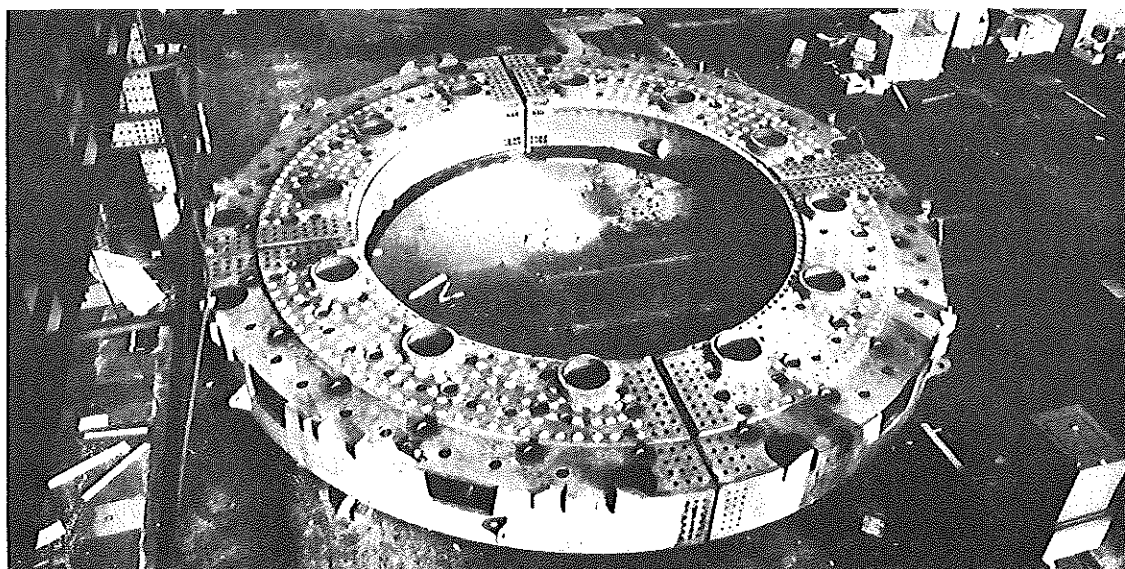


Abb. IV-10: SNR 300 - Tankauflageträger

Der Tankauflagerträger ist fertiggestellt. Das Bild zeigt ihn beim Probezusammenbau im Herstellerwerk. Der fertige, in Kalkar noch mit Abschirmbeton zu füllende Träger hat ein Gewicht von etwa 200 t Stahl und etwa 200 t Beton bei 11,5 m Außendurchmesser und 1,2 m Höhe.

Der Doppeltank mit einem Durchmesser von ca. 7,5 m, (siehe Abb. IV-11) ist bis auf einige Anpaßarbeiten an den zugehörigen Inspektionsschienen und einige darauf folgende abschließende Prüfungen ebenfalls fertig.

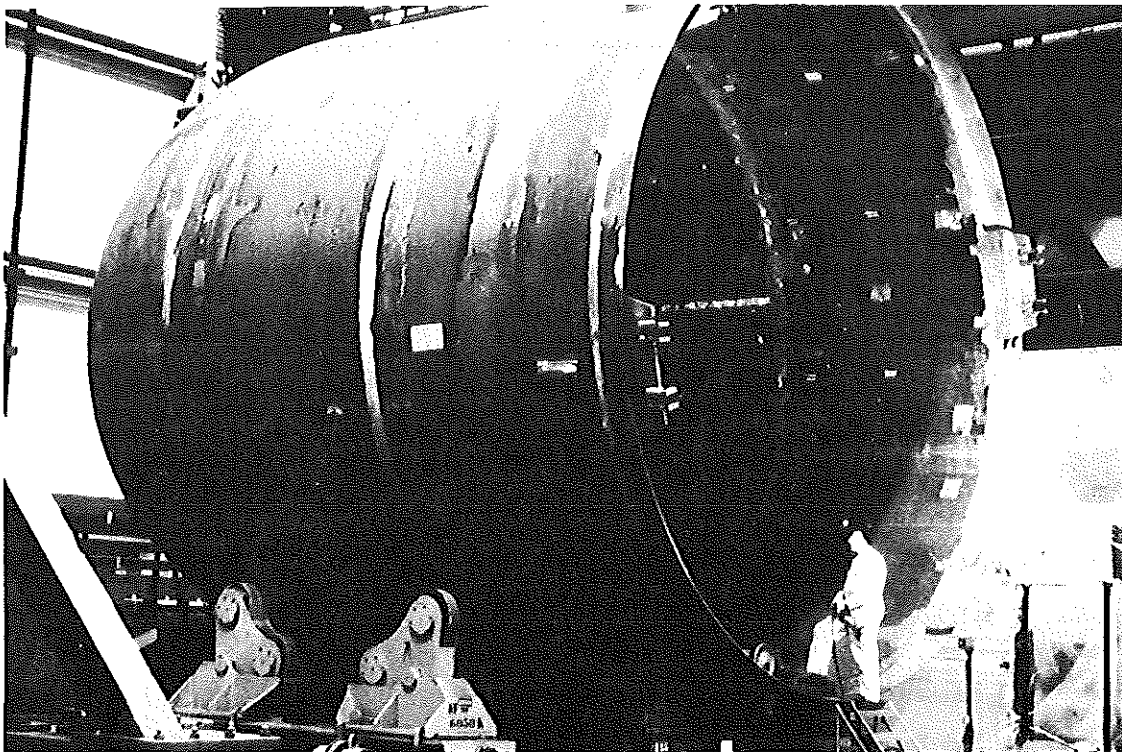


Abb. IV-11: SNR 300 - Doppeltank

Auch die anderen Bauteile zur Tankperipherie sind fertiggestellt. Abb. IV-12 zeigt die Komponenten des zweiten noch ausstehenden Genehmigungsabschnitts, der mit Reaktortank einschließlich Einbauten und Reaktordeckel die Hauptkomponenten der Reaktorzelle umfaßt. Auch die Bodenkühleinrichtung gehört zu diesem Abschnitt.

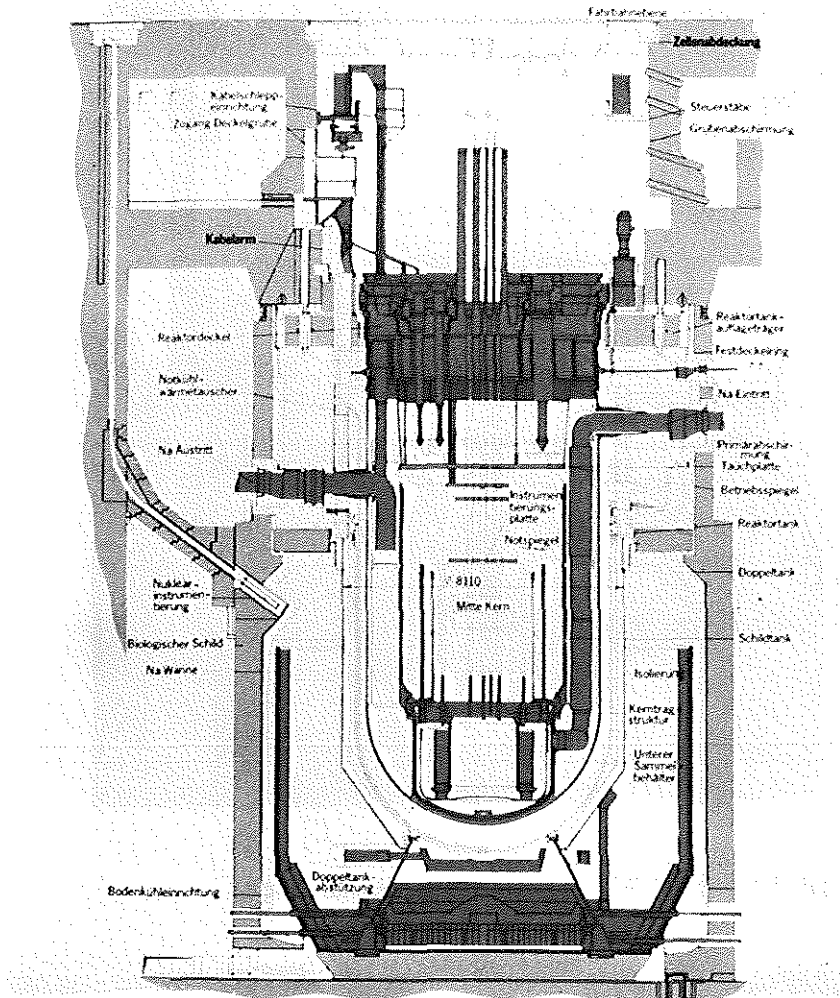


Abb. IV-12: SNR 300<sub>11</sub>- Querschnitt durch die Reaktorzelle

Die folgenden Bilder geben einen Einblick in den Fertigungsstand von

- Reaktortank (siehe Abb. IV-13),
- Gitterplatte (siehe Abb. IV-14),
- Gasblasenabscheider (siehe Abb. IV-15),
- Festdeckelring (siehe Abb. IV-16),
- Reaktordeckel (siehe Abb. IV-17),
- Bodenkühler (siehe Abb. IV-18).

Der Reaktortank traf Mitte 1976 in Kalkar ein und ist dort zusammen mit dem unteren Sammelbehälter in einem besonderen Lagergebäude eingelagert.

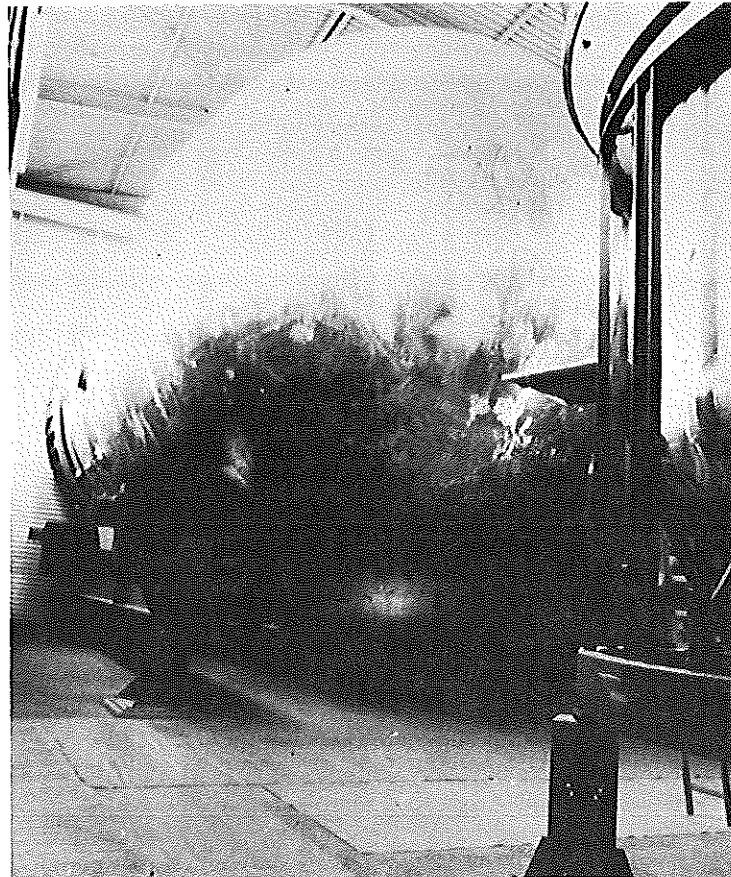


Abb. IV-13: SNR 300 - Reaktortank im Lager

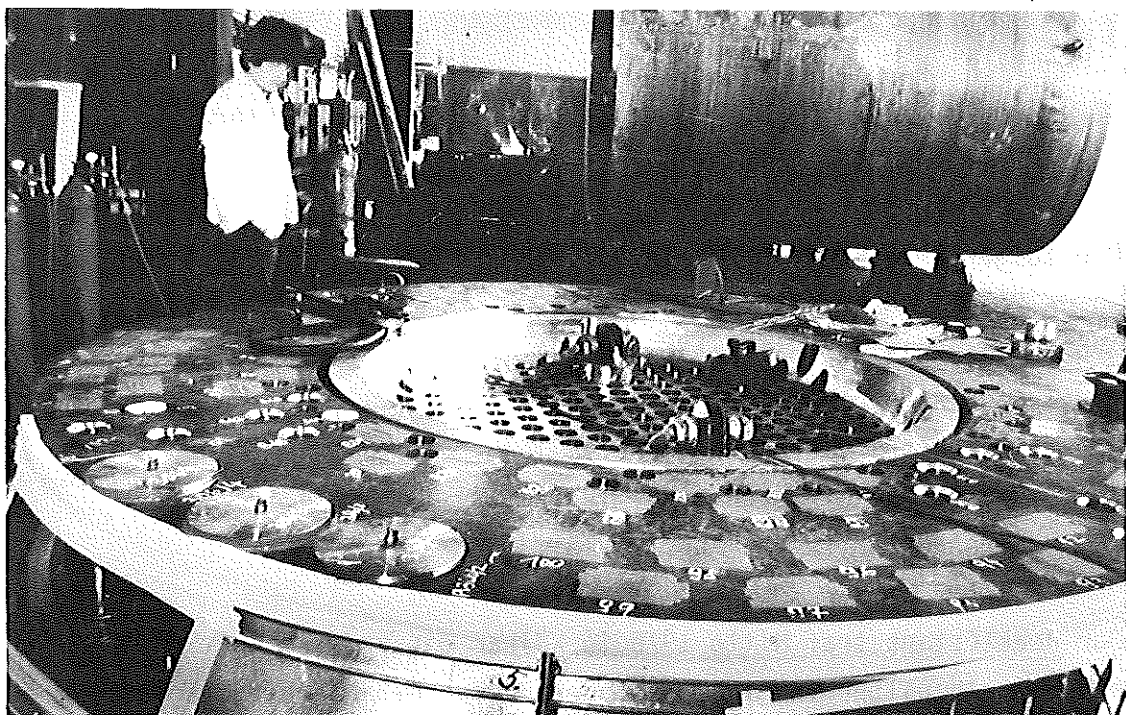


Abb. IV-14: SNR 300 -Gitterplatte



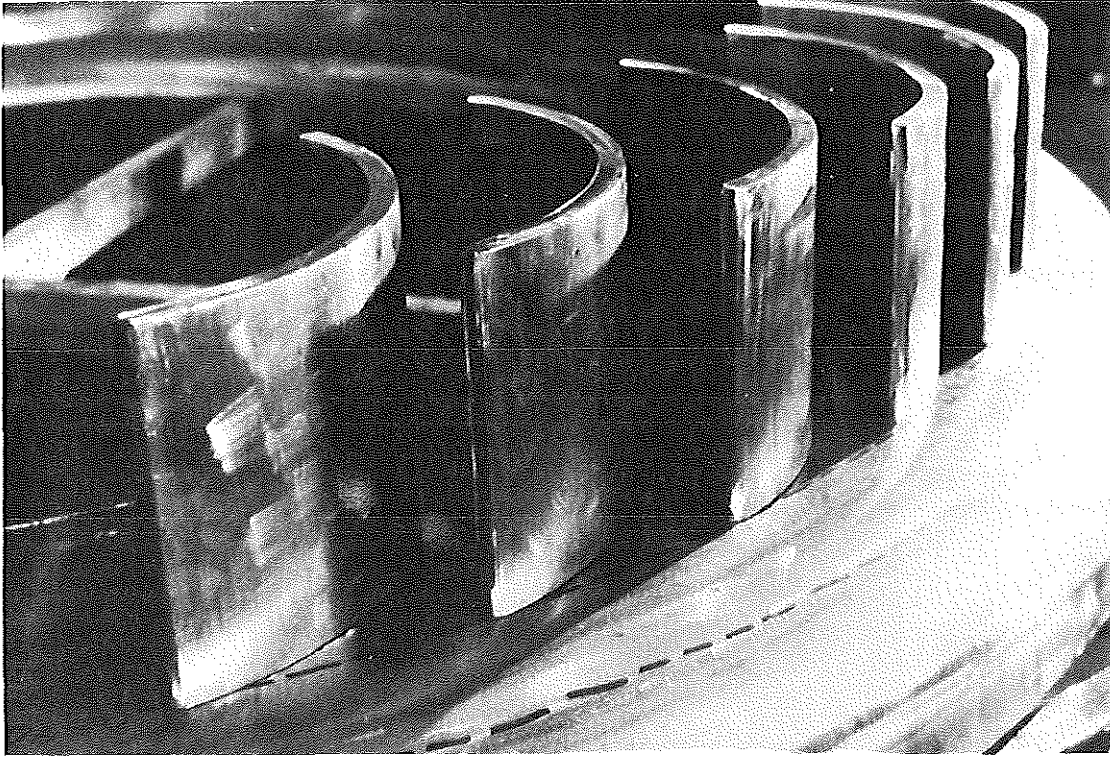


Abb. IV-15: SNR 300 - Teil des Gasblasenabscheiders

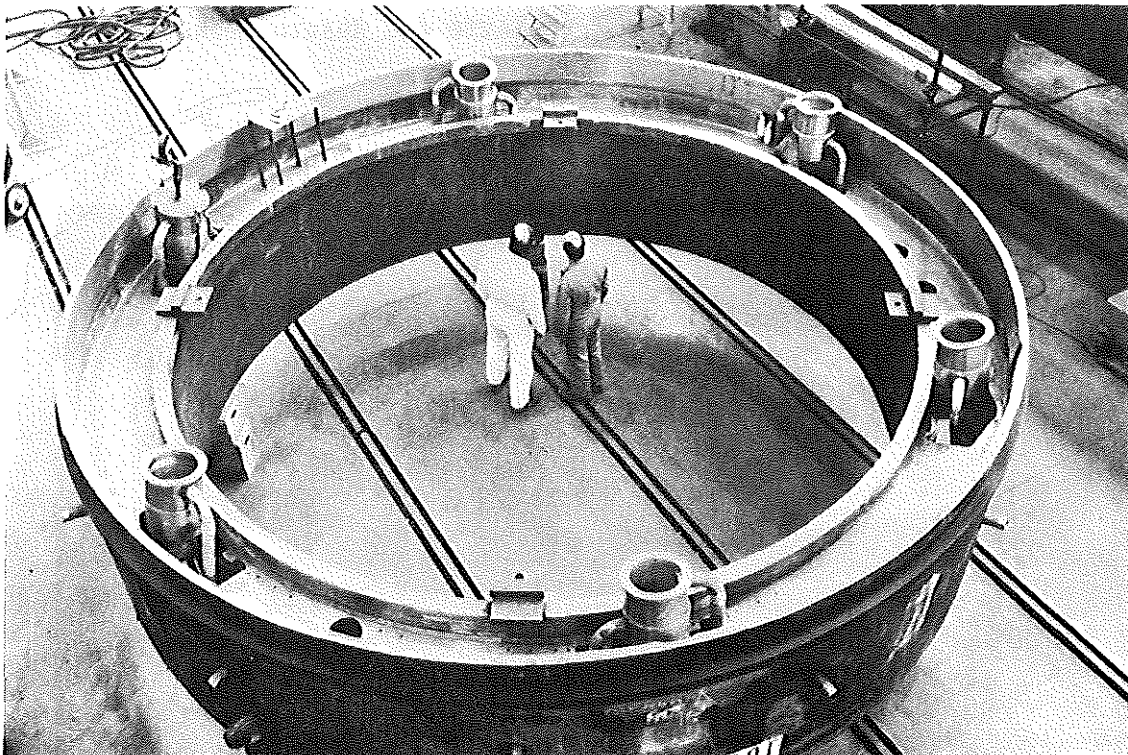


Abb. IV-16: SNR 300 -Festdeckelring

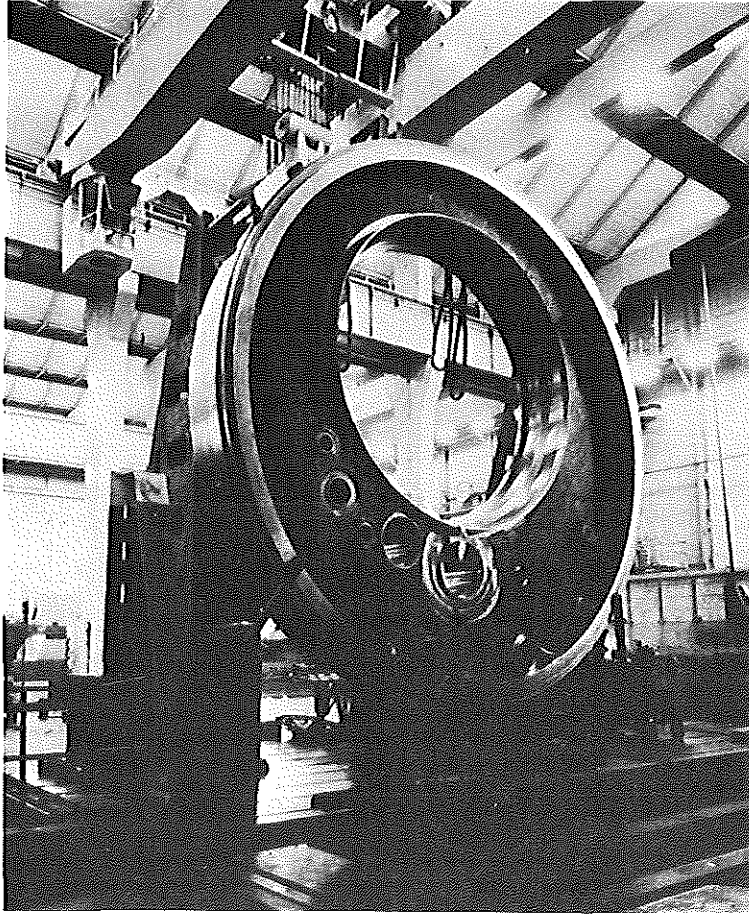


Abb. IV-17: SNR 300 - Große Tragplatte des Reaktordeckels

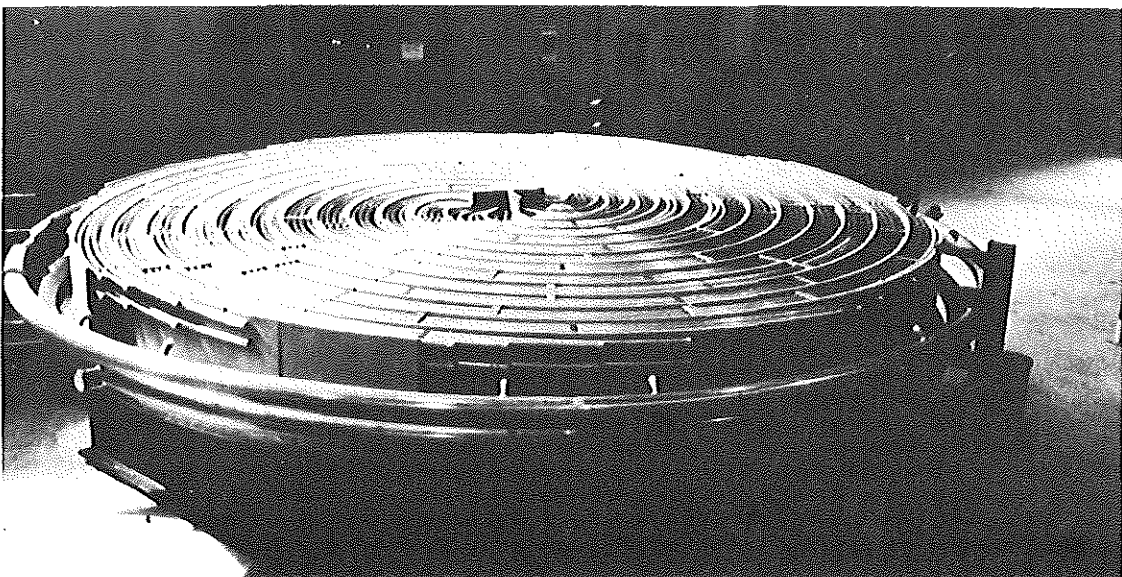


Abb. IV-18: SNR 300 - Bodenkühler

Die Schweißarbeiten an der Gitterplatte des Reaktortanks wurden vor wenigen Wochen beendet. Nach abschließenden Schweißnahtprüfungen und anschließender Endbearbeitung dürfte die Fertigung Ende dieses Jahres abgeschlossen sein.

Der unterhalb der Gitterplatte angeordnete Gasblasenabscheider - er wurde in letzter Zeit im Zusammenhang mit der KNK II-Gasblasenfrage erwähnt - wird zur Zeit in drei separaten Baugruppen zusammengeschweißt und wird ebenfalls Ende des Jahres fertiggestellt sein.

Beim Festdeckelring, der die sechs Tauchkühler des Notkühlsystems trägt, sind etwa 90 % der Fertigungsarbeiten erledigt.

Beim Reaktordeckel sind die Arbeiten noch nicht so weit fortgeschritten. Das Bild zeigt die große Tragplatte des Reaktordeckels (Durchmesser knapp 7 m). Wir rechnen mit der Fertigstellung des Deckels bis Ende 1980, was im Hinblick auf die heutigen Baustellenerfordernisse ausreicht.

Die Fertigung der Bodenkühleinrichtung ist schon sehr weit fortgeschritten. Der eigentliche Bodenkühler ist bereits fertig und wird im Frühjahr zur Einlagerung nach Kalkar transportiert. Eine seitlich am Reaktorgebäude belassene Montageöffnung sowie eine diesbezügliche Gestaltung der großen Teile der Bodenkühleinrichtung ermöglichen deren Montage auch nach dem Einbau von Doppeltank und Reaktortank.

Es würde zu weit führen, eine entsprechende Übersicht zu den Komponenten außerhalb der Reaktorzelle zu geben, zumal in einem der Vorträge am Nachmittag auf die Großkomponenten eingegangen wird.

## 5. Kostensituation

Die verzögerte Abwicklung des Projektes und die Erfüllung von Forderungen aus dem Genehmigungsverfahren haben zu weiteren Kostensteigerungen des Projektes geführt, so daß die derzeitige Kostenschätzung bei etwa 3,2 Milliarden DM liegt. Dieses Gesamt-Kostenvolumen gibt selbstverständlich bei allen Beteiligten zu großen Sorgen Anlaß.

Bei der Bewertung dieser Zahl ist zu berücksichtigen, daß ein sehr großer Anteil, nämlich 1,1 Milliarden DM bei den Ansätzen für die Preisgleitung, d.h. bei der allgemeinen Teuerungsrate für Industrieprodukte in den drei beteiligten Ländern während der Projektlaufzeit liegt. Diese Zahl ist natürlich stark von der Verlängerung der Projektlaufzeit beeinflusst. Ebenso der Mehraufwand für die Personalkosten von Gutachter, Bauherr und Hersteller. Eine Stabilisierung der Kosten muß in erster Linie durch die Vermeidung weiterer Verzögerungen erreicht werden. Falsch wäre es, die Gesamtkostensituation beim SNR 300, die in starkem Maße durch prototypische Effekte im weitesten Sinne bedingt ist, als Basis für allgemeine Rückschlüsse bezüglich des Potentials der Schnellbrüterentwicklung zu verwenden.

## 5. Ausblick

Das Bauprojekt SNR 300 in Kalkar hat politisch stürmische Monate hinter sich. Wir sind alle froh, daß gegen Ende des letzten Jahres wichtige Entscheidungen zugunsten der Fortführung des Projektes gefallen sind. Ich möchte nicht versäumen, all denen, die dazu beigetragen haben, daß wir weiterarbeiten können, unseren tief empfundenen Dank auszusprechen.

Aus meinen Erläuterungen konnten Sie entnehmen, daß wir in den letzten Jahren - auch wenn wir bezüglich des Gesamttermins keinen Fortschritt erreicht haben - in Kalkar auf den einzelnen Teilgebieten wichtige Fortschritte erreicht haben:

- Die Gebäude konnten nach langen Verzögerungen endlich fertiggestellt werden.
- Der Stand der Komponentenfertigung ist weit vorangeschritten.
- Die Abstimmung mit Gutachter und Behörde über wesentliche Genehmigungsfragen und die Unterlagenerstellung für das Genehmigungsverfahren ist ebenfalls weit vorangeschritten.

In unserem Land ist es sehr schwierig geworden, eine Prototypanlage zu bauen. Insofern stehen sicher noch Jahre schwieriger Arbeit vor uns, die von allen Beteiligten Einsatz und vor allem Ausdauer verlangen. Die im Dezember gefallenen politischen Entscheidungen möchten wir als Signal verstehen, daß das Projekt endlich in eine Phase einmündet, in der es gelingt, nicht nur Einzelfortschritte zu erzielen, sondern auch in entsprechendem Maße dem Abschluß des Projektes endlich näher zu kommen.

V. Fortschritte beim brüterbezogenen  
F+E-Programm\*

---

W. Marth

Kernforschungszentrum Karlsruhe

J. Höchel

INTERATOM Bergisch Gladbach

1. Was mich von meinem verehrten Vorredner, Herrn Brandstetter, unterscheidet - neben anderem unterscheidet - sind meine eingeschränkten Möglichkeiten der Erfolgsdarstellung. Herr Brandstetter als Lieferant eines Kernkraftwerkes hat seine Arbeit sichtbar abgeschlossen, wenn der SNR zuverlässig 300 MW Strom produziert. In diesem Falle wäre mein Bereich, das bauzugehörige Forschungs- und Entwicklungsprogramm, auf Null geschrumpft. Wie Sie seinem Vortrag entnehmen konnten, ist dieses Ereignis noch nicht eingetreten. Im Umkehrschluß bedeutet dies, daß auch die F+E-Leute noch nicht am Ende ihrer Arbeit angelangt sind. Trotzdem - das brüterbezogene F+E-Programm hat in den letzten Jahren signifikante Fortschritte gemacht; eine Bilanz des Erreichten werde ich zum Schluß ziehen.

Im Rahmen eines 30-Minuten-Vortrags ist es nicht im Entferntesten möglich, die vielen Einzelergebnisse, aus denen sich das Brüterforschungsprogramm zusammensetzt, hinreichend zu würdigen. Deshalb werde ich die Fortschritte in größeren Paketen zusammenfassen. Ein konkretes Paket haben Sie mit den Unterlagen erhalten: Sie finden darin ein Doppelheft der KfK-Nachrichten mit den Brüterarbeiten des Kernforschungszentrums Karlsruhe. Es wurde eigens für diesen Anlaß zusammengestellt und ist eine Reverenz an Sie, die Teilnehmer dieses Statusberichtes. Die Umschlagsgrafik stellt das Kernschema des SNR 300 dar. Sie soll die Entschlossenheit Karlsruhes symbolisieren, den für Kalkar zugesagten F+E-Beitrag ohne Einschränkung zu leisten.

---

\*Vorgetragen von W. Marth

Indes - am Brüter-F+E-Programm sind seit Jahren viele Organisationen vereint. Neben der KfK: das ECN Petten, TNO, NERATOOM, SCK/CEN Mol, BELGONUCLEAIRE, ALKEM und INTERATOM, deren F+E-Beiträge sich ganz wesentlich in jenen SNR-Komponenten niedergeschlagen haben, die Sie bildhaft an den Wänden außerhalb dieses Saales betrachten können.

2. Bei der Aufzählung der Fortschritte möchte ich mit den hypothetischen Störfällen beginnen, jener esoterischen Kategorie von Störfällen, die man sich zwar gedanklich vorstellen kann, deren Eintrittswahrscheinlichkeit jedoch sehr, sehr klein sein muß, weswegen sie auch mit dem Adjektiv hypothetisch versehen werden. Im Genehmigungsverfahren des SNR 300 war ihre Berücksichtigung gefordert, was u.a. die Auslegung des Reaktortanks auf eine mechanische Energiefreisetzung von 370 MJ zur Folge hatte. In den letzten Jahren ist es dank Karlsruher Arbeiten unter Beteiligung von INTERATOM und BELGONUCLEAIRE gelungen, ein Verständnis für die Bethe-Tait-Unfallabläufe zu erarbeiten, das in Rechencodes wie CAPRI/KADIS seinen Niederschlag fand. Angewendet auf den häufigeren Durchsatz-Störfall wurde für den SNR-Erstkern eine mechanische Energiefreisetzung von lediglich ca. 60 MJ gefunden. Es besteht also eine beträchtliche Reserve zu den vorher genannten 370 MJ, für welche der Tank ausgelegt ist. Diese Ergebnisse werden in die 5. TEG einfließen und das Genehmigungsrisiko des SNR deutlich mindern.

Die experimentelle Untermauerung unserer Bethe-Tait-Analysen erfolgt z.T. durch das CABRI-Projekt, auf das ich später noch eingehen werde. Wertvolle Vorarbeit ist jedoch bereits durch das ECN Petten geleistet worden, welches im Rahmen seiner SHOT- und LOC-Versuche das Brennstabverhalten bei reduzierter Kühlung sehr ausführlich studiert hat. Die Vorbereitungen der technisch sehr anspruchsvollen TOP-Tests sind soweit gediehen, daß bereits 1980 mit den ersten Ergebnissen gerechnet werden kann.

Die Verstopfung eines Brennelements und damit die Behinderung seines Kühlflusses war für den FERMI-Reaktor 1966 ein Drama, für die übrige Brüterwelt noch viele Jahre danach ein Trauma. Wir haben uns in den letzten Jahren die Aufgabe gestellt, solche Brennelementverblockungen

so realitätsnah wie möglich im Experiment nachzubilden und die daraus erwachsenden Folgen zu analysieren. Vor allem sollte festgestellt werden, ob solche Störungen das Potential haben, auf den gesamten Kernbereich überzugreifen. Das Experiment Mol-7C, gemeinsam von KfK und CEN Mol am BR-2-Reaktor durchgeführt, war somit ein Schlüsselexperiment. Das Ergebnis ist rundum positiv: eine Verblockung des Elementquerschnitts um volle 35 % führte nicht einmal zum Natriumsieden; als darüberhinaus die Natriumkühlung absichtlich drastisch reduziert worden war, erfolgte zwar lokaler dry-out, aber das Übergreifen auf benachbarte Brennstäbe, die sogenannte Propagation, blieb aus. Abb. V-1 zeigt Ihnen einen Querschnitt durch das bestrahlte Element. Die absichtlich verblockte Innenzone ist zwar defekt, aber die umgebenden Brennstäbe blieben intakt. Ein weiteres sehr erfreuliches Zusatzergebnis dieses Versuches ist die Tatsache, daß unsere Instrumente, die sog. DND-Monitore, den Schaden rasch und eindeutig nach außen meldeten. Dies wird einen Einfluß auf die endgültige Gestaltung der Kerninstrumentierung für den SNR 300 haben.

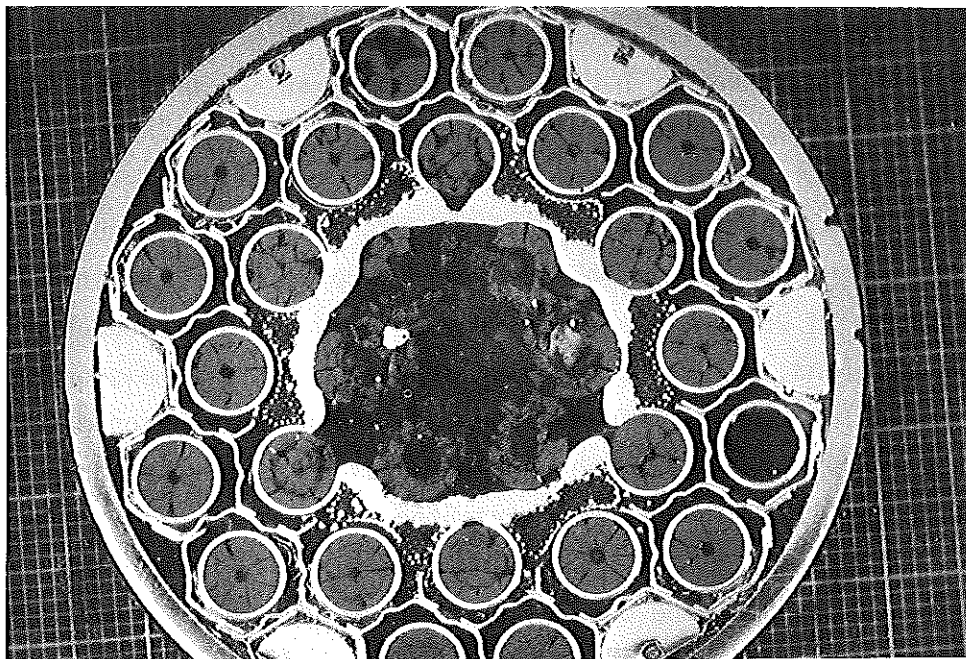


Abb. V-1: Experiment Mol-7C,  
Querschliff durch das 1. Testbündel im  
Bereich der lokalen Blockade

Sehr gewissenhaft sind wir seit Jahren der Frage nachgegangen, ob es beim Zusammentritt von sehr heißem, flüssigem  $UO_2$  mit Natrium - etwa als Folge eines Störfalles im Kern - zu einer Dampfexplosion kommen könne. Bei der Pro- und Contra-Diskussion vor etwa 2 Jahren beim BMFT hat diese Frage der Brennstoff-Natrium-Reaktion noch eine große Rolle gespielt. Explosionen dieser Art sind bei der Wechselwirkung von Wasser mit geschmolzenen Metallen wohl bekannt. Eine der gewaltigsten Explosionen auf dieser Erde - beim Ausbruch des Vulkans auf Krakatau 1883 - ist darauf zurückzuführen. Das Ergebnis vieler Experimente und theoretischer Überlegungen ist, daß eine Umwandlung von mehr als 1 % der Wärmeenergie in mechanische Arbeit nicht angenommen werden muß. Gravierende Belastungen für Reaktortank und Einbauten können also nicht auftreten. Die hohe Wärmeableitung des Natriums ist hier von Vorteil, sie führt zu einer solch niedrigen Kontakttemperatur, daß nach dem Fauske-Kriterium im System  $UO_2/Na$  keine Explosion stattfinden kann. Die Fragmentierung des  $UO_2$  beim Zusammentritt mit Natrium mindert die Reaktionsenergie darüberhinaus; wir werden diesen Einflußfaktor im Experiment noch weiter überprüfen.

3. Die Brütterszenerie ist gekennzeichnet durch ein Netzwerk internationaler Verträge. Bereits in den 60-er Jahren war Kooperation "in", heute ist sie "en vogue". Im Bereich der Europäischen Gemeinschaft ist es einfacher, diejenigen Länder aufzuzählen, mit denen die Bundesrepublik keinen formalisierten Erfahrungsaustausch pflegt. Es sind dies: Dänemark, Irland und Luxemburg. Außerhalb Europas haben wir intensive Beziehungen zu USA und Japan. Innerhalb der drei Förderländer des SNR 300 - Deutschland, Belgien und Niederlande - werden die meisten Forschungsvorhaben länderübergreifend abgewickelt. Die Kooperation mit Frankreich hat sich seit den 1 1/2 Jahren ihres Bestehens sehr gut angelassen; Herr Moranville wird darüber berichten.

Ein Vorhaben, das ohne Übertreibung als weltumspannend bezeichnet werden kann, ist das CABRI-Experiment. Hier werden an einem speziell aufgebauten Reaktor in Cadarache wichtige Schmelzversuche zur experimentellen Absicherung unserer theoretischen Bethe-Tait-Analysen gemacht. Wie sie an Abb. V-2 erkennen können, wird das Experiment gemeinsam von Deutschland und Frankreich als Seniorpartnern, sowie England, Japan und



USA als weiteren Beteiligten durchgeführt. Experimente dieser Größenordnung - das CABRI-Experiment kostet mehr als 100 Millionen Mark - sind gewiß schwierig zu koordinieren, sie haben aber neben der Arbeitsteilung den Vorteil, daß der durch diese Ergebnisse etablierte Stand der Technik - ein zentraler Begriff im Genehmigungsverfahren - nicht nur für ein einzelnes Land gilt, sondern rasch weltweit akzeptiert ist.

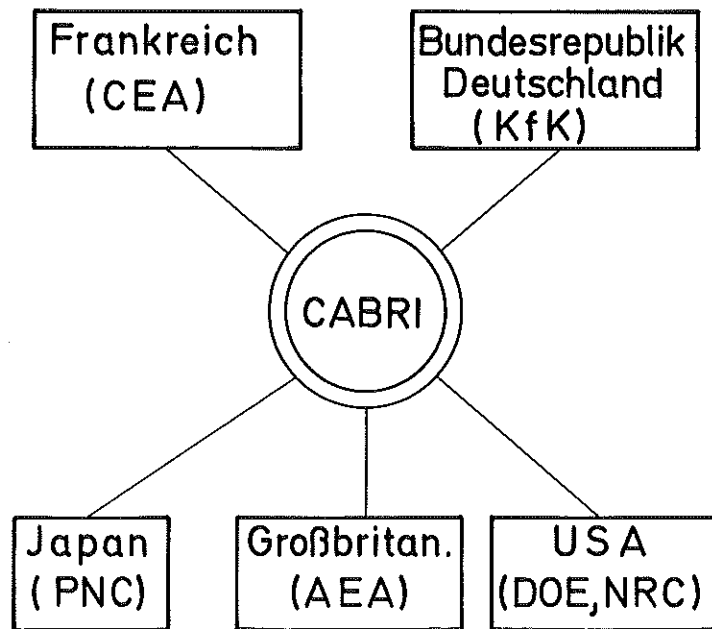


Abb. V-2: Internationale Beteiligung am CABRI-Projekt

Angesichts solch weltumspannender Kooperation sollte es nicht verwundern, wenn es 1977 im eigenen Lande zur Gründung einer Entwicklungsgemeinschaft zwischen KfK und den Industriepartnern INTERATOM und ALKEM kam.

Ähnliche Zusammenschlüsse erfolgten in Belgien und den Niederlanden. Die Forschungszentren müssen die F+E-Bedürfnisse ihrer Industriepartner rechtzeitig, im Detail und vom Motiv her kennen, wenn sie sich effizient in das Gesamtprojekt einschalten sollen.

Ich spreche viel von Kooperation, aber die in der Brüterforschung beteiligten Institutionen betrachten sich nicht als geschlossener Club. Wir haben das Brüterwissen nicht gepachtet und wollen es nicht okkupieren. Sollte es - z.B. aus politischen Gründen - notwendig erscheinen, unsere Ergebnisse durch Parallelforschung anderer Organisationen überprüfen zu lassen, so haben wir dagegen nichts einzuwenden. Wir sind durchaus zur Zusammenarbeit bereit - vorausgesetzt, es werden wissenschaftliche Argumente ausgetauscht und nicht nur dialektische Aperçus.

4. Die Gestaltung des Reaktorkerns bestimmt in hohem Maße das Sicherheitsverhalten des Reaktors selbst, aber auch dessen ökonomische Kenngrößen - man denke nur an die Bruttrate oder das Brennstoffinventar. Über die klassischen homogenen Kerne, bei denen die Spaltzone allseitig von einem Brutmantel umgeben ist, weiß man relativ gut Bescheid. Das Interesse der letzten Jahre konzentrierte sich deshalb auf die heterogenen Kerne, bei denen die strenge Trennung Spaltzone/Brutzone aufgegeben ist zugunsten einer stärkeren Durchmischung. Man verspricht sich, je nach Konfiguration, verbesserte Brutraten, erhöhten Abbrand oder reduzierten Voidkoeffizienten. Diesen Vorzügen stehen Nachteile gegenüber, u.a. beim Inventar und beim Dopplerkoeffizienten. In den letzten Monaten stieg das Interesse an den heterogenen Kernen deutlich, weil bekannt geworden war, daß das EdF, das französische Staats-EVU, für SUPERPHENIX II neben einem homogenen Core auch ein heterogenes Cores angeboten haben möchte. Hierzu ist der Aufbau eines großen kritischen Experiments erforderlich, und wir haben kürzlich den Entschluß gefaßt, uns an dieser konkreten und interessanten Aufgabe zu beteiligen. Es wird zusammen mit dem CEA am Nulleistungsreaktor MASURCA in Cadarache durchgeführt werden und unsere Erkenntnisse, die wir bei ähnlichen Versuchen zusammen mit den Engländern am BIZET-Experiment in Winfrith gewonnen haben, abrunden.
  
5. Niemand soll uns nachsagen, wir F+E-Leute würden uns nur mit akademischen Störfällen beschäftigen, die selten oder gar nie auftreten. Defekte Brennelemente, ihre schnellstmögliche Lokalisierung und die daraus erwachsende Verseuchung des Primärkreislaufs sind Situationen, die künftige Betreiber von Natriumbrütern sicherlich einkalkulieren müssen. Unser Defektstab-Programm, bei dem Brennstäbe mit künstlichen Defekten in einem Natriumloop des SILOE-Reaktors betrieben werden, hat bereits Ergebnisse gebracht. Selbst nach mehrwöchigem Leistungszykletrieb war der Austritt von Brennstoff in das Kühlmittel erstaunlich gering. Offenbar geht das eindringende Natrium mit dem Oxidbrennstoff eine unlösliche Verbindung ein, welches die Leckstelle abdichtet. Wir glauben nicht, daß sich an dieser Stelle die Natur gewissermaßen auf Dauer selbst heilt, und führen diese Versuche fort, aber hier ist die Reaktionsfreudigkeit des Natriumkühlmittels doch wohl von Nutzen.

6. Bei der Größe des Brüterprojekts und insbesondere wegen des hohen Einsatzes öffentlicher Mittel ist die ständige Überprüfung seiner Grundannahmen und seiner Zielsetzungen unerläßlich. Dies kann mit Hilfe systemanalytischer Methoden geschehen, aber auch der gesunde Menschenverstand muß dabei mitwirken. Mit der Kritik am Brüterprojekt im allgemeinen und des Karlsruher Anteils im besonderen wurde in der Vergangenheit nicht gespart. Z.T. war diese Kritik objektiv berechtigt, denn einige unserer Prognosen sind heute nachweisbar falsch. Prognostik ist eine schwere Kunst - wie sonst wäre zu erklären, daß der Ruhm der Pythia von Delphi 2000 Jahre überdauern konnte.

Indes - wir haben der Kritik auch manches zu verdanken. Unseren heutigen Strategienrechnungen haben wir bewußt viele realistische bis pessimistische Randbedingungen unterlegt, welche der Einführung des Brüters a priori entgegenwirken. Diese sind z.B. stark verlangsamtes Wirtschaftswachstum, erhöhte Sparmaßnahmen, massiver Einsatz von Kohle und Sonnenenergie, sowie - trotz Irankrise - weiterhin zur Verfügung stehende Primärenergieträger Gas und Erdöl. Auch die Uranreserven kann man mit 15 Mio t ansetzen, statt üblicherweise mit 5 Mio t, wenn man berücksichtigt, daß es sich dann teilweise um "gelbe Kohle" handelt - gelbe Kohle, ein sehr bildhafter Ausdruck von W.Häfele für niedrig konzentrierte Uranerze, die bezüglich Energieinhalt und Förderungskosten der schwarzen bzw. braunen Kohle nahe kommen. Auch unter diesen ungünstigen Randbedingungen - lesen Sie das bitte im Detail in Ihren Unterlagen nach - kommen wir mit den wahrscheinlichsten Szenarien zu dem Ergebnis, daß vom Gesichtspunkt der Ressourcenschonung die Einführung des Brüters notwendig ist. Wir haben unsere Überlegungen kürzlich beim Energiekongress in Miami vorgetragen und auch bei Vertretern der offiziellen amerikanischen Brüterpolitik ein erstaunliches Verständnis für die besondere deutsche Situation gefunden.

Über Alternativkreisläufe wird Herr Amelinckx heute nachmittag berichten. Wir haben neben dem einen Thorium/Uran/Plutonium-Kreislauf, der vor einigen Monaten für Kalkar ersatzweise angeboten worden war, im Rahmen des INFCE-Assessments ca. weitere 40 Brennstoffkreislauf-Varianten aller Art analysiert. Unter Berücksichtigung solcher Gesichtspunkte wie der Proliferation, der Wiederaufarbeitung und der Ressourcenschonung möchten wir weiterhin dem U-Pu-Zyklus den Vorzug geben. Wir sind zwar taktisch flexibel, bleiben aber strategisch konsequent: Es wird weitergebrütet!

7. Die KNK II ist für das brüterbezogene F+E-Programm von essentieller Bedeutung und wird - was die Bau- und Betriebserfahrung anlangt - heute nachmittag durch Herrn Mausbeck dargestellt. Lassen Sie mich aus der Sicht des Bauherrn und Genehmigungsinhabers einige Worte dazu sagen, vor allem aber auch, weil die KfK wegen dieser Anlage in den letzten Wochen heftig kritisiert wurde.

In der Abb. V-3 sehen Sie im Vordergrund das bisher Erreichte: eine fertig gebaute Anlage, die bei 60 % Leistung bereits Strom ins elektrische Netz geliefert hat. Im Hintergrund wird das Handicap deutlich: Linkenheim, früher ein kleines Dorf, präsentiert sich heute mit einer Skyline und signalisiert der KNK II damit deutlich Standort- und Genehmigungsprobleme.

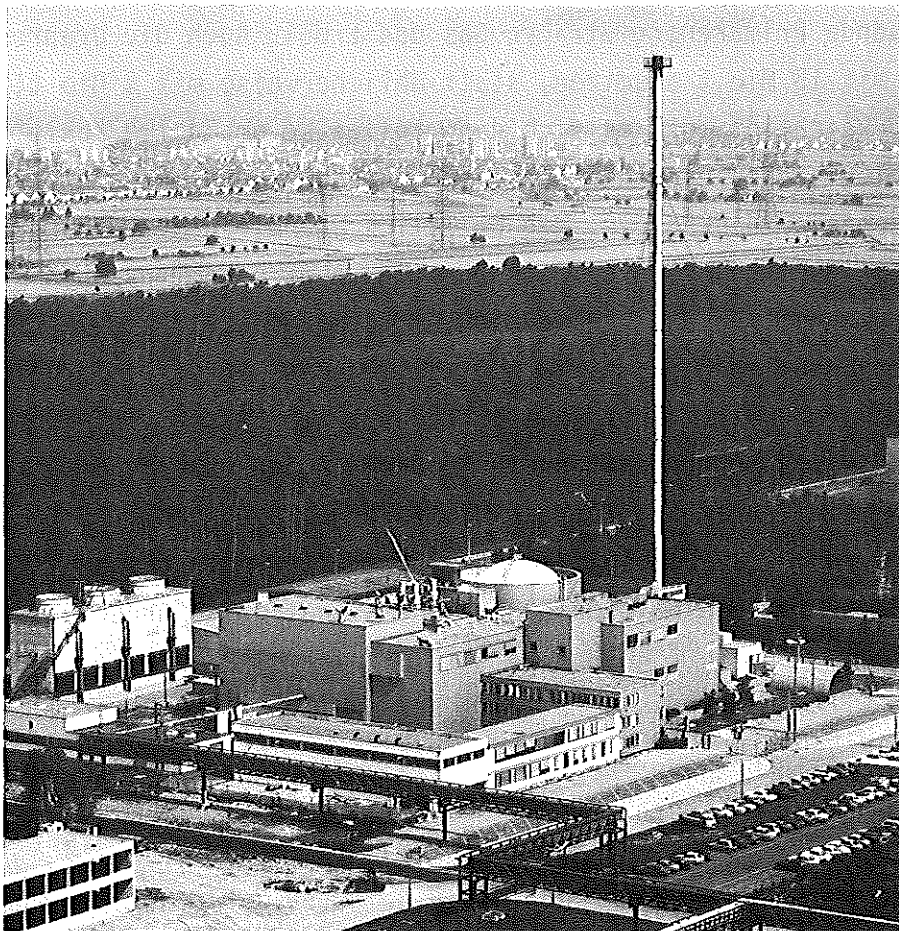


Abb. V-3: Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage  
Karlsruhe, KNK

Die Genehmigung für den Vollastbetrieb erhielten wir bereits im Sommer 1978. Vorher waren, für KNK I und II zusammen, sage und schreibe fünfundzwanzig Teilgenehmigungen und Nachtragsgenehmigungen erforderlich, sowie die Erfüllung von 1289 Auflagen und Forderungen der Genehmigungsbehörde. Diese Auflagen hinterlassen wir dem SNR 300 - ob als Erbe oder Hypothek, sei hier nicht bewertet - auf alle Fälle ist dies ein Erfahrungsschatz, auf dem er aufbauen kann und den er berücksichtigen muß.

Die Zerstückelung eines Projektes in kleinste Genehmigungs-Tranchen sollte überdacht werden. Sie ist der Ausdruck eines technischen Bürokratismus, der sich, seit der unglückseligen Erfindung der Kopiergeräte, zudem in riesigen Papierbergen manifestiert und jede Termin- oder Kostenplanung illusorisch macht. "Good engineering ist good safety" ist ein Wahlspruch der Engländer; in Deutschland wird dem Reaktoringenieur erst dann getraut, wenn jedes Inkrement seines Nachdenkens mit einem Behördenstempel abgesegnet ist.

Ein Beispiel hierfür ist die Prozedur anlässlich der jüngsten Störung der KNK II, bei der es zum Gaseintrag in das Natrium gekommen war mit daraus resultierenden Abschaltungen. Herr Mausbeck wird ausführlich darüber berichten. Wir waren uns bereits im Oktober letzten Jahres einig, daß die gaseinspeisende Nebenleitung durch zwei Ventile abzudrosseln sei. Indes, es bedurfte fast vier Monate angestrengtester Bemühungen - einige von uns haben die Weihnachtsfeiertage buchstäblich am Schreibtisch verbracht - um für zwei Ventile der Nennweite 50 mm die notwendige Einbaugenehmigung zu erhalten.

Schaumströmungen, hervorgerufen durch Gaseintrag in metallische Flüssigkeiten, sind kein neues Phänomen. Schon Friedrich Schiller, seit seinem "Lied von der Glocke" auch als Altmeister der Flüssigmetalltechnologie anzusprechen, mahnt in eben diesem Gedicht: "auch vom Schaume rein, muß die Mischung sein!" - Wir in Baden-Württemberg ehren unsere Dichter, indem wir ihre Auflagen auch posthum noch befolgen.

8. Bei den Großkomponenten wollten wir kein Risiko eingehen. Das beweist Ihnen auch die Tatsache, daß Zwischenwärmetauscher und Dampferzeuger auf einem speziellen Versuchsstand in Hengelo bis zu 10 000 Stunden rigoros ausgetestet wurden. Lange Zeit schienen diese Komponenten auf dem kritischen Pfad des Gesamtprojekts zu liegen, z.T. wegen der enormen Anforderungen an Schweißtechnik und Prüfverfahren. Diese

Schwierigkeiten sind nun weitgehend ausgeräumt; Herr de Haas van Dorsser wird darüber in einem gesonderten Vortrag heute nachmittag berichten. Daß wir auch für SNR-Folgeprojekte durchaus gerüstet sind, verdeutlicht eine Anstrengung von INTERATOM, welche in Bensberg im letzten Jahre den größten Pumpenversuchsstand der Welt installierte. Er fördert mehr als  $12\ 000\ \text{m}^3$  Natrium pro Stunde.

9. Immer mehr zu einem Problem geworden sind die Wiederholungsprüfungen, deren Aufwand in den letzten Jahren geradezu explosionsartig angestiegen ist. Die theoretische Verfügbarkeit des SNR 300 könnte in der Tat von der Dauer der wiederkehrenden Prüfungen bestimmt sein, sofern es uns nicht gelingt, die Meßverfahren hinreichend schnell und zuverlässig zu machen. Zur Inspektion der Tankeinbauten, wie Natriumeintrittsleitung, Gasblasenabscheider etc., werden z.Zt. Ultraschallsensoren entwickelt, die unter Natrium und bei erhöhter Temperatur benutzt werden können. Parallel dazu läuft die Entwicklung sehr komplizierter Manipulatoren, welche die Sensoren an die zu prüfenden Objekte sicher heranführen. Zur Inspektion des Schutzgasbereichs wird z.Zt. eine kühlbare Fernsehkamera entwickelt. Allen diesen Arbeiten wird auch in Zukunft Vorrang im F+E-Programm eingeräumt werden müssen.

Für die Großkomponente Reaktortank läuft seit langem ein Materialbestrahlungsprogramm unter Führung des ECN Petten am dortigen HFR. Die Versuchsergebnisse werden z.T. bereits ausgewertet und sollen in Kürze den Genehmigungsbehörden vorgestellt werden. Für bruchmechanische Untersuchungen an Strukturwerkstoffen wurde bei INTERATOM ein neuer Versuchsstand errichtet. Es soll dazu beitragen, das Leck-vor-Bruch-Kriterium zu untermauern, ein Schlüsselproblem für große Natriumreaktoren.

10. Die Fortschritte bei der Brennelemententwicklung sind mit den Händen zu greifen. Sie sehen in Abb. V-4 ein Schnellbrüterelement mit  $\text{UO}_2/\text{PuO}_2$ -Brennstoff von der BELGONUCLEAIRE für die KNK II gefertigt. Weitere 9 Elemente dieser Art wurden von ALKEM hergestellt und von der RBU assembliert. Im Rahmen einer Serie von 2000 Brennstäben waren alle Fertigungsprobleme zu bewältigen, die sich in den nächsten Jahren auch bei Herstellung des SNR-Cores ergeben werden. Einige Probleme kamen noch hinzu: als mit dem Antritt der gegenwärtigen amerikanischen Regie-

zung die Lieferung des angereicherten Urans volle 1 1/2 Jahre lang ausgesetzt worden war, gelang es ALKEM, aus dieser Notsituation heraus ein Verfahren zur Nutzung der Fertigungsschrotte zu entwickeln. Diese Anstrengung lohnte sich doppelt, da über die Erfahrungen bei der Schrottrückführung auch die Fertigungsverfahren deutlich verbessert werden konnten.



Abb. V-4: Brennelement für KNK II

Die Anforderungen der Genehmigungsbehörden an die Qualitätssicherung bei der KNK II-Fertigung waren rigoros. Das kann objektiv dadurch belegt werden, daß es dem Kernforschungszentrum Karlsruhe bei der KNK II-Nachladung trotz großer Anstrengungen nicht gelang, Aufträge außerhalb des deutsch-belgischen Raums zu plazieren. Unsere Anfragen, über ganz

Europa gestreut, stießen auf großes Interesse, das aber ganz schnell abnahm, als wir die TÜV-Auflagen zum Vertragsbestandteil machen wollten.

Was wir aber am allerwenigsten gebrauchen können, sind kleine abgekapselte Teilmärkte, die mit Sicherheit nicht zur dringend notwendigen Senkung der Brennelementkosten führen würden. Seit dem Abschluß des deutsch-französischen Vertrages ist es deshalb erklärtes Ziel, eine Harmonisierung der Brennelementspezifikationen dieser beiden Länder herbeizuführen. Wir sind bereits relativ nahe beieinander, was den Brennstoff sowie die Hüll- und Kastenmaterialien anlangt. Beim Abstandhalter haben wir nach einem Jahr intensivster Diskussionen aus guten Gründen beschlossen, vorläufig noch zweispurig zu verfahren. Die Franzosen werden beim Spiraldraht bleiben, wir werden das funkenerodierte Gitter verwenden.

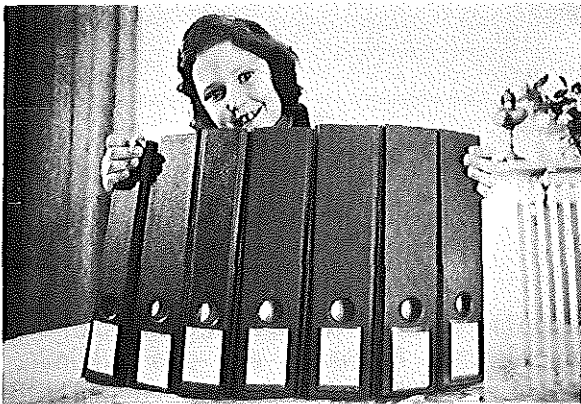
Brennelementfertigung kann man jedoch nicht isoliert betreiben, sondern sie bedarf des stetigen Erfahrungsrückflusses aus den verschiedenen Gebieten des Brennstoffkreislaufes. Primär müssen die Brennelemente natürlich den enormen Belastungen der Reaktorstrahlung standhalten. Das haben wir in vorlaufenden Stabbestrahlungen überprüft. Wir erreichten dabei einen Abbrand von 10 - 12 %, und zwar ohne Stabschäden. Auch über das Schwellen und Kriechen des MARK-Ia-Stahls liegen nun genügend experimentell abgesicherte Daten zur Auslegung des SNR 300 Cores vor. Die beiden Bestrahlungsvorhaben M2 und Charlemagne werden zur Optimierung des Referenzstahls sowie zur Sichtung der Alternativen beitragen.

Nicht ausreichend ist der Erfahrungsrückfluß vom sog. hinteren Teil des Kreislaufs, insbesondere der Wiederaufarbeitung. Es genügt nicht, daß wir gelegentliche Auflöseversuche betreiben, um damit unsere Fertigungsverfahren zu optimieren. Die Probleme des Brüterreprocessing lassen sich nicht im Reagenzglas lösen, sondern es bedarf dazu kleiner Versuchsanlagen, die auch in der Lage sind, ein ganzes Brennelement aufzunehmen. Anlagen dieser Art sind in England und Frankreich bereits im Bau oder schon in Betrieb.



Im DeBeNe-Bereich ist das CEN Mol seit Jahren Promotor des Wiederaufarbeitungsgedankens. Es hat seinem ständigen Mahnen auch Taten folgen lassen durch den Bau der HERMES-Anlage, die für 10 kg-Lose ausgelegt ist. Unser Bemühen der letzten Jahre um eine Brutrategie in der Gegend von 1,2 ist ohne Sinn, wenn wir nicht in der Lage sind, den erbrühten Brennstoff chemisch abzutrennen. Wir brauchen das Brüterreprocessing, und ich plädiere dafür, daß dieses Gebiet im F+E-Rahmen in Kürze verstärkt angepackt wird.

11.



Meine Damen und Herren, nach dieser tour d'horizon, bei der ich die Leistungen vieler Mitarbeiter und Institutionen berücksichtigen wollte, ohne ihnen voll gerecht werden zu können, bin ich am Schluß angelangt. Ich hatte Ihnen eingangs eine

Bilanz unserer Arbeit versprochen. Da ich nur noch eine halbe Minute Redezeit habe, gestatten Sie mir, dies bildlich zu tun. Sie sehen auf diesem Bild ein wahrhaft umfassendes Kompendium, nämlich das F+E-Programm für den SNR 300, wie es sich etwa zur Zeit des Baubeschlusses 1972 darstellt. Es umfaßt ca. 800 Einzelaufgaben. Inzwischen sind sieben Jahre vergangen, 500 Aufgaben sind abgearbeitet worden, viele von uns sind unter dieser Last grau geworden - oder noch schlimmer. Das Mädchen allerdings, das Mädchen wurde dabei sieben Jahre hübscher, und visualisiert man das Ganze, so kommen wir zum letzten Bild.



## VI. Entwicklungsziele für die Sicherheit des natriumgekühlten schnellen Brutreaktors

D. Smidt

Kernforschungszentrum Karlsruhe

### Zusammenfassung

Die sichere Beherrschung der Folgen hypothetischer Kernzerlegungsstörfälle führte beim SNR 300 zu einem erheblichen Aufwand, der die zukünftige Nutzung schneller Brüter sehr erschweren würde. Die hier vorgestellten Entwicklungsziele umreißen eine Strategie, auf der Grundlage der Arbeit der letzten Jahre nachzuweisen, daß hypothetische Störfälle der bisher betrachteten Form nicht auftreten.

Als Maßstab für das erforderliche Sicherheitsniveau wird der etablierte Druckwasserreaktor verwendet. Auf den Ebenen

- 1) Basissicherheit
- 2) Störfallverhinderung
- 3) Schadensbegrenzung im Reaktorkern
- 4) Begrenzung der Schadensfortpflanzung
- 5) Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung

werden konkrete Ziele definiert, an denen sich Forschung und Entwicklung orientieren. Für die endgültige energiepolitische Entscheidung über den verbreiteten Einsatz des Brüters kann dann mit verbesserter Methodik nachgewiesen werden, daß im Hinblick auf seine Sicherheit der schnelle Brüter in der Familie der etablierten und fortgeschrittenen Reaktoren einen sehr guten Platz einnimmt.

Der natriumgekühlte schnelle Brutreaktor (NSB) steht im Ruf, besondere sicherheitstechnische Probleme zu haben. Dieser Ruf beruht auf Ergebnissen von frühen Rechnungen zu hypothetischen Störfällen, nach denen aufgrund inhärenter Eigenschaften bei einem unterstellten Versagen der Sicherheitssysteme eine mechanische Energiefreisetzung, eine Art "Explosion" stattfinden kann. Beim SNR 300, dessen Konzept ja schon vor über zehn Jahren festgelegt wurde, führte dies zu einem ganz erheblichen Aufwand für die Beherrschung der Folgen solcher Ereignisse. Ich bin der Meinung, daß eine Anwendung dieser teuren Konzeption auf zukünftige Anlagen für die Markteinführung des Brütters große Probleme bringen würde. Zum Glück werden unsere in weltweiter Kooperation durchgeführten Forschungsarbeiten für zukünftige Anlagen eine einfachere Auslegung möglich machen. Auf der Grundlage der jetzt immer reichlicher einfließenden Ergebnisse und auf der Grundlage einiger bitterer Erkenntnisse des SNR-Genehmigungsverfahrens möchte ich in diesem Vortrag einige Entwicklungsziele herleiten, die hier weiterführen und eine klare zukünftige Schwerpunktsetzung erlauben sollen.

Mit dem Begriff "Entwicklungsziel" möchte ich dabei ausdrücken, daß die vorgeschlagenen Lösungen noch nicht in allen Punkten fertig oder verifiziert sind, sondern daß noch einige Arbeit geleistet werden muß, und daß in Einzelfragen auch Fehlschläge möglich sind. Nach meiner eigenen Meinung umreißen diese Entwicklungsziele aber die bestmögliche Strategie, um für die in der Zukunft fällige endgültige energiepolitische Entscheidung über den Einsatz des Brütters in Verbindung mit den Betriebserfahrungen aus dem SNR 300 nachzuweisen, daß der schnelle Brüter in der Familie der etablierten und der fortschrittlichen Reaktoren ein besonders hohes Sicherheitspotential hat.

Am Anfang steht die Frage nach dem angestrebten Sicherheitsniveau, dem "how safe is safe enough". Diesseits aller hier möglichen philosophischen Betrachtungen möchte ich den etablierten Druckwasserreaktor (DWR) als Referenzmaßstab benutzen. Er ist von den Behörden und von den Gerichten akzeptiert, gewisse dabei offene Einzelfragen sind in diesem Zusammenhang nicht relevant. Das oberste Entwicklungsziel für den NSB ist also die Gewährleistung eines Sicherheitsniveaus, das dem des DWR mindestens gleichwertig ist. Ich möchte zeigen, daß dies wegen unserer gegenüber früher wesentlich verbesserten Kenntnis und u.U. mit einigen relativ einfachen Konstruktionsänderungen möglich ist - ohne den gewaltigen Aufwand zur Folgenbeherrschung, mit dem dieses Ziel beim SNR 300 erreicht wird.

Ein Reaktor ist bekanntlich so lange sicher, so lange die erzeugte Wärmeleistung durch die Kühlung abgeführt wird, sei es im Leistungsbetrieb, sei es im abgeschalteten Zustand beim Nachwärmeniveau. Die Gewährleistung dieses Sachverhaltes wird durch mehrere, sich überdeckende Ebenen realisiert. Für unseren Zweck wähle ich die fünf Ebenen der Tab. VI-I. Die letzten vier entsprechen dabei den "lines of assurance" (LOA) der US-NRC. Die erste ist zur besseren Auflösung hinzugefügt und erleichtert die Beziehung auf den DWR.

Tab. VI-I: Sicherheitsebenen

	LOA- Wahrscheinlichkeit
1. Basissicherheit	} $10^{-6}$
2. Störfallverhinderung	
3. Schadensbegrenzung im Reaktorkern	$10^{-2}$
4. Begrenzung der Schadensfortpflanzung	$10^{-2}$
5. Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung	$10^{-2}$

Die angegebenen Zahlen sind Versagenswahrscheinlichkeiten oder "Durchlässigkeiten" der Ebenen, wie sie von der NRC angestrebt werden. Ich stimme diesen im Prinzip zu, versuche aber dann konkret herzuleiten, was das bedeuten würde. Das allgemeine Entwicklungsziel muß sein, den Schwerpunkt der Sicherheitsgewährleistung in die ersten Ebenen zu verlagern. Das entlastet die fünfte Ebene, wo beim SNR 300 der erwähnte große Aufwand anfällt.

### 1. Basissicherheit

Im Rahmen der Basissicherheit wird durch die Qualität von Konstruktion, Fertigung und Überwachung von vornherein die Wahrscheinlichkeit für das Auftreten von Störungen sehr klein gemacht. Beim DWR betrifft die Basissicherheit vor allem die Gewährleistung der Integrität der Kühlmittelumschließung, also des Reaktordruckbehälters und der zugehörigen Rohrleitungen. Wegen des hohen

Kühlmitteldrucks ist dies von besonderer Bedeutung, und die Rasmussenstudie zeigt z.B., daß 2/3 des Restrisikos des DWR durch Ereignisketten bestimmt werden, an deren Anfang ein Leck in der Kühlmittelumschließung steht.

Für den NSB hat dieses Problem durch den niedrigen Druck und hohen Siedepunkt des Kühlmittels Natrium nur eine untergeordnete Bedeutung. Dadurch ist für wesentliche Komponenten eine doppelwandige Ausführung möglich, und ein zur Unkühlbarkeit des Kerns führender Kühlmittelverlust ist a priori ausgeschlossen. Hier hat der natriumgekühlte Reaktor ein hohes Sicherheitspotential. Um jedoch ein Optimum an Basissicherheit zu erhalten, sollten die folgenden Entwicklungsziele mit besonderem Nachdruck verfolgt werden:

- 1.1 Die tankinternen Kühlmittelzuleitungen zum Reaktorkern sind möglichst so auszuführen, daß ihre Versagenswahrscheinlichkeit vernachlässigbar wird (Möglichkeiten: Doppelwandigkeit, leichte Prüfbarkeit mit geringer Strahlenbelastung des Personals o.a.). Dadurch können Kühlungsstörungen im Kern, die durch ein grobes Versagen dieses begrenzten Teilbereichs bewirkt werden, ausgeschlossen werden.
- 1.2 Die Kerntragestrukturen sollten weitgehend mit geringer Strahlenbelastung des Personals prüfbar sein.
- 1.3 Wo primäre Kühlmittelleitungen verwendet werden (Loop), sollten sie mit geringer Strahlenbelastung des Personals prüfbar sein.
- 1.4 Der Primärkreis sollte so gestaltet sein, daß eine sofortige Abschaltung der Umwälzpumpen bei der Reaktorschnellabschaltung nicht erforderlich ist (Lösung des Thermoschockproblems). Dadurch wird die Wahrscheinlichkeit des Kühlungsausfalls ohne Schnellabschaltung (LOF) weiter reduziert.
- 1.5 Der Primärkreis sollte so gestaltet sein, daß Ansaugen und Transport von Gasblasen ausgeschlossen ist (Blasenkoeffizient der Reaktivität).
- 1.6 Regelsystem und Hauptwärmesenke (Wasser-Dampfkreislauf) sollten eine hohe Zuverlässigkeit besitzen, um die Wahrscheinlichkeit von Störungen von vornherein herabzusetzen.

Als Richtwert sollte die Zuverlässigkeit der externen Stromversorgung dienen.

## 2. Störfallverhinderung

Trotz gegebener Basissicherheit werden Störungen des Anlagenbetriebs unterstellt. Damit sie nicht zu Störfällen werden, tritt das Sicherheitssystem mit den Aufgaben Schnellabschaltung und Nachwärmeabfuhr in Funktion.

Das Schnellabschaltsystem ist beim DWR und beim NSB sehr ähnlich aufgebaut und läßt deshalb eine vergleichbare Zuverlässigkeit erwarten. Sein Versagen bei Transienten (ATWS) braucht im Genehmigungsverfahren des DWR nicht unterstellt zu werden, da die durchgeführten Analysen zeigen, daß dabei keine ernsthaften Schäden zu erwarten sind. Der in diesem Falle auftretende Druckanstieg im Primärkreis führt zu einem Öffnen der Sicherheitsventile, und der negative Temperatur- bzw. Blaskoeffizient schaltet den Reaktor kurzfristig ab.

Für den NSB ist statt dessen ein zweites Schnellabschaltsystem vorgesehen. Um zu vermeiden, daß es aus gleicher Ursache wie das erste Abschaltssystem versagt (common-mode-Fehler), ist es möglichst andersartig (diversitär) zu gestalten. Beim SNR 300 ist dies für das eigentliche Abschaltelement gut erfüllt (Kette statt Stab - siehe Abb. VI-1). Eine Diversität möglichst analog derjenigen von Abschaltelinrichtung und Sicherheitsventil sollte auch für die zugehörige Signalverarbeitung gelten. Dies ergibt das folgende Entwicklungsziel:

- 2.1 Das zweite Schnellabschaltsystem sollte einschließlich der zugehörigen Signalverarbeitung möglichst diversitär ausgeführt werden. Dabei sollten Lösungen entwickelt werden, die eine weitgehende Unabhängigkeit vom übrigen Reaktorschutz haben. Ein zusätzlicher Entwicklungsaufwand wäre hier lohnend. Auch der Aufwand für ein drittes Schnellabschaltsystem mit inhärenter Auslösbarkeit ist durch die dadurch mögliche Aufwandsreduktion in den folgenden Ebenen gerechtfertigt.

Die Nachwärmeabfuhr erfordert beim DWR unterschiedliche Systeme je nachdem, ob der Primärkreis unter Druck steht oder nicht.

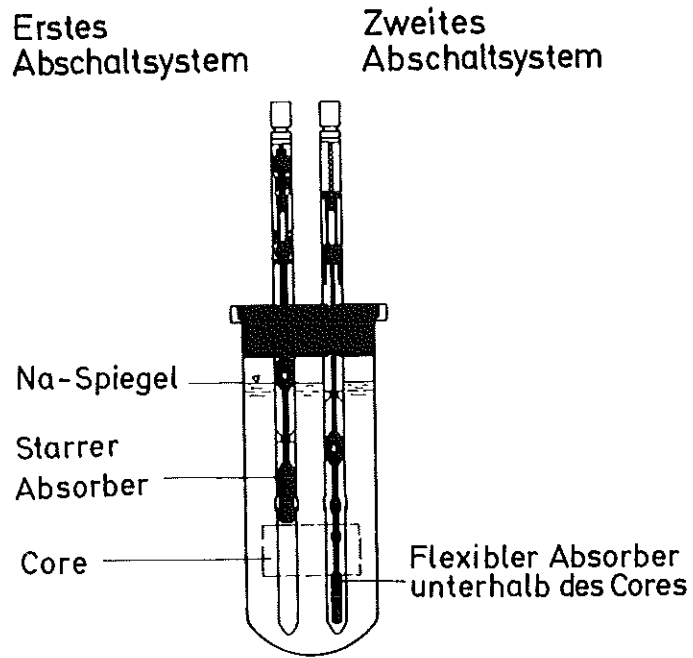


Abb. VI-1: Erstes und zweites Abschaltssystem

Beide Systeme sind außerdem von der Stromversorgung durch das Netz oder durch Dieselgeneratoren abhängig (siehe Abb. VI-2).

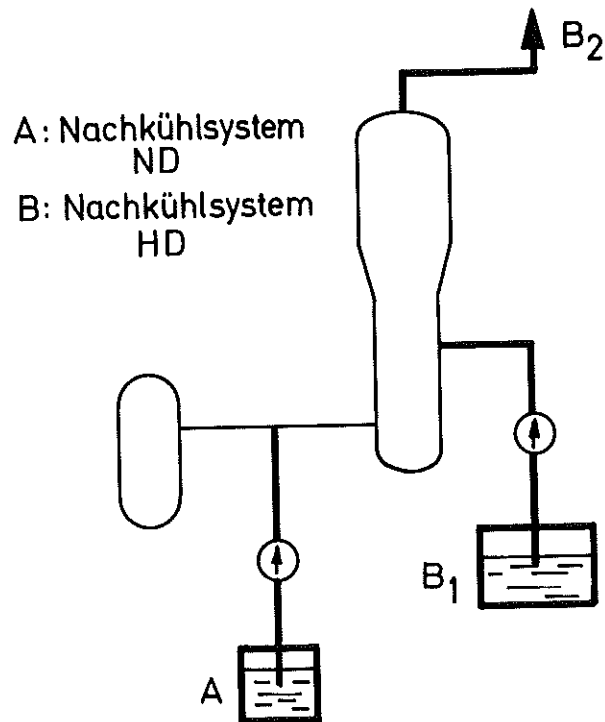


Abb. VI-2: Nachwärmeabfuhr beim DWR

Beim NSB mit seinem geringen Kühlmitteldruck ist die Zweigleisigkeit nicht erforderlich. Die große Aufheiztemperatur und das hohe Kühlmitteltemperaturniveau ermöglichen Wärmeabfuhr durch reine Naturkonvektion, ohne daß elektrisch angetriebene Pumpen oder Gebläse erforderlich sind. Dadurch kann hier ein besonders hoher Grad an Zuverlässigkeit verwirklicht werden.

Weitere Entwicklungsziele:

2.2 Es sind ergänzend zur Hauptwärmesenke zwei unabhängige, redundante und diversitäre Nachkühlssysteme vorzusehen, von denen mindestens eines ganz auf Naturkonvektion und Naturzugluftkühlern beruht. Eine Stromversorgung ist dann nur noch für eventuell zu betätigende Klappen und Ventile erforderlich (Batterie). Die zwei Nachkühlssysteme könnten z.B. das Tauchkühlersystem des SNR und ein Kühler im sekundären Natriumkreis sein (siehe Abb. VI-3).

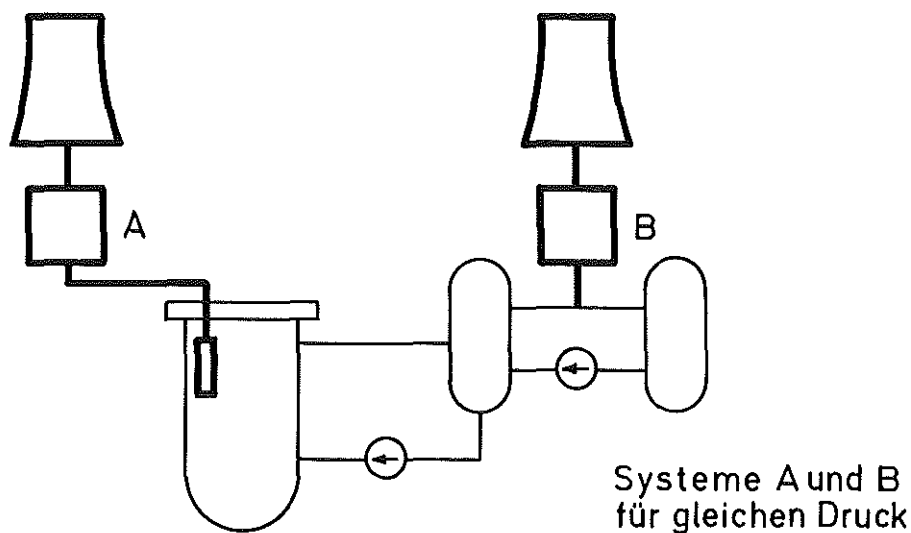


Abb. VI-3: Nachwärmeabfuhr beim schnellen Reaktor

2.3 Zur Verhinderung der Ausbreitung lokaler Störungen sind ausreichend empfindliche und schnelle Detektoren verzögerter Neutronen vorzusehen, die ggf. auch eine Lokalisierung der Störung erlauben.



### 3. Schadensbegrenzung im Reaktorkern

Bei einem größeren Leck im Primärkreis eines DWR ist eine Beschädigung des Reaktorkerns möglich. Um den Schaden einzugrenzen und die Nachwärmeabfuhr zu gewährleisten, werden Notkühlssysteme vorgesehen. Bei Ausfall mehrerer Sicherheitssysteme kommt es schließlich zur Kernschmelze. Dieser Übergang verläuft im allgemeinen ohne mechanische Energiefreisetzung. Die Rasmussen-Studie gibt jedoch in diesem Falle eine geringe Wahrscheinlichkeit für eine Dampfexplosion im Reaktordruckbehälter an, die zu einer frühzeitigen Beschädigung des Containments mit entsprechender Aktivitätsfreisetzung führen kann.

Für den NSB sind derartige Notkühlssysteme zum Ersatz des verlorengegangenen Kühlmittels aus den bekannten Gründen nicht erforderlich und können darum auch nicht versagen. Tritt hier bei Ausfall mehrerer Sicherheitssysteme ein Kernversagen auf, so hat man bisher bei Grenzfallbetrachtungen mit einer erheblichen thermischen Energiefreisetzung, der sog. Bethe-Tait-Exkursion, gerechnet, die mechanische Belastungen des Tanks zur Folge haben kann. Dies ist dem positiven Blasenkoeffizienten des Kühlmittels und der empfindlichen Reaktivitätszufuhr bei Kompaktion des Reaktorkerns zuzuschreiben. Durch die Arbeiten des Argonne National Laboratory und des Los Alamos Scientific Laboratory in USA, aber auch durch die unter großem persönlichen Einsatz der Mitarbeiter für das SNR-Genehmigungsverfahren in Karlsruhe durchgeführten Analysen stellt sich diese Situation heute neu: Ich möchte mit aller gebotenen Vorsicht von einem wissenschaftlichen Durchbruch sprechen.

Er beruht im wesentlichen auf der erfolgreichen mathematischen Modellierung nicht nur der kompaktierenden, sondern auch der dispergierenden Phänomene. Und ebenso empfindlich, wie eine Kompaktierung zu einer Exkursion, führt eine Dispersion zur Abschaltung. Unterstellt man, daß der Störfall durch Ausfall der Kühlmittelströmung bei gleichzeitigem Versagen der Schnellabschaltsysteme zustande kommt, so leitet das einsetzende Natriumsieden zunächst eine Exkursion ein, bei der der promptüberkritische Zustand aber nach den neueren Erkenntnissen zunächst nicht mehr erreicht wird, weil

- das Sieden nicht plötzlich aus dem überhitzten Zustande, sondern allmählich aus dem gesättigten Zustande einsetzt (u.a. Karlsruher Experimente),
- der negative Dopplereffekt und die axiale Brennstoffexpansion den positiven Blasenoeffekt des Kühlmittels begrenzen,

- in der frühen Phase Brennstoff durch die Natriumdampf- und Spaltgasströmung nach oben aus dem Kernbereich ausgetragen wird,
- in der fortgeschrittenen Phase verdampfendes Hüllrohr- und Strukturmaterial eine Dispersion bewirken.

Die Dispersion wird erleichtert, wenn nach oben möglichst wenig Strömungswiderstand vorhanden ist, wie es schon beim SNR 300 im Unterschied zu einigen anderen Prototypen glücklicherweise der Fall ist.

Bei Grenzfallbetrachtungen zum Störfallablauf kann es, je nach der detaillierten Leistungsverteilung, zu einem Brennstabversagen in den weniger belasteten, noch mit Natrium gefüllten Kanälen kommen. Wenn geschmolzener Brennstoff durch die in die Kernmitte gelegte Versagensstelle austritt, kommt dies einer Kompaktion von Brennstoff gleich, der prompt überkritische Zustand kann doch noch erreicht werden, und die endgültige Dispersion erfolgt durch Brennstoffdampfdruckaufbau, der zu einer mechanischen Tankbelastung führen kann (siehe Abb. VI-4). Wenn beim SNR 300 statt der im Genehmigungsverfahren zugrunde gelegten 370 Mws noch etwa 60 Mws als Energiefreisetzung errechnet werden, liegt das an diesem Phänomen. Für zukünftige Brüter ließe sich auch dieses durch eine einfache Konstruktionsänderung, die Verwendung von hohlen Brennstoffpellets, ohne Schaden für das Brutvermögen beseitigen. Der hierfür erforderliche Entwicklungsaufwand ist nach meiner Ansicht gerechtfertigt.

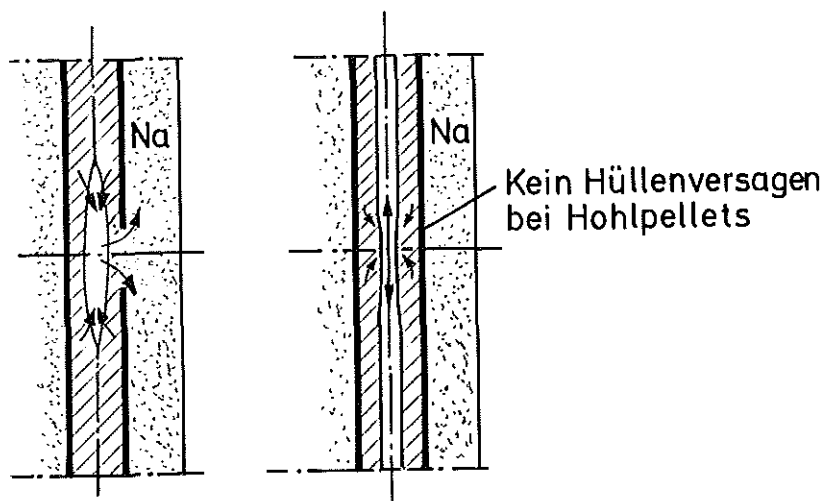


Abb. VI-4: Kompaktierende Mechanismen ausschalten

Die Anwendung dieser Grundsätze impliziert allerdings die Gültigkeit einiger weiterer Erkenntnisse, die sich aus der Arbeit der letzten Jahre ergeben. Diese sind:

- Es findet keine größere kohärente Dampfexplosion aus der thermischen Wechselwirkung zwischen geschmolzenem Brennstoff und Natrium statt. Man kennt die Verhältnisse für Natrium heute besser als für Wasser, und es besteht Einigkeit über die notwendigen Voraussetzungen. Man kann zeigen, daß diese unter den betrachteten Bedingungen nicht auftreten.
- Energetische Rekritikalitäten werden durch thermodynamische Dispersion verhindert.
- Eine schnelle Fortpflanzung lokaler Schäden ist auszuschließen.

Alle diese bis heute gewonnenen Erkenntnisse müssen weiter vertieft und experimentell noch umfassender verifiziert werden. Sie zeigen aber an, daß auch auf dieser Ebene bei unterstelltem Versagen mehrerer Sicherheitssysteme der Nachweis erreichbar ist, daß die Wahrscheinlichkeit für ein energetisches Ereignis beim NSB mindestens den Verhältnissen beim DWR vergleichbar ist.

Entwicklungsziele:

- 3.1 Die Analysenmethoden sind weiterzuentwickeln und experimentell zu verifizieren, so daß energetische Abläufe mit etwa 99 %-iger Wahrscheinlichkeit ausgeschlossen werden können.
- 3.2 Die Reaktivitätskoeffizienten für Blasen im Kühlmittel und für die Verbiegung der Brennelemente sind möglichst wenig positiv zu machen. Die vorhandenen Lösungsansätze (heterogener Kern, optimierte Kernverspannung) sind mit Nachdruck weiterzuentwickeln.
- 3.3 Die Konstruktion des Brennelementes sollte oberhalb des Kernbereichs kurze Strömungswege mit großem Querschnitt anstreben.
- 3.4 Die Entwicklung und Analyse von Brennstäben mit Hohl pellets ist voranzutreiben.

#### 4. Begrenzung der Schadensfortpflanzung

Unterstellt man eine Zerstörung des Reaktorkerns, so wird die mit geringer Wahrscheinlichkeit freigesetzte mechanische Energie bis zu einer gewissen Höhe beim DWR wie beim NSB durch den Reaktorbehälter aufgenommen. Beim SNR 300 wird dies bis zum Betrag von 370 MWs nachgewiesen werden müssen.

Mit größerer Wahrscheinlichkeit wird aber der Tank des NSB durch einen einige 10 ms anstehenden quasistationären Druckaufbau belastet, gegen den einfache Sicherungsmaßnahmen wie z.B. Berstscheiben helfen.

Der geschmolzene Kern durchdringt beim DWR auf jeden Fall den Reaktorbehälter und schließlich auch das Containment.

Für den SNR 300 zeigt eine in Karlsruhe durchgeführte Studie, daß die nach einem hypothetischen Störfall freibeweglichen Kernmaterialien weiträumig im Reaktortank verteilt werden und sich im flüssigen Natrium auf den internen Strukturen absetzen. Für die hierbei auftretenden Kernmaterialverteilungen zeigt eine Untersuchung der INTERATOM, daß aufgrund der konstruktiven Gegebenheiten und des großen Kühlvermögens des Natriums das Kernmaterial mit hoher Wahrscheinlichkeit im Tank verbleibt und dort auf Dauer gekühlt werden kann.

Bei zukünftigen Anlagen kann diese Eigenschaft noch optimiert werden.

Entwicklungsziele:

- 4.1 Aufgrund der in den vorangehenden Punkten genannten Sachverhalte und des Vergleichs mit dem DWR sollte die mechanische Energiefreisetzung kein Auslegungskriterium im Genehmigungsverfahren sein.
- 4.2 Die Fähigkeit interner Einbauten des Reaktortanks zur Aufnahme und Kühlung des Kernmaterials sollte optimiert werden.
- 4.3 Für die Beherrschung des quasistatischen Druckaufbaus sollten ggf. Druckbegrenzer vorgesehen werden.

## 5. Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung

Gelangt beim DWR die Kernschmelze ins Containment, und dies geschieht dann ja auf jeden Fall, so wird dieses im allgemeinen nach einigen 10 Stunden durch Überdruck versagen.

Beim NSB ist mit großer Wahrscheinlichkeit nicht zu erwarten, daß der Kern ins Containment kommt, selbst wenn er versagt. Von daher wäre ein Containment im üblichen Sinn zur Folgenbegrenzung ernsthafter Störfälle gar nicht mehr erforderlich. Dennoch sind ohne großen Aufwand Einrichtungen möglich, die eine Standzeit von ebenfalls einigen 10 Stunden (Zeit für Notfallmaßnahmen) mit einem geschmolzenen Kern im Containment ermöglichen.

Beim SNR 300 sind für Sicherheitseinrichtungen des Containments erhebliche Mehraufwendungen entstanden: Ein redundant durch Flüssigmetall gekühlter Kernfänger, Kühler zur Abscheidung des aus den großen Betonmassen freigesetzten Wassers, Reventingsysteme u.a.m. Diese Bauart sollte nicht mehr verwendet werden.

Entwicklungsziele:

- 5.1 Das innere, inertisierte Containment sollte eine Aktivitätsfreisetzung aus einer Kernschmelze über einige 10 Stunden verhindern.
- 5.2 Betonstrukturen sind im Bereich der Kernschmelze so weit als möglich zu vermeiden oder so auszuführen, daß aus ihnen keine wesentliche Wasserdampf- oder Wasserstofffreisetzung stattfindet.
- 5.3 Zur Niedrighaltung des Druckes sollte für den genannten Zeitraum die Nachwärme in einem Schmelzbett ohne Gasfreisetzung aufgenommen werden.
- 5.4 Reventing ist nicht erforderlich.
- 5.5 Das äußere Containment hat nur die Funktion, gegen äußere Einwirkungen zu schützen.

## 6. Schlußbemerkung

Ich gehe davon aus, daß bei konsequenter Vorgehensweise diese Entwicklungsziele in einer vernünftigen Zeit erreichbar sind. Die laufend anfallenden Ergebnisse werden die Sicherheitsbasis bei Genehmigungsorganen und Gerichten stärken und endlich auch die Bevölkerung überzeugen, daß das große Energieversorgungspotential des Brütters nicht mit Abstrichen in der Sicherheit erkauft werden muß.

## VII. Cooperative Research and Development in the Fast Breeder Reactor Field

C. Moranville

Commissariat à l'Energie Atomique Saclay

### Summary

A brief historical outlook through the last 25 years is presented as an introduction to the accumulated experience related both to the reactor operation and to the fuel cycle.

R&D international cooperation is then put in the actual industrial context and some emphasis is given to the cooperation among Belgian, French, German, Italian and Netherland partners.

The organization of our cooperation through the Steering Committee, the Technical Secretary and their different tasks are listed.

Some of the decisions recently taken, or still to be formally taken are finally presented.

As an introduction I would like to give you an outlook on the French program in the LMFBR field.

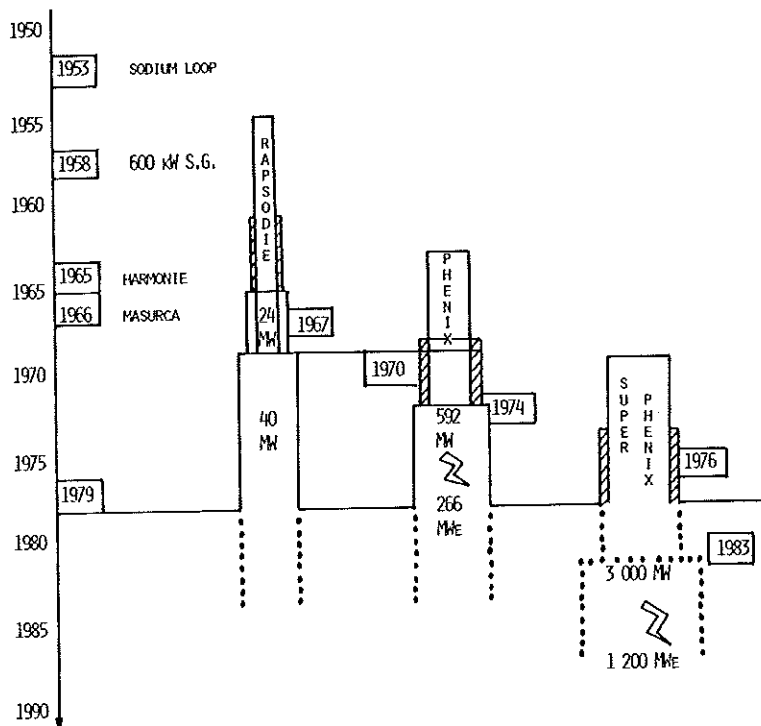


Fig. VII-1 Past and Present Realizations: RAPSODIE - PHENIX - SUPERPHENIX

A few years after the very first beginning , the general design and the characteristics for RAPSODIE have been defined. While the design of PHENIX was under way, RAPSODIE became critical (January 1967) and reached its nominal power six weeks later; before the end of the year the power has been stretched out to 24 MWth.

Then, three years later, large modifications were made in order to match the characteristics of larger reactors (doubling of the neutron flux), the power being increased up to 40 MWth.

Three years later (again!) PHENIX became critical (August 1973) and reached its nominal power (250 MWe) in March 1974.

Since the last presentation of the French situation made by G. Vendryes in April 1978, the intermediate heat exchangers of PHENIX have been completely repaired and, for example, the availability of PHENIX during the period November/December 1978 reached 97,43%.

Now we come to SUPERPHENIX, which has been ordered by the end of 1976, and which should begin commercial operation in mid-1983.

Civil work is now progressing well; the reactor containment building is about half complete. Assembly of major components (internal pool, thermal shield, and the pool itself) is just starting in a "palatial" site assembly shop.

A few weeks ago NOVATOME got from EDF a call for bid either for two or for six fast breeders of 1500 MWe each; the bid will be made to EDF end of 1980. Thus I can say that we are now entering the industrial era of fast breeder reactors in France.

During this 25 years we accumulated knowledge and experience related to LMFBR operation and to the fuel cycle.



RAPSODIE OVER 50 000 MWJ (THERMAL)

PHENIX OVER 500 000 MWJ (THERMAL)

OVER 5 000 000 KWH (ELECTRICAL)

MEAN LOAD FACTOR 50.05 %

MEAN AVAILABILITY 54.20 %

RADIATION EXPOSURE  
(FROM JULY 1, 1974 TO JULY 1, 1978)

	74	1975	1976	1977	78
TOTAL MAN-REM	6.4	2.45	17.5		12.4
MAN POWER	265	280	430		430
MILLI REM PERSON	24	9	40		30

MAXIMUM EXPOSURE 1.86 REM

IN SPITE OF THE INTERMEDIATE HEAT EXCHANGER LEAKS INCIDENT

	RAPSODIE	PHENIX	SUPER.PHENIX
NOMINAL	MWJ/T 90 000	60 000 (C.1) 75 000 (C.2)	70 000
	$10^{23}$ IVT 0.65	2	3
	DPA (F) 63	80	125

MAXIMUM PERFORMANCES REACHED IN RAPSODIE

(PINS) 141 DPA (F) OVER 160 000 MWJ/T

(ASSBLIES) 125 DPA (F) ABOUT 140 000 MWJ/T

MAXIMUM PERFORMANCES REACHED IN PHENIX

(ASSBLIES) 94 DPA (F) 75 000 MWJ/T

10 000 PINS OVER 70 DPA (F) 55 000 MWJ/T

Fig. VII-2 Operating Experience

Fig. VII-3 Fuel Cycle Experience

I would like to put some emphasis on the burn-up reached by some fuel elements (> 160 000 MWd/t that is >21%) and, more precisely, on the fact that the contractual burn-up of SUPERPHENIX fuel, which is 70 000 MWd/t, will be reached without any problem; no problem at all is expected for the future plants up to 100 000 MWd/t.

Fuel fabrication of RAPSODIE, PHENIX and SUPERPHENIX is performed at Cadarache. Up to now about 16 tons of  $UO_2/PuO_2$  fuel has been fabricated. For SUPERPHENIX the capacity of the fuel fabrication laboratory is increased up to 8 tons in 1979 and to 18 tons for 1980/81.

Reprocessing of one half of the uranium core of PHENIX has been completed last summer at Marcoule, and reprocessing of plutonium fuel assemblies is just beginning at La Hague.

However, the fuel elements of SUPERPHENIX and of the future reactors require specific equipments which have been studied and experimented on prototype facilities. It has been decided in October 1978 to build a larger pilot facility - TOR - designed for the reprocessing of the totality of the PHENIX fuel; TOR will begin operation in 1984 (capacity: 5 t/year).

In order to be able to reprocess the fuel of SUPERPHENIX and of the following reactors, the PURR reprocessing plant is now being studied.

Although many people are considering France as the country where LMFBR are more developed than every where, it has been necessary to join other countries and to promote international cooperation in order to share the cost of research and development, and in order to get the best out of the experiences of each partner.

We had first to settle an industrial organization.

DEC 1973	CREATION OF NERSA (BY EDF, ENEL, RWE)
NOV 1977	CREATION OF NOVATOME
MAR 1978	CREATION OF SYFRA
JUL 1978	CREATION OF SERENA

Fig. VII-4 French Industrial Organization

NERSA (the customer), NOVATOME (the vendor), SYFRA and SERENA appeared successively.

The relations among these companies, industrial firms in several countries, and research centers are described on the next figures.

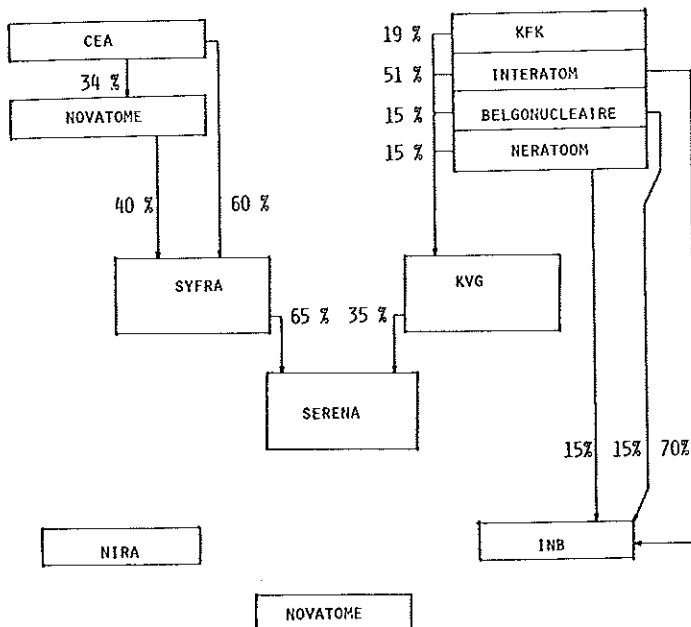


Fig. VII-5  
International Cooperation  
- Financial Participation

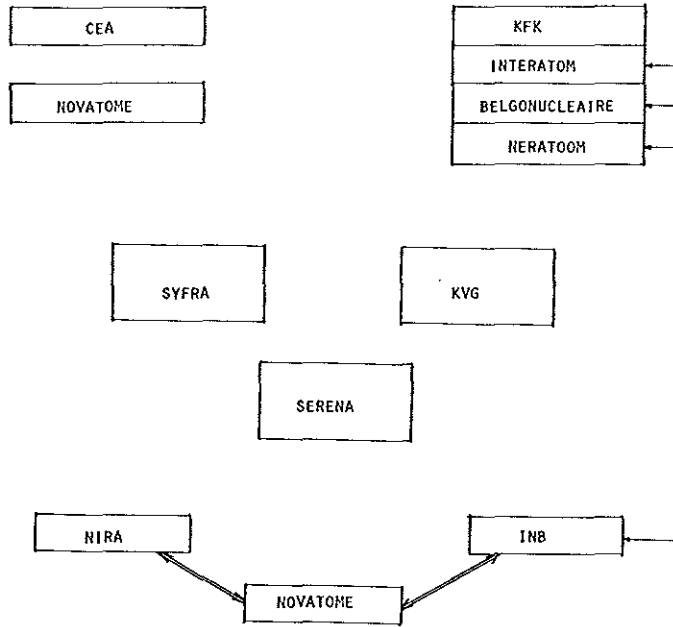


Fig. VII-6 International Cooperation  
- Industrial Agreements

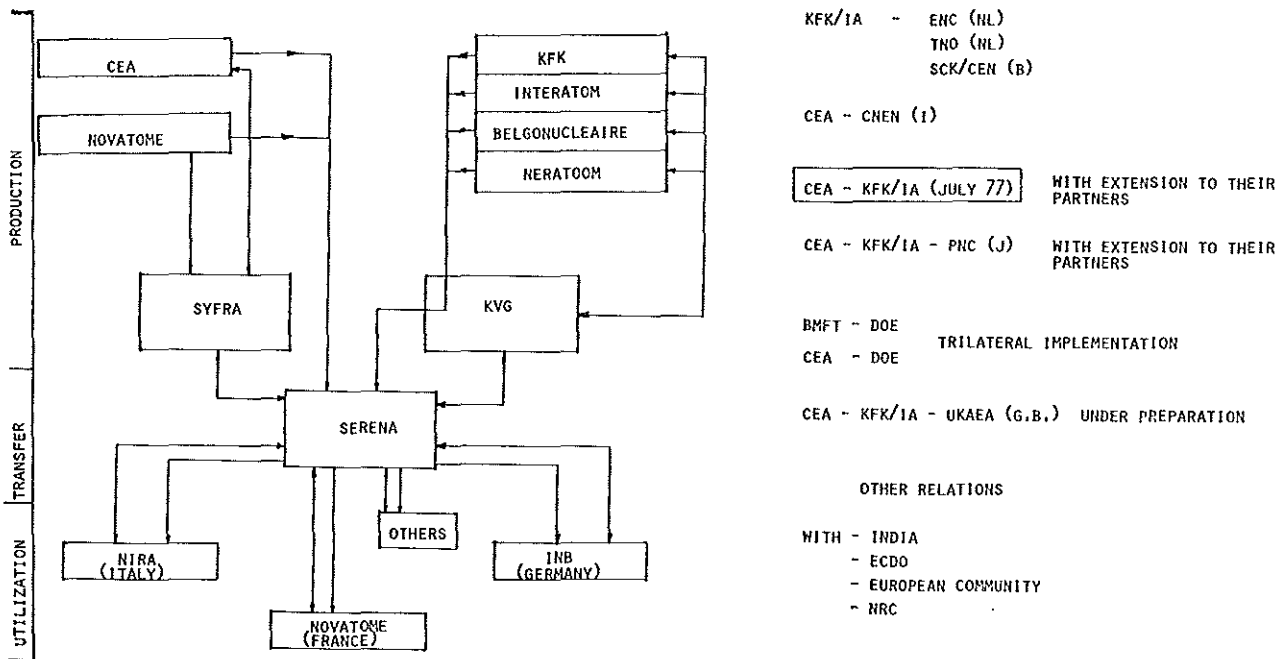


Fig. VII-7 International Cooperation  
- License Agreements and  
Transfer of Informations

Fig. VII-8 International Cooperation  
- R & D Agreements

Looking backwards on so many relations, I presume that we are now doomed to work together.

Let us have now a more specific look on the DEBENE - French-Italian R&D cooperation.

In order to locate the effort devoted to the R&D on LMFBR in the frame of our cooperation between Germany, the Netherlands, Belgium, France and Italy, I would like to recall some figures about it.

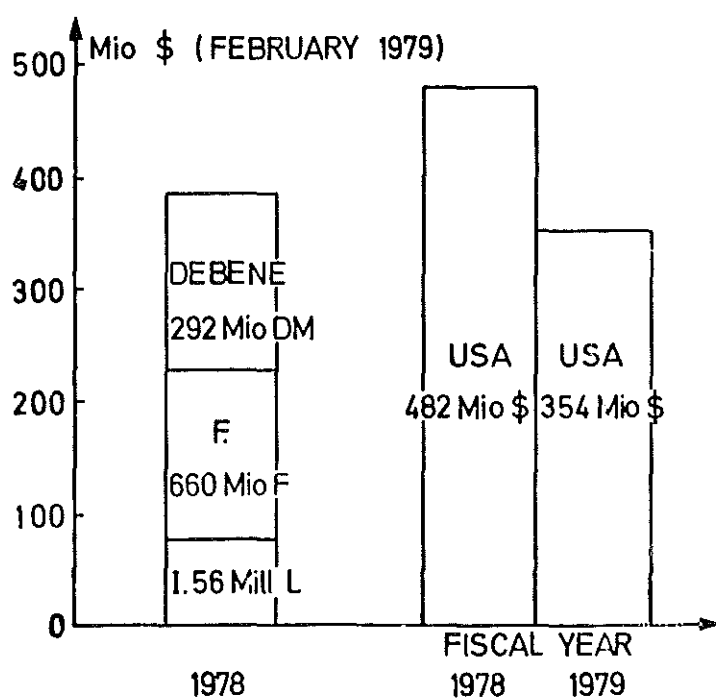


Fig. VII-9 European R & D Budgets as Compared to U.S.

The sum of the budgets of DEBENE, France and Italy for 1978 is equivalent to 381 million dollars to be compared to the US/DOE 1979 budget for LMFBR which is 354 million dollars.

The number of people involved in this work in the various European Organisations can be estimated to more than 2 000 in 1979.

	<u>B</u>	<u>F</u>	<u>G</u>	<u>I</u>	<u>NL</u>		<u>B</u>	<u>F</u>	<u>G</u>	<u>I</u>	<u>NL</u>
PROTOTYPE REACTOR		X									
TEST FAST REACTORS		X	X			STEAM GENERATOR TEST FACILITIES		X			X
THERMAL NEUTRON TEST REACTORS	X	X	X		X	PUMP TEST FACILITIES		X	X		
ZERO ENERGY FAST NEUTRON CRITICAL FACILITIES		X	X	X	X	FUEL ELEMENT TEST FACILITIES	X	X	X	X	
SODIUM LOOPS IN WATERPOOL REACTORS	X	X				CONTROL ROD MECHANISMUS TEST FACILITIES		X	X	X	
						CORROSION LOOPS	X	X	X	X	X
						SODIUM BOILING TEST LOOPS		X	X	X	X
	<u>B</u>	<u>F</u>	<u>G</u>	<u>I</u>	<u>NL</u>	WEAR TEST FACILITIES			X	X	X
HOT CELLS	X	X	X	X		AEROSOL TEST FACILITIES		X	X		X
PLUTONIUM LABORATORIES	X	X	X	X		SODIUM FIRE TEST FACILITIES		X	X	X	
FUEL REPROCESSING TEST FACILITIES		X	X								
REPROCESSING PILOT PLANT		X									
PLUTONIUM FUEL FABRICATION PLANTS	X	X	X								

Fig. VII-10 Facilities for LMFBR Research and Development Programs in Belgium, France, Germany, Italy and The Netherlands

Figure 10 gives the list of the prototype and test reactors and large test facilities operated in Germany, the Netherlands, Belgium, France and Italy for the R&D for fast breeder reactors.

One can see that this effort is quite comparable to that done by the US in this field.

The cooperation between Germany and France has been organized following the provisions of the agreement signed on July 5, 1977 by the Kernforschungszentrum Karlsruhe and INTERATOM on one side and the CEA on the other side. This organization includes a Steering Committee (Comité de Liaison - Lenkungsausschuss), a technical secretary and several coordinators.

The Steering Committee is composed of four nominated members, two from KfK or INTERATOM and two from CEA. A number of permanent experts were added to the nominated members. Presently there are six of them in the Committee.

- COORDINATION OF THE R AND D PROGRAM OF DEBENE AND CEA.
- SUPERVISION OF THE FINANCIAL BALANCE BETWEEN CEA AND DEBENE.
- SHARING OF THE WORK BETWEEN DEBENE AND CEA.
- CONCERTATION WITH THE ASSOCIATE PARTNER THROUGH AN ANNUAL MEETING.
- SUPERVISION OF THE EXCHANGE BALANCE.
- DECISION UPON COOPERATION WITH THIRD PARTIES  
(IN AGREEMENT WITH SERENA).
- OPINION ON PROPOSED AMENDMENTS OF THE AGREEMENT.
- GUIDE LINES FOR PUBLICATIONS.

Fig. VII-11 Tasks of the Steering Committee

The Committee is presided over by a German or a French member alternatively. The chairman is nominated for two years.

- PREPARATION OF THE MEETINGS OF THE COMMITTEE, OF VISITS AND ASSIGNMENTS.
- REGISTRATION OF EXCHANGES OF DOCUMENTS AND WRITTEN QUESTIONS.
- TRANSMISSION OF DEMANDS AND AGREEMENTS FOR PUBLICATION.
- REGISTRATION OF THE MEETINGS OF THE WORKING GROUPS AND EXPERTS.
- LIAISON WITH SERENA AND SYFRA.
- PREPARATION OF THE FINANCIAL EVALUATION OF THE DEBENE AND CEA R AND D PROGRAMS.

Fig. VII-12 Tasks of the Technical Secretary

The Technical Secretary is essentially aimed to assist the Committee. It is a permanent organization settled at Cadarache composed of one French delegate one German delegate and a Secretary.

- AGT 1 FUEL ELEMENT AND MATERIALS OF THE CORE.
- AGT 2 SODIUM CHEMISTRY AND INSTRUMENTATION.
- AGT 3 PHYSICS.
- AGT 4 SAFETY.
- AGT 5 THERMOHYDRAULICS AND MECHANICS OF THE CORE AND CORE COMPONENTS.
- AGT 6 REACTOR VESSEL, HANDLING AND AUXILIARIES.
- AGT 7 HEAT TRANSFER COMPONENTS.
- AGT 8 REACTOR OPERATION.
- AGT 9 PLANT STRUCTURAL MATERIALS.

Fig. VII-13 List of the Working Groups

The Committee has established the organization for the cooperation. It has defined 9 working groups (AGT) in which the R&D field was divided. The CEA accepted as a general rule that the field of the various AGT fit in with those of the corresponding "AG" with one exception concerning the limits between AGT 1 and AGT 5.

The CEA thinks that the core must be considered as a component and insisted to keep together all the hydraulic and mechanical aspects of the core subassemblies within the same group.

The Committee nominated the 18 coordinators - one for each group on both sides - issued rules for protection of knowledge, a procedure for publications and guide lines for the coordinators.

The first phase of the work which started with the first meeting of the Steering Committee (19 October 1977) which is now terminated, it consisted on the mutual information about results, test facilities and programs. More than 900 reports or documents of various kinds have been exchanged up to now.

The second phase has already been initiated: the programs have been examined and some progress is being made aiming at a common program through either complementary actions or deliberated duplications.

I would like now to give some examples of decisions made by the Committee.

Let us look at the RACINE program, which, in spite of some difficulties, has been decided to be a joint program.

NEEDS : - EVALUATION OF PU INVENTORY AND BREEDING GAIN  
- EVALUATION OF SAFETY RELATED PARAMETERS  
- IMPROVEMENT IN FUEL CYCLE ECONOMY

OBJECTIFS : THROUGH PARAMETRIC CRITICAL EXPERIMENTS  
IMPROVED QUALIFICATION OF CALCULATION METHODS IN ORDER  
TO OPTIMIZE : - POWER DISTRIBUTIONS  
- BREEDING GAIN  
- VOID COEFFICIENT  
- BURN UP  
VALIDATION OF CALCULATION METHODS RELATED TO CONTROL RODS  
EFFICIENCY AND INTERACTION

PARTICIPATION : - PU INVENTORY  
TOTAL 900 KG  
(ABOUT 300 KG FROM EACH PARTY)  
CEA - DEBENE - CNEN  
US INVENTORY ABOUT 2 000 KG FROM FRANCE AND GERMANY

Fig. VII-14 RACINE Experiment - Large Plutonium Critical for Heterogeneous Cores

As far as the sodium loops are concerned, since we are now dismantling our Grand Quevilly facility, some effort has still to be done to clarify our mutual interest and our possible need for new facilities.

MAINLY LOCATED IN { BEUSBERG  
 CADARACHE  
 ENGELDOO

PROGRAM UNDER DISCUSSION :  
 STRATIFICATION IN HORIZONTAL PIPES  
 (NEED FOR SPX1)

PROGRAMS WHICH MIGHT BE OF MUTUAL INTEREST  
 SODIUM COLD TRAP TEST (FOR SNR II)  
 THERMAL SHOCK TESTS ON ASSEMBLIES  
 ROTATING PLUG MOCK UP  
 AND SEAL TIGHTNESS TESTS (ON RSB)

Fig. VII-15 Sodium Loop Experiments

Cooperative program dealing with irradiation in PHENIX is already under way.

IRRADIATIONS OF CLADDING MATERIAL SAMPLES  
 SENSORS  
 FUEL SAMPLES

IN COOPERATION WITH  
 JAPAN (PNC)  
 GERMANY (SNR)  
 BELGIUM (MOL)  
 ITALY (PEC - CHEN)

LARGER IRRADIATION PROGRAMS  
CHARLEMAGNE : ONE STANDARD FUEL ASSY WITH DIFFERENT CLADDING MATERIALS  
 50 % STAINLESS STEEL 1,4970 (GERMAN)  
 50 % 316 S.S. (FRENCH)  
 EACH OF THEM WITH VARIOUS CONTENTS WITHIN THE SPECIFICATIONS  
 EXPECTED DURATION { 8 CYCLES  
 120 DPA (F)  
 90 000 MWJ/T

FABRICATION	SAFETY MEETING	BEGINNING	END
JAN 80	OCT 80	JAN 81	JUN 83

SNR MARK II 3 FUEL ASSBLIES IRRADIATION

TESTS	ASSBLIES	DPA (F)	END
PRELIMINARY	1 ST ASSBLY	70 DPA (F)	OCT 82
TESTS	2 ND ASSBLY	95 DPA (F)	JUL 83
NOMINAL CONDITIONS	3RD ASSBLY	120 DPA (F) 90 000 MWJ/T	JUL 84

Fig. VII-16 PHENIX Irradiations

The so called CHARLEMAGNE program consisting in irradiation of clad material, the irradiation of SNR-Mark II fuel elements being under discussion, and the contract, I hope, will be finalized within a few weeks.



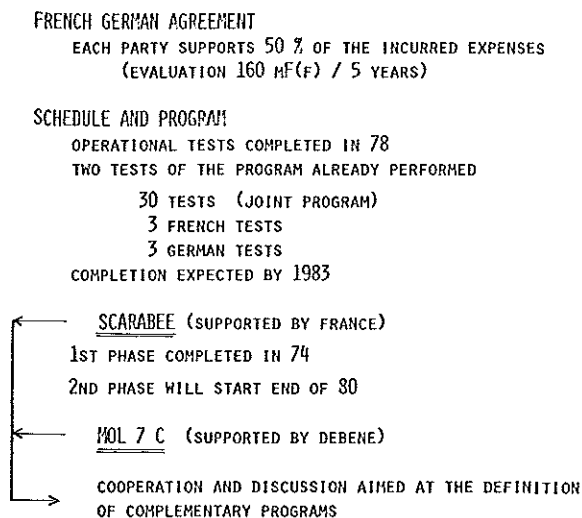


Fig. VII-17 CABRI and SCARABEE Programs

The CABRI and SCARABEE program is an example of cooperation which is not managed by the Steering Committee, but which is followed with a great interest.

- CADARACHE TESTS IN CONCRETE VESSEL (MAX. PRESS. 1 BAR)	COMPLETED
- FAUNA	CONTAINMENT 220 M <sup>3</sup>
	MAX. PRESS. 3 BAR
	FIRE SUPERFICY 120 M <sup>2</sup>
	MAX. WEIGHT OF SODIUM TO BE BURNT 1 T
OBJECTIVES :	SHEET FIRES SPRAY FIRES COMPUTER CODE QUALIFICATION EFFICIENT (> 95 %) FILTER SEARCH
- ESMERALDA (ITALIAN PARTICIPATION : 33 %)	
	CONTAINMENT 3 600 M <sup>3</sup>
	MAX. PRESS. 1 BAR (RELATIVE)
	FIRE SUPERFICY 200 M <sup>2</sup>
	MAX. WEIGHT OF SODIUM TO BE BURNT 60 T
OBJECTIVES :	SAME AS FAUNA PLUS, MAINLY - FIREMEN TRAINING - TEST OF COMPONENTS
FIRST TEST ON ESMERALDA EXPECTED MID-81	

Fig. VII-18 Large Sodium Fire Studies and Tests

The studies related to large sodium fires (ESMERALDA and FAUNA programs) are an example of deliberated cooperation which has been agreed upon.

I want to express my satisfaction at the results already obtained and my will to an even larger and deeper cooperation.

## VIII. Fertigung und Erprobung von Großkomponenten für Brutreaktoren<sup>†</sup>

---

A.H. de Haas van Dorsser  
NERATOOM Den Haag

A.R. Braun  
TNO Apeldoorn

W. Jansing  
INTERATOM Bergisch Gladbach

### 1. Einführung

Mir obliegt die Aufgabe, Ihnen über Fertigung und Erprobung der Großkomponenten sowie der Hauptkomponenten des Wärmeübertragungssystems zu berichten. Abb. VIII-1 zeigt in einer Übersicht, die Anordnung der Komponenten und ihre relative Größe zueinander. Sie sehen in Abb. VIII-1 links den Reaktortank (1), die Primär-Natriumpumpen (2) und die Zwischenwärmetauscher (3), rechts die Sekundärpumpen (4) und die Dampferzeuger und Überhitzer (5 und 6).

Beim letzten Statusbericht (Utrecht 1976) wurde hauptsächlich über zu Ende geführte Entwicklungsarbeiten berichtet. Heute soll der Schwerpunkt der Berichterstattung bei der Fertigung liegen. Laut Bauplan 1973 sollten die Großkomponenten recht früh angeliefert werden. Daher fand die Vergabe schon in 1973 statt. Dadurch und durch das gewählte Genehmigungsverfahren, das den

---

<sup>†</sup>vorgetragen von A.H. de Haas van Dorsser

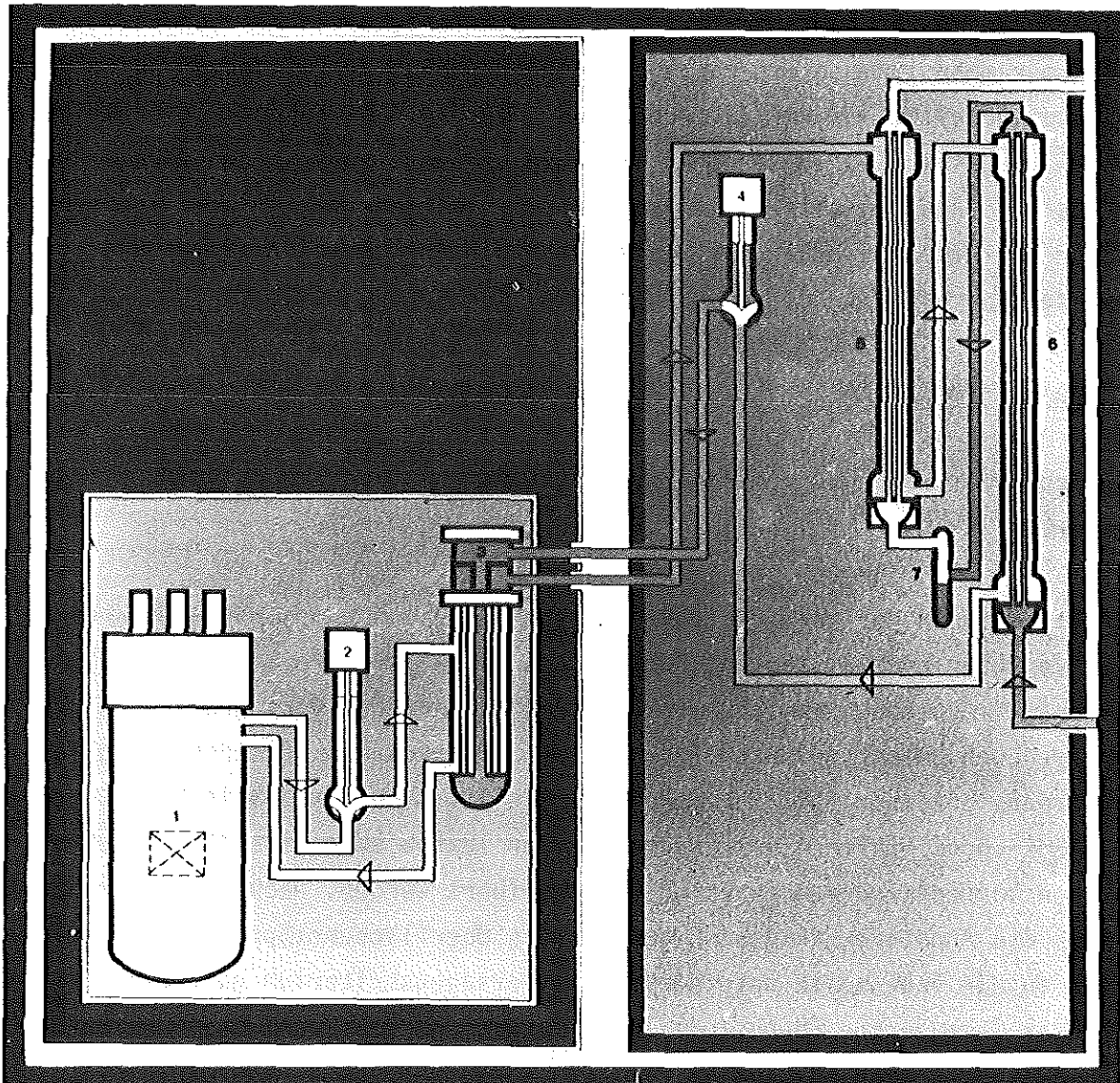


Abb. VIII-1: Anordnung der Natriumkomponenten im Wärmeübertragungssystem des SNR 300

prototypischen Charakter in keiner Weise würdigt, ist die Fertigung der Komponenten unter äußerst schwierigen Verhältnissen zustande gekommen, zumal eine vorläufige Abklärung mit den Genehmigungsbehörden vor Vergabe nicht möglich war. Für die Komponentenhersteller entstand dadurch die Schwierigkeit, die Fertigung zu beginnen, ohne daß bestimmte Randbedingungen geklärt waren. So wurde ein ungestörter Fertigungsvorgang in erster Linie von den bislang undeutlichen Randbedingungen aus dem hypothetischen Bethe-Tait-Störfall behindert. Als Beispiel erinnern wir an eine Umplanung von drei auf neun Zwischenwärmetauscher mit der dazugehörenden

Änderung des Reparaturkonzeptes. Weitere Schwierigkeiten entstanden durch die immer mehr zunehmenden Auflagen aus dem Gebiet der wiederkehrenden Prüfungen und vor allem aus der Tatsache, daß ursprünglich weniger wichtige Teile außerhalb des nuklearen Bereichs im Laufe der Zeit voll in den Bereich von nuklearen Standards mit einbezogen wurden. Dies führte zu mehrmaligen Umplanungen und damit zu neuen Nachweisen über die Konstruktionssicherheit, und insgesamt zu einer erheblichen Ausdehnung der Fertigungszeiten.

## 2. Großarmaturen

Die Großarmaturen sind voll in der Fertigung und werden noch 1979 ausgeliefert.

Zur Bestätigung der Festigkeitsrechnungen für die Thermoschock-Beständigkeit von Natriumarmaturen und Formstücken wurde im Jahre 1978 ein umfangreiches Versuchsprogramm abgewickelt. Aus den von der Verfahrenstechnik vorgegebenen Belastungsdaten für den SNR 300 wurde ein Versuchslastkollektiv (Transientenverlauf, Häufigkeit) erstellt. Nach den Statistikfaktoren des ASME-Codes mußten die Versuche an vier Testobjekten mit einem dreimaligen Versuchsprogramm durchlauf durchgeführt werden. Nach jedem Durchlauf wurden die Armaturen ausgebaut und mittels Oberflächenrißprüfung auf Anrisse an der Innenseite untersucht. Als Versagenskriterium galt ein durchgehender Gehäuseriß. Obwohl die Testarmaturen um ein Mehrfaches überbelastet worden sind, traten nur wenige kleinere Risse auf. Damit ist die Einsatzfähigkeit der Armaturen unter Beweis gestellt.

## 3. Pumpen

Beim letzten Statusbericht wurde schon über die Erprobung einer prototypischen Primär-Natriumpumpe berichtet und über die Notwendigkeit, wegen des "cavity"-Konzeptes für den SNR 300 einen besonders geformten Krümmer zu verwenden. Dank den Erfahrungen bei der Fertigung der Prototyp-Pumpe brachte die Fertigung der Wellen, der Gefäße und der Laufwerke keine Schwierigkeiten. Die Wellen wurden alle senkrecht gegläht. Die Laufwerke wurden fertiggestellt und mit hydrostatischen Lagern, wie schon im Prototyp verwendet, und mit sorgfältig erprobten Dichtungen bestückt. Die Laufräder der Primär-Natriumpumpen dagegen machten Sorgen. Die geringe Zulaufhöhe, die im Vergleich zum Prototyp von 85 m auf 140 m gestei-

gerte Förderhöhe und der geforderte Wirkungsgrad in zwei Arbeitspunkten ergaben einen Laufradentwurf, der recht kompliziert war und der auch in der Maßführung genau toleriert sein mußte. Es stellte sich heraus, daß der Unterlieferant, der die Laufräder im Shaw-Verfahren gießen sollte, wegen der Größe des Gußzeuges Schwierigkeiten bekam. Nachdem viele Probegüsse fehlgeschlagen waren, wurde aus terminlichen Gründen beschlossen, einen zweiten Unterlieferanten einzuschalten. Schließlich haben wir von beiden Firmen einwandfreie Laufräder bekommen.

In einem Wasserkreislauf wurden die Laufräder der Sekundär-Natriumpumpen erfolgreich getestet. Der entsprechende Test für die Primär-Natriumpumpen folgt demnächst. Die Pumpengefäße sind alle geschweißt worden. Dort tauchte die Schwierigkeit auf, daß im Laufe der Zeit eine doppelte volumetrische Prüfung der Schweißnähte verlangt wurde. In Abwartung der Entwicklung einer neuen Prüfmethode wird die mechanische Endbearbeitung aufgeschoben und die Gefäße zwischengelagert, wie dies auch schon für die anderen Teile geschieht. Insgesamt ist die Pumpenfertigung im wesentlichen beendet. Abb. VIII-2 zeigt Ziehteil und Laufrad der Sekundär-Natriumpumpe und Abb. VIII-3 die Pumpengehäuse von Sekundär- und Primär-Natriumpumpe. Die Krümmer sind, wie schon berichtet, im Explosinsverfahren geformt worden (siehe Abb. VIII-4). Auch die Bearbeitung der nötigen Unterlagen für die Teilgenehmigung 7/5 ist weitgehend abgeschlossen.

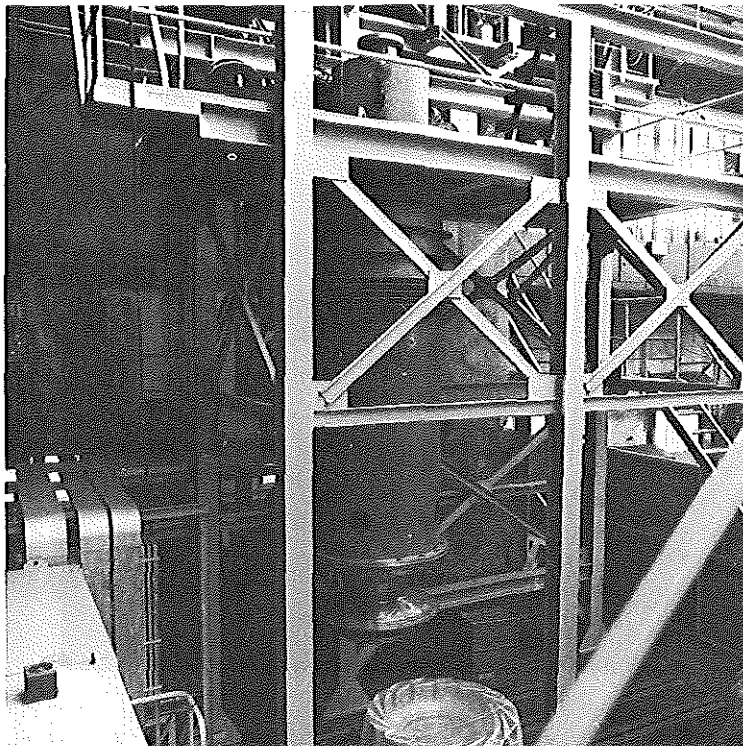


Abb. VIII-2: Ziehteil und Laufrad der Sekundär-Natriumpumpe

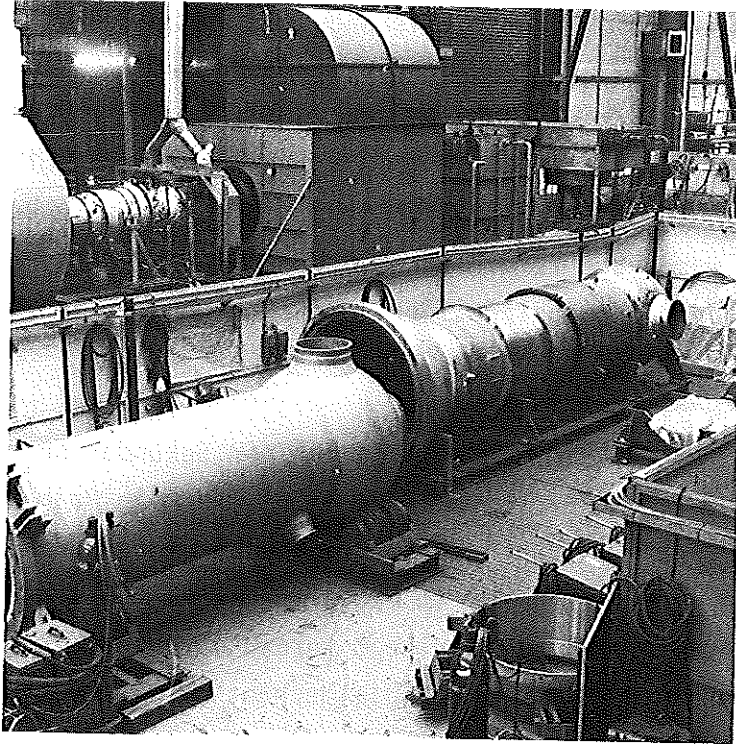


Abb. VIII-3: Pumpengehäuse der Sekundär- (links) und der Primärnatriumpumpe (rechts)

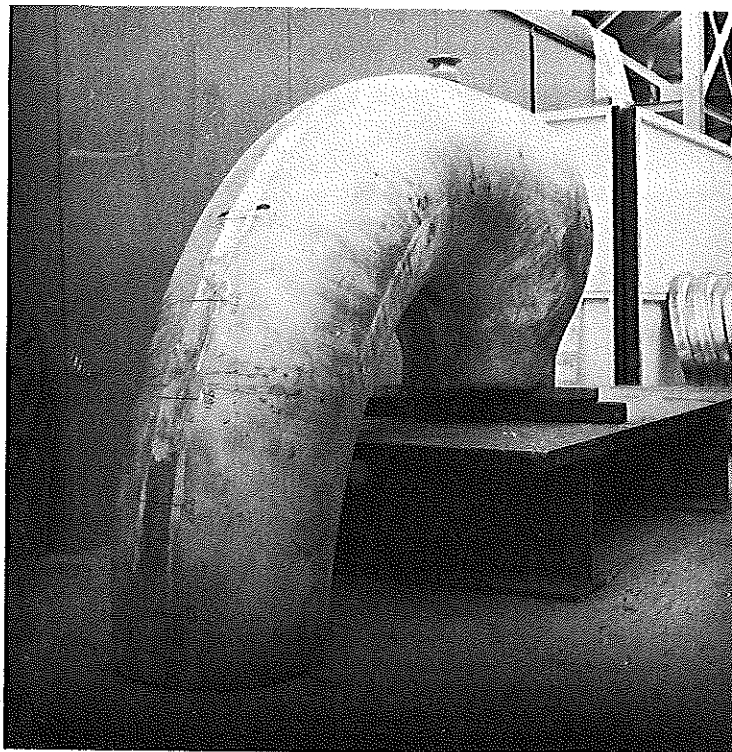


Abb. VIII-4: Explosiv geformter Ansaugkrümmer der Primärnatriumpumpe

Nach der Erprobung einer Prototyp-Pumpe über 6000 Stunden waren - abgesehen von dem Entwurf eines neuen Laufrades - drei Aufgaben zu bewältigen:

- 1) Sehr detailliert wurden die Unterschiede zwischen Prototyp-Pumpe und SNR 300 Pumpe studiert um sicherzustellen, daß die sich aus den neuen Randbedingungen ergebenden Änderungen keine unzulässigen Risiken mit sich bringen.
- 2) Die Wärmedämmstrecke wurde eingehend analysiert, weil diese bei vielen ähnlichen Pumpen Kummer brachte und auch im Prototyp-Versuch nicht völlig befriedigt hatte. Die umfangreichen Arbeiten gaben Anlaß zu kleinen konstruktiven Detailänderungen und auch zu einer akzeptablen Betriebsvorschrift.
- 3) Ein wichtiges Arbeitsgebiet war - wie auch für die anderen Komponenten - die Erstellung eines sehr ins Detail gehenden Plans für wiederkehrende Prüfungen. Grundlage waren für jede Komponente Arbeitsdokumente, worin, nach Baugruppen geordnet, für jede Schweißnaht eine detaillierte Zeichnung sowie ein zugehöriges Blatt mit Angabe der Belastungskollektive und alle anderen relevanten Angaben eingetragen waren. Anhand dieser Unterlagen wurden die Komponenten mit den Gutachtern diskutiert, wobei auch sämtliche sonstigen Fragen, wie Materialverhalten, Feststellen möglicher Materialabtragungen, generelle Integrität, usw. abgedeckt wurden. Gleichgeartete Arbeiten sind für die anderen Komponenten vorgenommen worden.

#### 4. Zwischenwärmetauscher

Der Fertigung der Zwischenwärmetauscher ging ein Vorläufer der Serie zum Einsatz in Hengelo voraus. Vor einigen Jahren wurden bei der Erprobung des ersten aus 1969 stammenden Prototyps verbogene Rohre festgestellt. Eine detaillierte Analyse ergab, daß auch für den abgeänderten Entwurf für den SNR 300 weitere Konstruktionsänderungen notwendig waren, um dem Ausbiegen der Rohre sicher vorzubeugen. Ein Vorläufer des abgeänderten Entwurfs wird zur Zeit in Hengelo getestet. Die Fertigung der Serie ist weitgehend abge-

geschlossen. Abb. VIII-5 zeigt das Zentralrohr mit Rohrhalterungsplatten eines Zwischenwärmetauschers, Abb. VIII-6 ein Zwischenwärmetauscher-Bündel mit Strömungsmantel. Drei Bündel sind völlig fertiggestellt, drei weitere sind bis auf die Umkleidung fertig, und drei Bündel werden zur Zeit geschweißt. Mitte 1979 wird die Fertigung beendet sein, danach werden die Bündel gelagert, wie schon die Köpfe und die Mäntel.

Beim Einsatz des neuen Modells in Hengelo zeigten Messungen unter abnormalen und früher in der Rechnung nicht vorgesehenen Bedingungen Temperaturunterschiede, die sich den zulässigen Grenzen näherten. Wegen des fortgeschrittenen Standes der Fertigung war eine Lösung des Problems nicht einfach zu finden. Die Rechenprogramme, die die Temperaturverteilung in der Komponente beschreiben, wurden daher weitgehend verfeinert und an den neuen Meßergebnissen kontrolliert. Auf Grund vieler Rechenläufe ist jetzt eine Lösung gesichert, welche mit geringem materiellem Aufwand die restliche Verbesserung ergibt. Die Versuche in Hengelo werden am leicht geänderten Modell in Kürze wieder aufgegriffen und zu Ende geführt.



Abb. VIII-5: Zwischenwärmetauscher - Zentralrohr mit Rohrhalterungsplatten



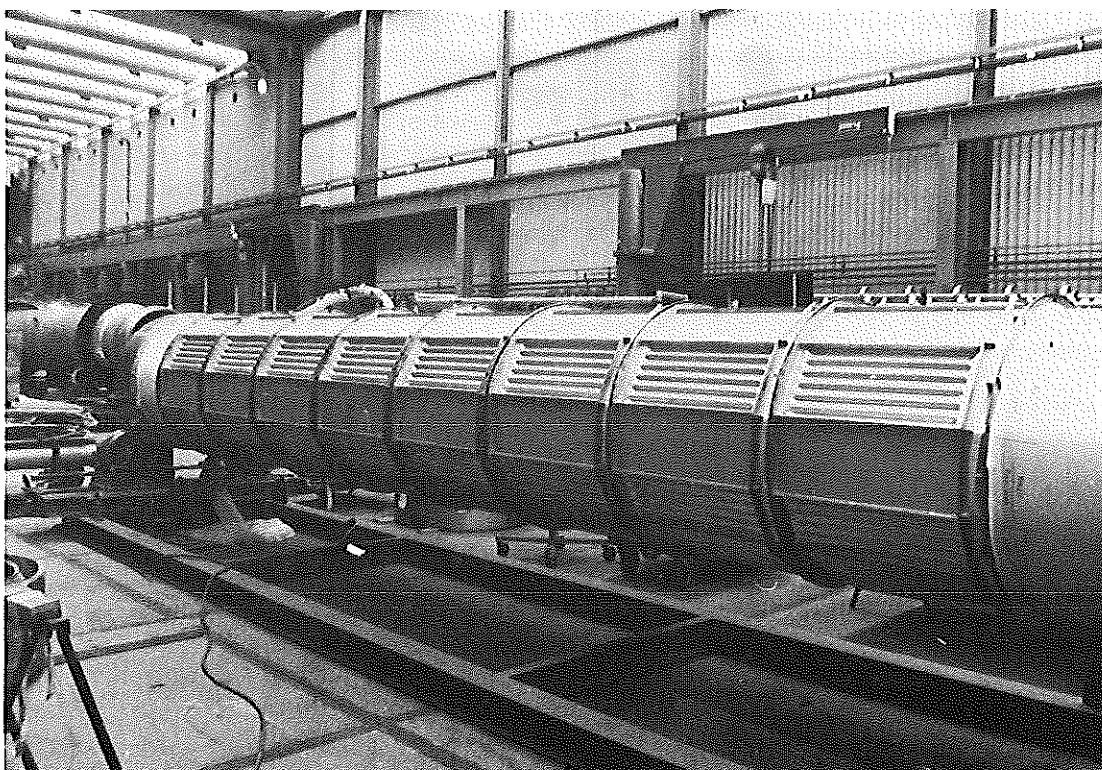


Abb. VIII-6: Zwischenwärmetauscher - Bündel mit Strömungsmantel

Nachdem im Falle einer Reparatur während des Betriebs zum Bündelziehen auf eine Flanschverbindung verzichtet worden war, wurde die Entwicklung eines geeigneten Reparaturverfahrens fällig. Fernbedient sollte der Kopf aufgeschnitten und nach Bündelwechsel durch eine fernbediente Schweißung und Prüfung wieder geschlossen werden. Abb. VIII-7 zeigt die Auslegung des fernbedienten Schweißgerätes. Der Bedienungsfachmann hat die Möglichkeit, den Elektrodenstand in drei Richtungen zusammen mit den Schweißparametern zu beeinflussen, und dadurch den Schweißprozess fernbedient zu steuern. Seine Informationen bekommt er über einen Monitor, auf dem die Schweißelektrode, das Schmelzbad und die Umgebung der Schweißnaht zusammen mit den Schweißparametern projiziert werden. Zur Registrierung des Bildes ist die Schweißmaschine mit zwei Farbfernsehkameras versehen, die aus zwei Richtungen das Bild des Schmelzbad und die Umgebung vor und hinter der Schweißelektrode festhalten. Hierbei ist es notwendig, das Licht vom Schweißbogen zu unterdrücken. Zu diesem Ziel wurden zusätzlich die in Abb. VIII-7 gezeigten Lampen angebracht. Abb. VIII-8 zeigt ein Monitorbild des Schweißgeräts. Rechts vom Strich in der Mitte sieht man neben leichten

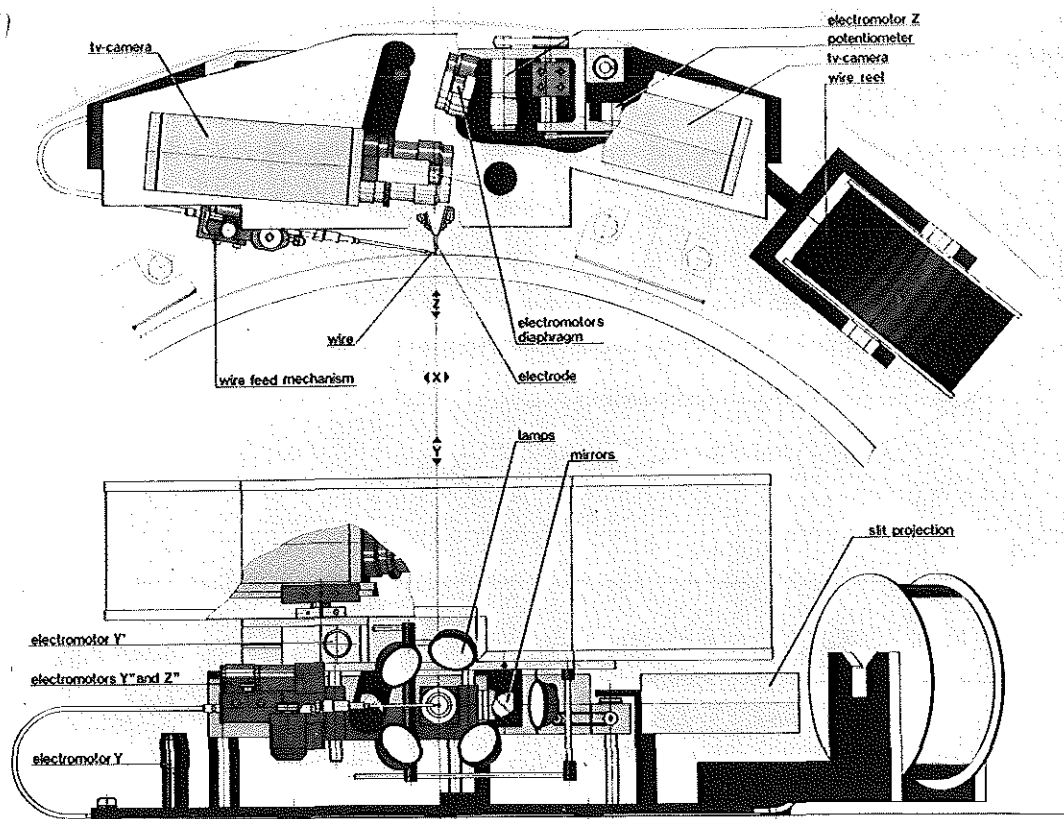


Abb. VIII-7: Fernbedientes Schweißgerät (Draufsicht und Seitenansicht)

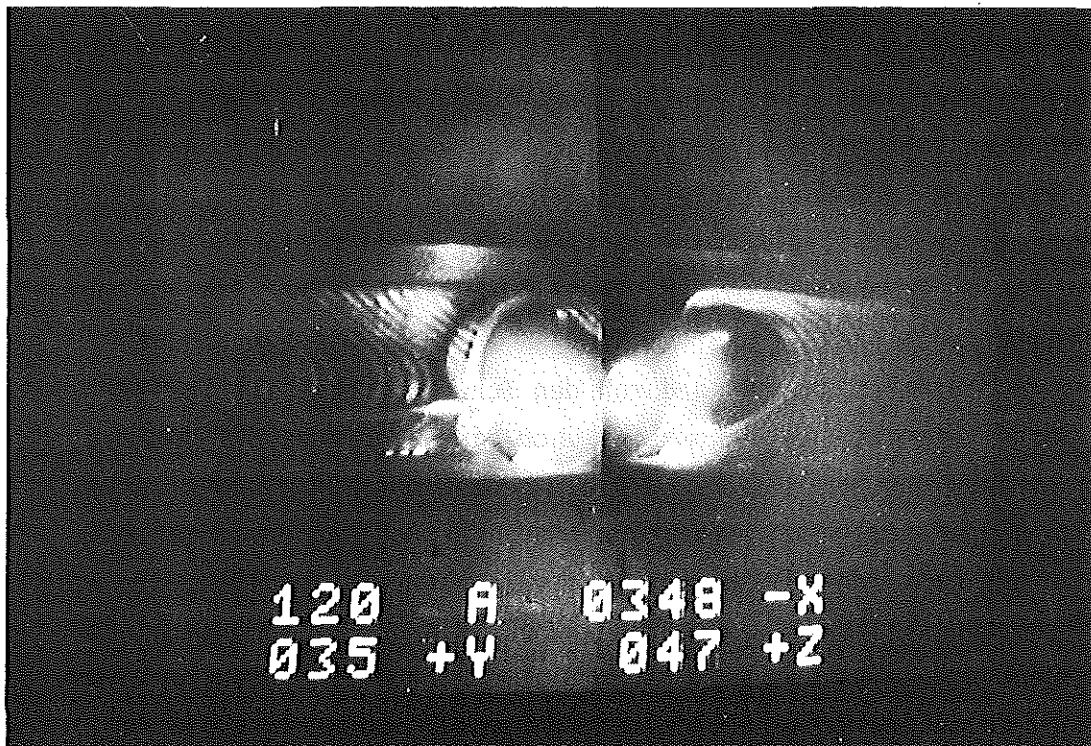


Abb. VIII-8: Monitorbild einer Fernschweißung

Oberstrahlungen Stollungsmarken der sechsten Schweißraupe, und als dunkler Kreis das Schmelzbad hinter dem Bogen. Links vom Strich sieht man die vordere Seite des Schmelzbads mit Drahtzufuhr, und ganz links die Stollungsmarken der fünften Raupe. Nach der Schweißung ist die visuelle Prüfung und Durchstrahlung möglich.

## 5. Dampferzeuger

### 5.1 Geradrohr-Dampferzeuger

Die Fertigung der Geradrohr-Dampferzeuger ist nahezu abgeschlossen. Wie schon berichtet, gaben die Erfahrungen aus Hengelo Anlaß zu einigen Verbesserungen im Konzept und der Fertigungsweise; dies ermöglichte eine relativ ungestörte Fertigung. Abb. VIII-9 zeigt eine IB-Schweißung am Geradrohr-Oberhitzer. Bei den Kompensatoren wurden, nachdem diese vom TÜV beim Unterlieferanten abgenommen waren und angeliefert wurden, kleine Risse in den Arbeitsproben der Übergangsschweißungen entdeckt. Nach Rücksendung und sehr ausführlichen Tests beim Hersteller wurden die Kompensatoren nach einem Jahr erneut freigegeben.

Abb. VIII-10 zeigt den Außenmantel eines Geradrohr-Dampferzeugers in der Fertigung.

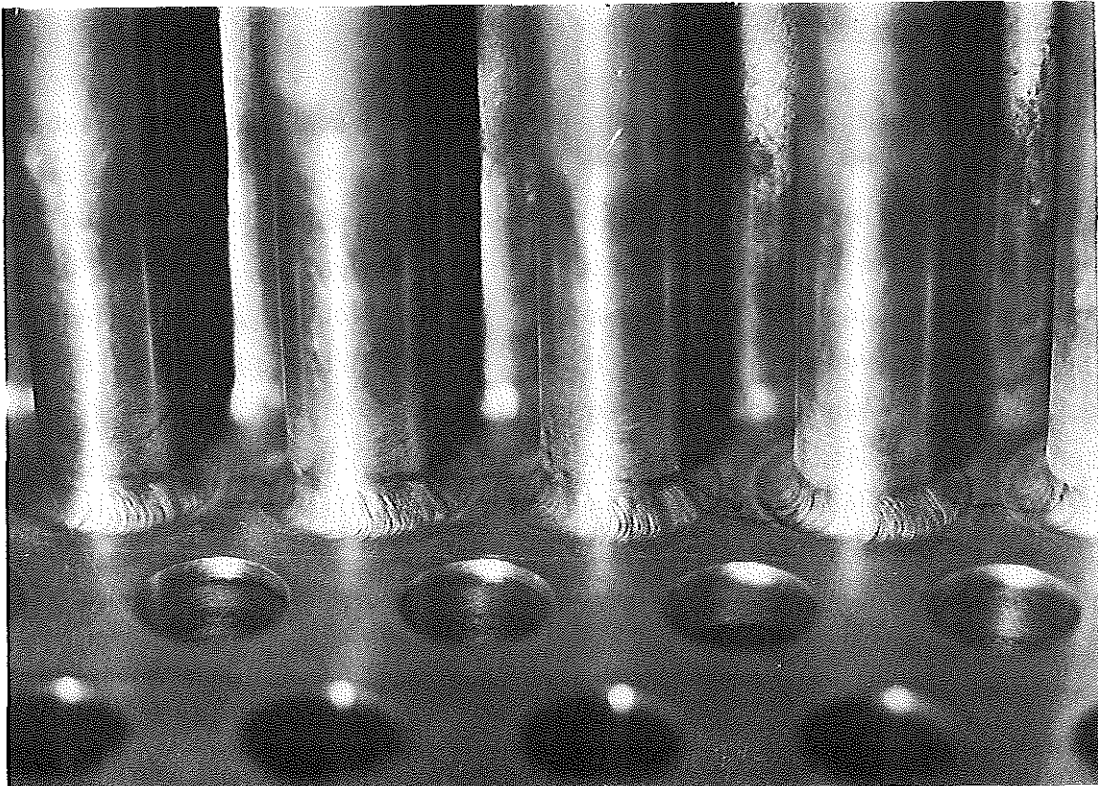


Abb. VIII-9: IB-Schweißung Geradrohrüberhitzer



Abb. VIII-10: Außenmantel Geradrohrverdampfer

## 5.2 Wendelrohrdampferzeuger

Der Wendelrohr-Dampferzeuger ist in der Fertigung etwas zurückgeblieben, da er später ins Projekt eingebracht wurde. Im Konzept etwas komplizierter, wurde durch neue Auflagen und neue Randbedingungen vielfache Umpfanung nötig. Die Rohrführung mußte geändert werden, um innenseitig wiederkehrende Prüfungen möglich zu machen. Die Möglichkeit, daß die Aufhängung des Bündels versagen würde, mußte durch ein Bündelauffangsystem abgedeckt werden. Bevor ein Bündel endgültig gewickelt wird bzw. die gewendelten Rohre endgültig montiert werden können, muß der Nachweis erbracht werden, daß das Bündel allen denkbaren internen Belastungen auch in Extremfällen gewachsen ist. Diese Analysen laufen noch. Abb. VIII-11 zeigt Wendelrohrschachte, Geradrohrverdampfer und Kompensatorschutzmantel in der Zwischenlagerung.

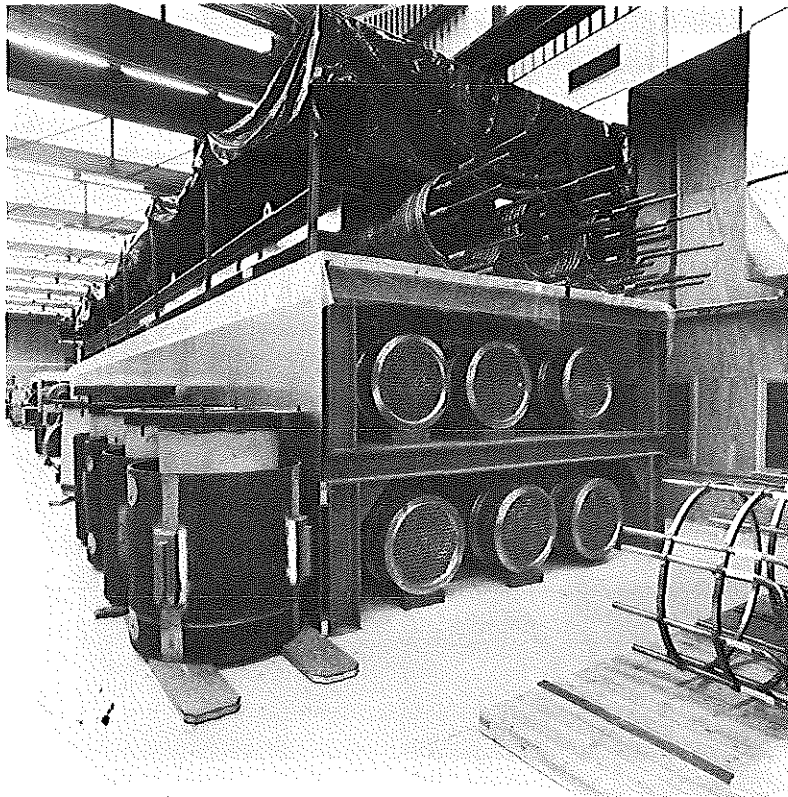


Abb. VIII-11: Wendelrohrschachte (oben), Geradrohrverdampfer (Mitte und unten) und Kompensatorschutzmantel (links in der Zwischenlagerung)

## 6. Wiederkehrende Prüfungen

Mit fortschreitendem Projekt wurde den wiederkehrenden Prüfungen ein immer größerer Wert beigemessen. So sollen z.B. die Primär-Rohrleitungssysteme wiederkehrenden Prüfungen unterzogen werden. Dazu ist es erforderlich, Schweißnähte für Prüfzwecke freizulegen. Mitte 1977 wurde daher mit grundlegenden Untersuchungen zum fernbedienten Einsatz von Manipulatoren bei der Handhabung demontierbarer Isolierungen am Primärrohrleitungssystem begonnen. Hierzu wurden am Rohrleitungssystem der Anlage für Pumpenversuche, deren Abmessungen denen des SNR 300 entsprechen, verschiedene Bauarten abnehmbarer Isolierungen installiert. Mit Hilfe der Manipulatoren wurde der Handhabungsablauf bei Montage und Demontage dieser Bauteile sowie die wiederkehrenden Prüfungen selbst erprobt. Zwei Manipulatoren können gleichzeitig von zwei Operateuren über Stereo-Fernsehkamera-Systeme fernbedient werden. Abb. VIII-12 zeigt im Detail die Handhabung eines Teils der abnehmbaren Isolierung an einer Primärnatrium-Rohrleitung.

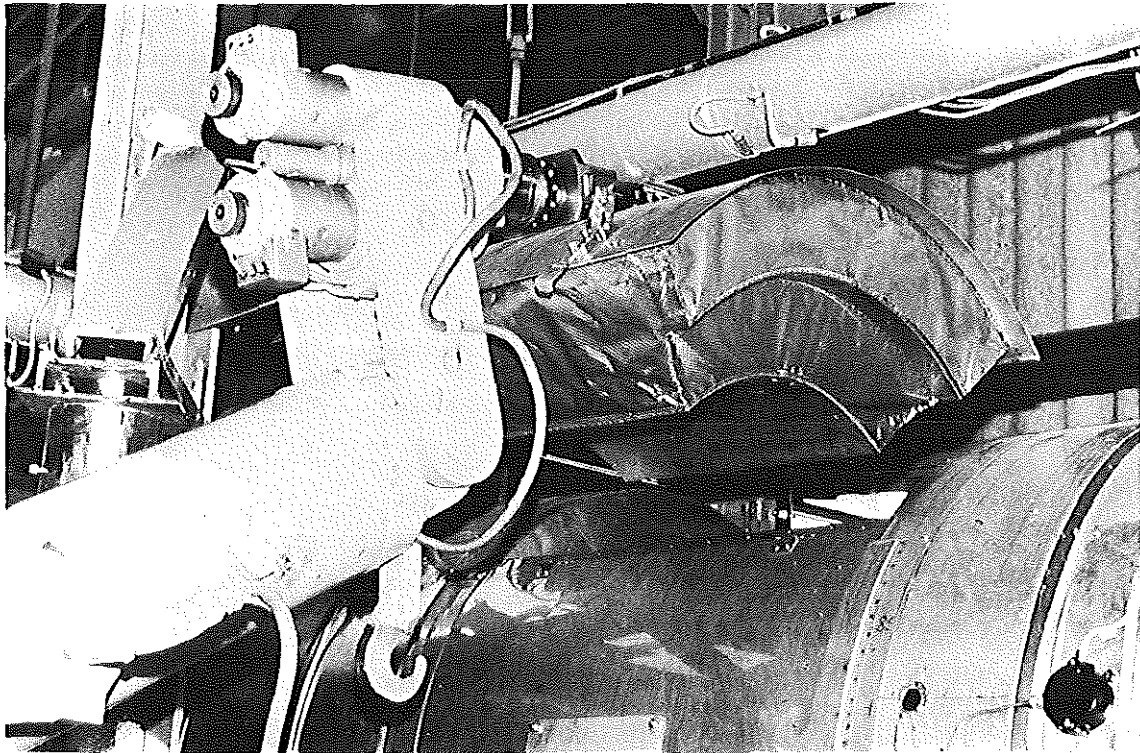


Abb. VIII-12: Fernbedientes Abnehmen der Rohrleitungsisolierung

Mit besonderer Sorgfalt werden auch die Experimente zur Entwicklung der Methoden für wiederkehrende Prüfungen des Reaktortanks fortgesetzt. In der schon bestehenden Reaktorteststrecke werden fernbediente und gekühlte Fernsehkameras getestet mit deren Hilfe bei abgesenktem Na-Spiegel wichtige Einbauten im Gasraum besichtigt werden können.

Zur Ertüchtigung der Einrichtungen für die Ultraschall- und die visuellen Prüfungen des Reaktortanks von der äußeren Oberfläche her wurde ein weiteres umfangreiches Versuchsvorhaben begonnen. Abb. VIII-13 zeigt den hierfür vorgesehenen Versuchsaufbau mit Segmenten von Reaktor- und Doppeltank. Eine reaktornahe Erprobung des Ultraschallprüfsystems sowie der komplizierten Steuerungs- und Manipuliereinrichtungen, im Bild links dargestellt, setzt voraus, daß der Teststand die geometrischen Verhältnisse im Prüfbereich aufweist, wie sie am SNR 300 gegeben sind. Daher wurden alle am Reaktortank vorkommenden Prüfbereiche einschließlich Stützen, Flansch- und Kugelbodenbereich im Originalmaßstab vorgesehen. Damit ist die Möglichkeit gegeben, mit dem entwickelten Inspektionssystem den gesamten Prüfablauf unter Originalbedingungen durchzuführen und für den Einsatz vor Ort vorzubereiten.

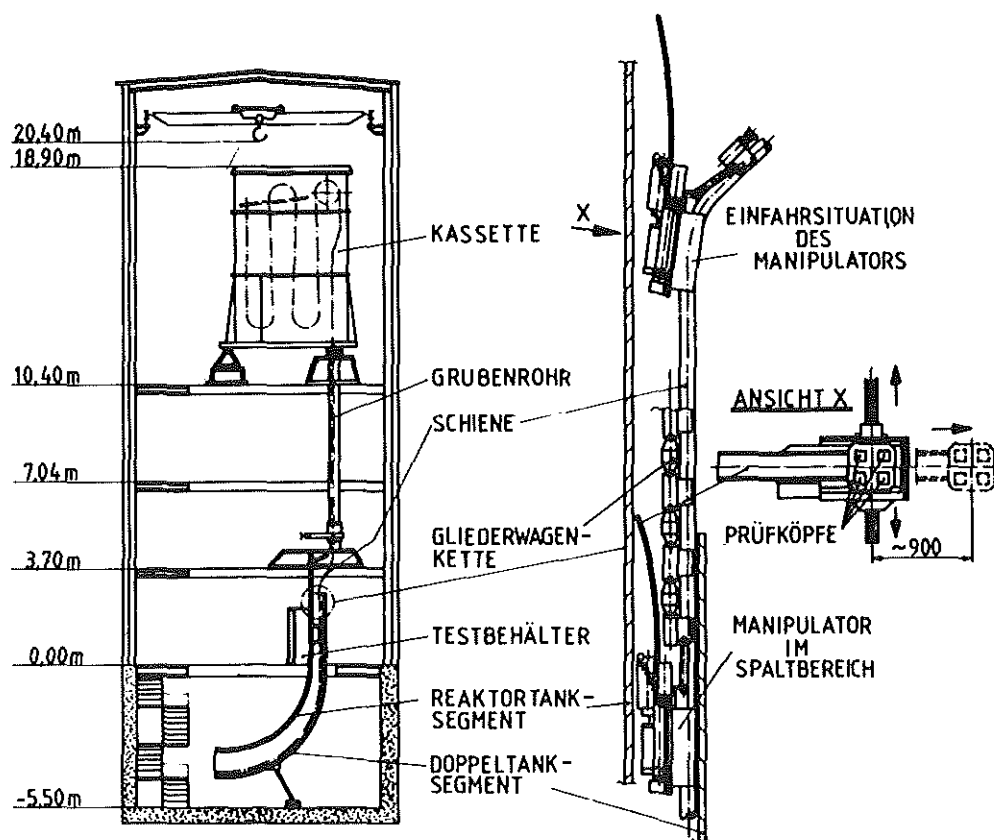


Abb. VIII-13: Versuchsaufbau für die Einrichtung zur Tankaußenwandinspektion

Gerade weil die Fertigung der Großkomponenten weit fortgeschritten ist und demgegenüber der Bau der Anlage in Kalkar nur zögernd vorangeht, entstand die Gefahr, daß besonders auf dem Sektor der Großkomponentenentwicklung und -fertigung eine schädliche Lücke auftreten würde, wodurch die erworbenen Fähigkeiten der Entwicklungs- und Fertigungsmannschaften hätten verloren gehen können. Es ist daher besonders zu begrüßen, daß der deutsche Bundeskanzler und der Präsident von Frankreich die Wege zu einer sehr engen Zusammenarbeit zwischen den Brüterprojekten beider Länder öffneten. Dies hat die Möglichkeit geschaffen, die Weiterentwicklung der Großkomponenten sinnvoll mit den Entwicklungen in Frankreich zu koordinieren.

Ein fruchtbarer Vergleich zwischen unseren Entwicklungsvorhaben und denjenigen in Frankreich zeigte, daß die Gedanken über die Weiterentwicklung von Pumpen, Wärmetauschern und Dampferzeugern in beiden Gruppen weitgehend parallel laufen, so daß eine enge Zusammenarbeit sinnvoll ist.

Um die Zusammenarbeit wirksam zu machen, wurde beschlossen, daß wir uns in der Großkomponentenentwicklung dem französischen Zeitplan für SUPER-PHENIX II anschließen.

Zur weiteren Entwicklung von Komponenten soll die Anlage für Pumpenerprobung in Bensberg umgebaut werden. Dabei wurde die Förderleistung der Pumpe - Fabrikat KSB - von 5 000 m<sup>3</sup>/h auf 12 000 m<sup>3</sup>/h erhöht. Der Umbau der Anlage erfolgt in mehreren Stufen (siehe Abb. VIII-14). In der ersten Ausbaustufe sollen die geeigneten Meßverfahren erprobt und kalibriert werden, um Mengendurchsätze zunächst bis 15 000 m<sup>3</sup>/h - später bis 18 000 m<sup>3</sup>/h - zu messen. Aus diesem Grunde besteht ein Teil des Kreislaufes noch aus SNR 300 Geometrien mit Rohrleitungen NW 550 bis NW 600 mit permanentmagnetischem Durchflußmesser und kalibriertem Venturirohr. Daran schließen sich Rohrleitungen und Krümmer NW 800 bis NW 1000 an, da beim SNR-2 Durchmesserergrößerungen bis zu 1000 mm bzw. Natriumgeschwindigkeiten in den Rohrleitungen bis ca. 9 m/s vorgesehen sind. Abb. VIII-15 zeigt den derzeitigen Montagezustand der Anlage. Da in der gezeigten Versuchsanlage auch Temperaturtransienten gefahren werden können, sollen in der ersten Versuchsphase Pumpe und Rohrleitungen

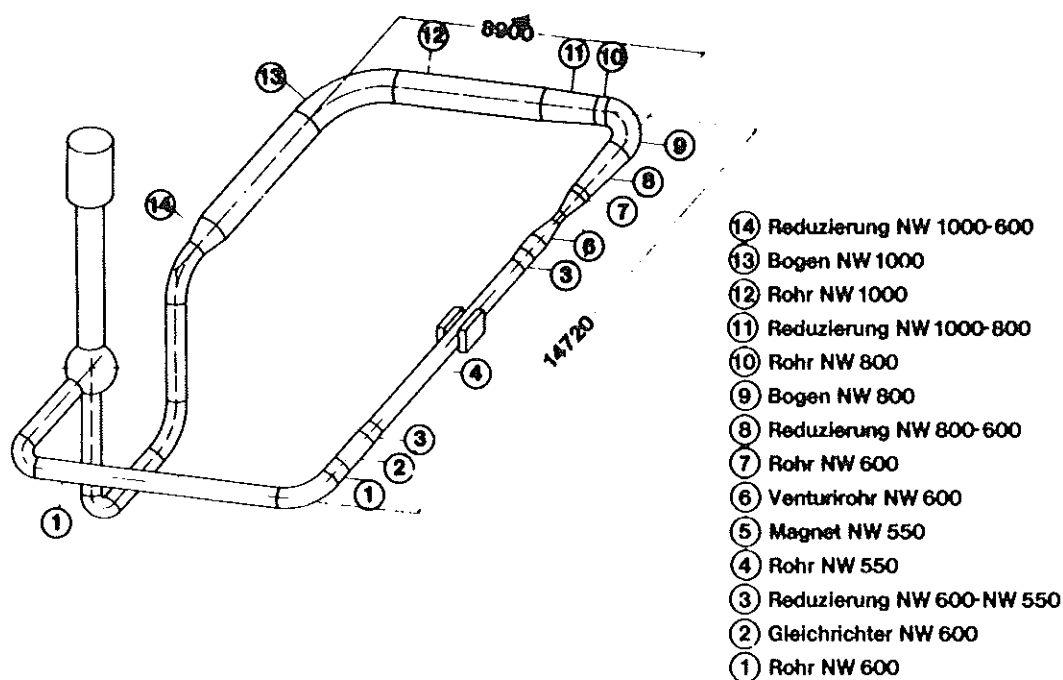


Abb. VIII-14: Schema der APB nach dem Umbau



mit Aufhängungen, Krümmern, T-Stücken etc. unter stationären und transienten Bedingungen untersucht werden. Anschließend werden Prototypen von großen Armaturen und Kompensationselementen zum Einsatz kommen.

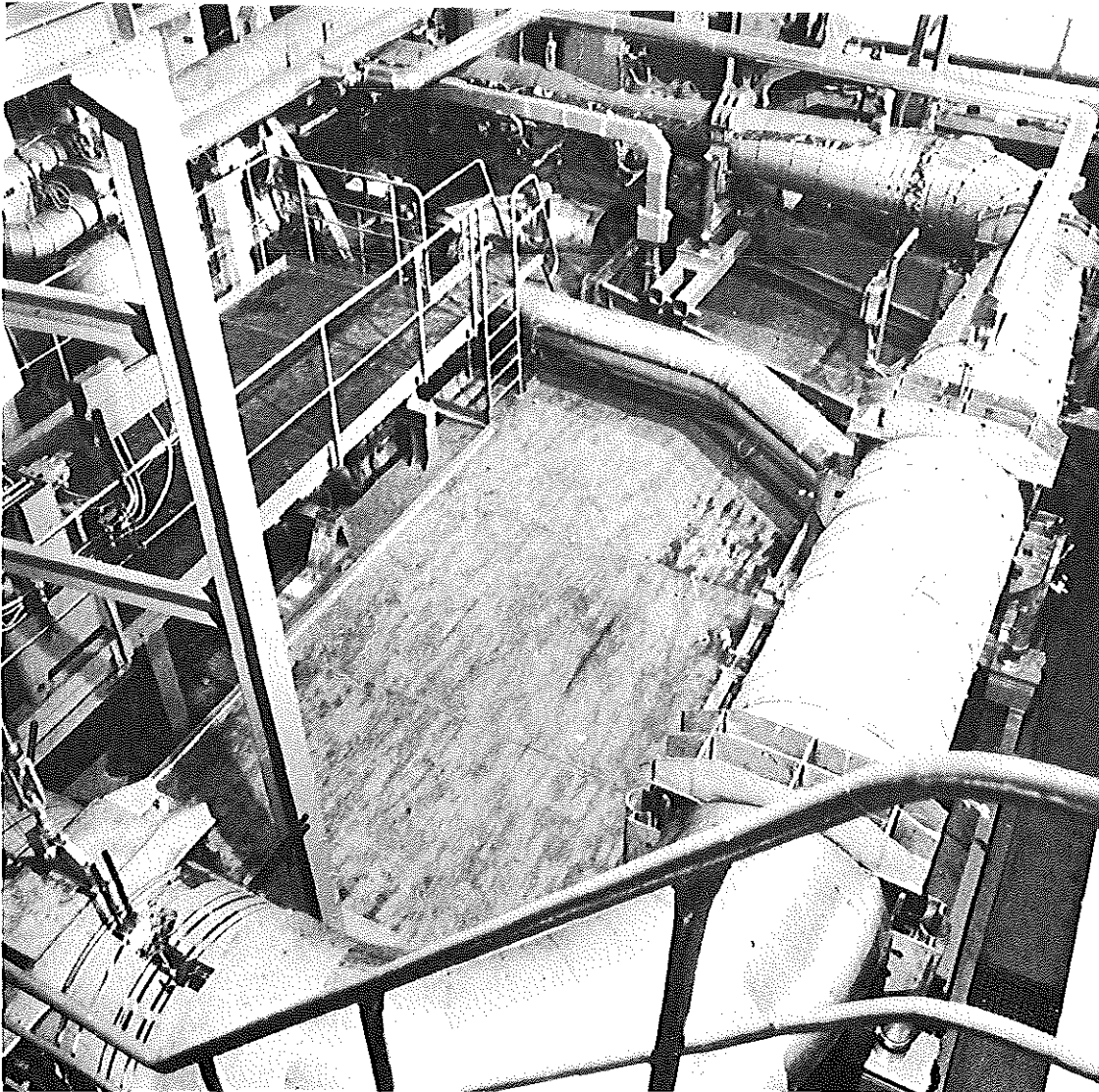


Abb. VIII-15: Montagezustand der APB (Anfang 1979)

Meine Damen und Herren, es war mir eine Freude, über die weit fortgeschrittene Fertigung der Großkomponenten berichten zu können. Die Arbeiten in den Niederlanden sind voll in das Gesamtunternehmen hineingewachsen. Dies war Ursache und Folge einer immer engeren Zusammenarbeit über die Grenzen hinweg. Auch menschlich war dies aus europäischer Sicht ein beglückendes Erlebnis. Nicht weniger glücklich sind wir darüber, daß wir durch diese gelungene Zusammenarbeit in die Lage versetzt wurden, dank der deutsch/französischen Initiative ein weiteres Zusammenwachsen Europas mitzuerleben.

## IX. Erfahrungen bei Bau und Inbetriebnahme der KNK II\*

H. Mausbeck

INTERATOM Bergisch Gladbach

G. Bruder Müller

Kernkraftwerk-Betriebsgesellschaft Karlsruhe

W. Marth

Kernforschungszentrum Karlsruhe

### 1. Zusammenfassung

Die Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage, kurz KNK, wurde in den Jahren 1966 bis 1972 im Kernforschungszentrum Karlsruhe errichtet und bis zum September 1974 mit einem thermischen Kern betrieben. Die Umrüstung auf einen schnellen Kern erfolgte vom Herbst 1974 bis September 1977. Am 10.10.1977 wurde die Anlage mit diesem schnellen Kern erstmals kritisch, und in einem fünfwöchigen Nulleistungsbetrieb wurden die Beladung und nuklearen Messungen durchgeführt. Nach einer anschließenden Begutachtungsphase wurde die Anlage im April 1978 zu einem 40 %-igen Leistungsbetrieb freigegeben. Die Genehmigung für 100 % Leistung erfolgte im August 1978.

Die Umbauphase wurde dadurch geprägt, daß dieser Umbau als eine genehmigungsrechtlich wesentliche Änderung eingestuft wurde. Als Folge davon ergab sich eine wesentliche Vergrößerung des ursprünglichen Umbaувolumens durch die Umrüstung auf den schnellen Kern in Form von wesentlichen sicherheitstechnischen Ertüchtigungsmaßnahmen an der Anlage. Typische Punkte aus diesem Bereich sind die zusätzliche Schaffung eines Notkühlsystems, die Früherkennung von Leckagen an den Hauptkreisläufen sowie die erdbebensichere Ertüchtigung der gesamten Nachwärmeabfuhrkette.

Die Nulleistungsversuche nach Abschluß der Montagearbeiten wurden mit dem Ergebnis abgeschlossen, daß alle vorhergerechneten Reaktivitätswerte innerhalb ihrer Fehlergrenze experimentell bestätigt wurden. Auch die Inbetriebnahmemessungen bis zu 40 % Leistung, insbesondere Aufbau der Aufwärmespanne, Nachscremverhalten, bestätigten das vorausberechnete Verhalten der Anlage.

---

\* Vorgetragen von H. Mausbeck

Bei den Leistungssteigerungen auf ca. 60 % kam es nach kurzem stationärem Betrieb durch die beiden Schutzsysteme über das Signal "negative Reaktivität zu hoch" zu Schnellabschaltungen.

Bei der Fehlerursache und den intensiv durchgeführten Nulleistungsmessungen mit zusätzlicher Instrumentierung konnten Kühlungsstörungen im Kern sowie mechanische Effekte im Kernbereich mit großer Sicherheit ausgeschlossen werden. Bei den Versuchen konnte gezeigt werden, daß die Reaktivitätspeaks durch in den Kern eingetragene Gasblasen verursacht werden. Entsprechende Umbauten an der Anlage sind vorgenommen, und in einem mit der Genehmigungsbehörde vereinbarten Versuchsbetrieb soll eine abschließende Bestätigung vorgenommen werden. Sofern sich diese Bestätigung beim Versuchsbetrieb ergibt, muß man feststellen, daß es sich bei dem Gasblaseneintrag um eine spezielle Einbausituation der KNK-Anlage handelt und daß durch die getroffenen Veränderungen der Gasblaseneintrag ausgeschlossen werden kann.

## 2. Einleitung

Die Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage, kurz KNK, wurde in den Jahren 1966 bis 1972 im Kernforschungszentrum Karlsruhe errichtet und danach bis zum September 1974 in der Version KNK I mit einem thermischen Kern betrieben.

Mit der KNK I-Anlage bereits wurde für das deutsche Schnellbrüterprogramm der Beweis erbracht, daß natriumgekühlte Kernkraftwerke auf industrieller Basis genehmigt, gebaut und betrieben werden können. Bereits während des Baues der KNK I war geplant, diese später mit einem schnellen Kern auszurüsten. Der Umbau der KNK I geschah in der Zeit von Oktober 1974 bis September 1977. Am 10.10.1977 wurde die Anlage erstmals als KNK II kritisch. An einen 5-wöchigen Nulleistungsbetrieb schloß sich eine neue Begutachtungs- und Genehmigungsphase an, die im April 1978 mit der Erteilung der 40 %-igen Leistungsgenehmigung endete. Die Genehmigung für den Betrieb bis 100 % Leistung wurde im August 1978 erteilt. Dieser Inbetriebnahmeabschnitt dauert noch an.

## 3. Auslegung

Da KNK II noch nicht Gegenstand des Statusberichtes war, soll die Auslegung der Anlage hier kurz skizziert werden:

Abb. IX-1 zeigt die wesentlichen Auslegungsdaten, KNK II ist ein kleines Versuchskernkraftwerk. Die Reaktorein- und -austrittstemperatur jedoch zeigen, daß dessen ungeachtet dieses Kraftwerk mit den heute üblichen Schnellbrüter-Temperaturen arbeitet, die es erlauben, die in der konventionellen

Kraftwerkstechnik üblichen Dampfbedingungen zu erreichen. KNK hat zwei parallele Kreislaufsysteme. Den für Natrium-Reaktoren weitgehend typischen Aufbau des Kreislaufsystems zeigt Abb. IX-2.

<b>Thermische Leistung des Reaktors</b>	<b>MW 58</b>
<b>Elektrische Bruttoleistung des Reaktors</b>	<b>MW 21</b>
<b>Kühlmittel-Reaktoreintritts-/ -austrittstemperatur</b>	<b>°C 360/525</b>
<b>Kernabmessung (Höhe/Durchmesser)</b>	<b>mm 600/824</b>
<b>2 Primärkreisläufe (Natrium)</b>	
<b>Durchsatz je Kreislauf</b>	<b>t/h 498</b>
<b>2 Sekundärkreisläufe (Natrium)</b>	
<b>Durchsatz je Kreislauf</b>	<b>t/h 451</b>
<b>totaler Neutronenfluß in Testzone</b>	<b>1/cm<sup>2</sup> sec. 1,67 × 10<sup>15</sup></b>
<b>Frischdampftemperatur</b>	<b>°C 485</b>
<b>Frischdampfdruck</b>	<b>bar 80</b>

Abb. IX-1: KNK II-Hauptauslegungsdaten

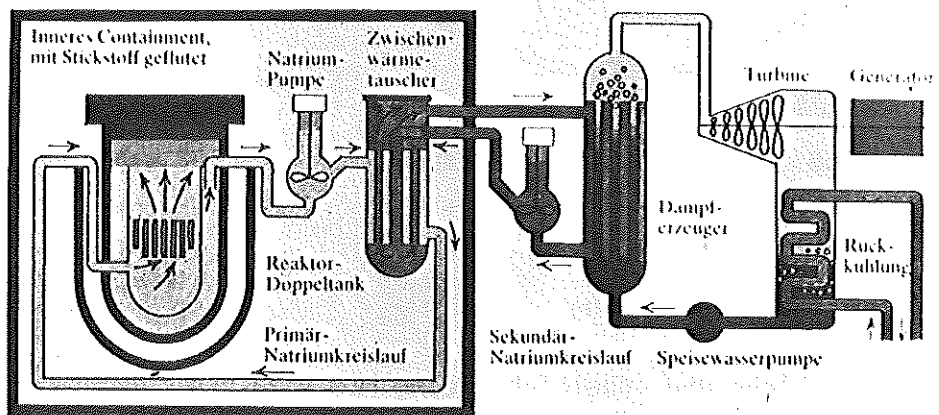


Abb. IX-2: KNK II-Wärmeübertragungssystem

Reaktortank und das Primärkreislaufsystem befinden sich in dem mit Stickstoff gefluteten inneren Containment. Ein sekundärer Natriumkreislauf transportiert die Wärme vom Zwischenwärmetauscher zum Dampferzeuger, an den sich dann, wie auch bei konventionellen Kraftwerken, Wasserdampfkreislauf, Turbine und Generator anschließen. Den Kernaufbau des nunmehr schnellen Reaktors KNK II zeigt Abb. IX-3. Die innere Testzone von 7 Elementen enthält die für die Baulinie wichtigen Brennelemente mit einem Mischbrennstoff aus

Plutonium- und Uranoxid. Die daran anschließende Treiberzone enthält Brennelemente mit hochangereichertem Uranoxid. Die unsymmetrisch angeordnete Brutzone dient nicht zur Erzielung eines nennenswerten Bruteffektes, sondern zur systematischen Untersuchung von Brutelementen. Charakteristisch für schnelle Reaktoren in der BRD ist das Vorhandensein technisch sehr verschieden ausgelegter erster und zweiter Abschaltseinheiten.

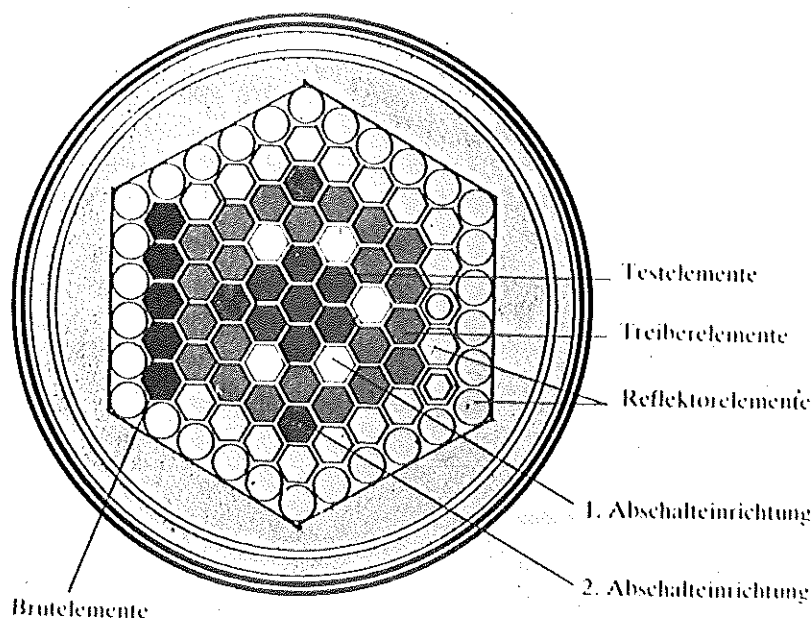


Abb. IX-3: KNK II-Kernaufbau

#### 4. Montage und Inbetriebsetzung

Der Prozeß der Montage und Inbetriebsetzung hat sich als langwieriger und schwieriger herausgestellt, als wir es vorher eingeschätzt hatten. Dazu gab es eine ganze Reihe von formalen und technischen Gründen.

##### 4.1 Montage

Für die Montage war entscheidend, daß der Umbau zu KNK II genehmigungsrechtlich als wesentliche Änderung gegenüber KNK I eingestuft wurde. Die Folge waren ein erheblich vergrößertes Umbauvolumen und schwierigere Eingriffe in die Anlage, als vorausgeplant worden war.

Ich möchte hier nicht auf alle Einzelheiten des Umbaues eingehen, sondern einige Beispiele aus dem Kreis der Back-fitting-Probleme für das Ganze nennen:

Über die vorhandenen Wärmesenken Dampferzeuger und Luftkühler hinaus war ein zusätzliches Notkühlsystem zu schaffen. Für den Ausfall der beiden redundanten Systeme mußte ein diversitäres System möglichst nahe am Tank installiert werden (siehe Abb. IX-4). Zur Realisierung wurde ein bereits vorhandener Spalt zwischen Reaktortank und Reaktordoppeltank genutzt, in welchem die Nachwärme bei Bedarf über einen Stickstoff-Gasstrom abgeführt wird. Der Einbau dieses Systems mit zusätzlichen Gebläsen und Kühlern, einer Reihe von Kanälen und Leitungen war insbesondere aufgrund der Kompaktheit der KNK-Anlage außergewöhnlich schwierig und zeitraubend.

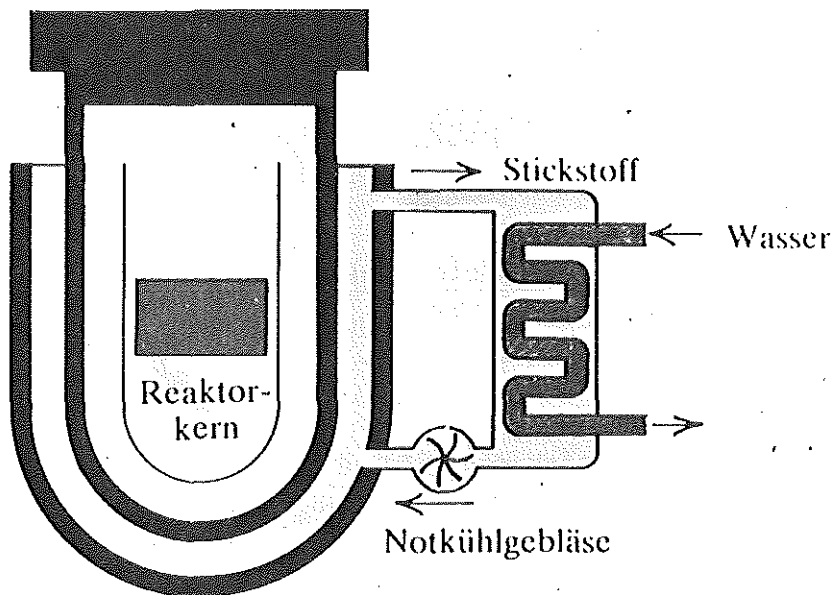


Abb. IX-4: KNK II-Notkühlsystem

Beeinflusst durch das Genehmigungsverfahren bei Leichtwasserreaktoren entstand die Forderung nach Beherrschbarkeit des doppelendigen Bruchs der Hauptkühlmitteleitung (der sog. 2-F-Bruch). Diese Forderung konnte in Abstimmung mit Gutachtern und der Genehmigungsbehörde reduziert werden. Dazu wurde zunächst der gute technische Zustand der Rohrleitungen des Primärsystems durch systematische Wiederholungsprüfungen nachgewiesen. Zusätzlich ist nun die Früherkennung von Leckagen durch eine elektrische Leckdetektion sichergestellt, welche vor Einbau einer intensiven Erprobung unterzogen worden war. Diese Leckdetektion geschieht mittels einer sogenannten "Perlenkette", in welcher zwei Metalldrähte, durch Isolatorperlen getrennt, geführt werden (siehe Abb. IX-5). Bei einer Natriumleckage werden diese Drähte, die an der

Innenseite einer speziellen Rohrleitungsisolation leitungsnahe geführt werden, elektrisch kurzgeschlossen und ergeben damit das Meldesignal so rechtzeitig, daß ein prompter Abriß aufgrund einer unerkannt wachsenden Leckstelle nicht weiter unterstellt werden muß.

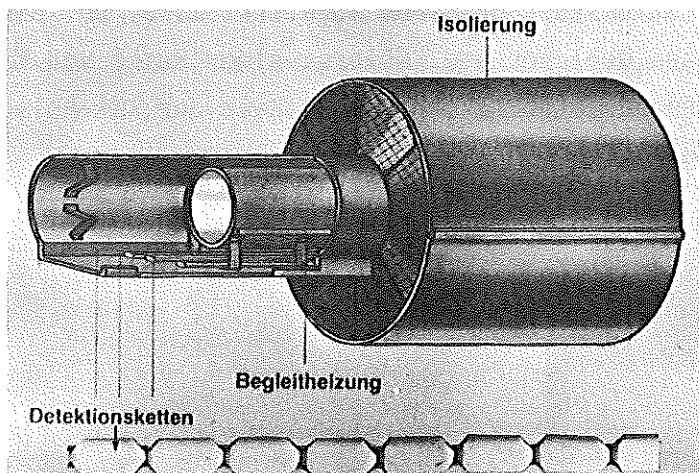


Abb. IX-5: KNK II-Leckdetektion an Natrium-Hauptleitung

Weit jenseits aller Erwartungen lag der Aufwand zur Ertüchtigung der Anlage gegen Erdbebenauswirkungen. Der Einbau von 118 Dämpfern neben vielen statischen Zusatzmaßnahmen, vornehmlich an größeren Komponenten, stellt die aufwendigste Nachrüstungsmaßnahme der Anlage dar.

Zur Zeit der Errichtung der KNK I wurden Erdbebenbelastungen durch Zuschläge auf die Statik berücksichtigt. Nach dem heutigen Stand der Technik müssen dynamische Nachweise geführt werden, zu denen die Methoden in den 70-iger Jahren entwickelt wurden. Auch der Nachweisumfang wurde während der Bearbeitungszeit KNK II erheblich erweitert. Ursprünglich war vorgesehen, den Nachweis für Reaktortank und -doppeltank mit den Primärsystemen und das Reaktorgebäude zu führen, später waren die Nachweise jedoch auf die gesamte Nachwärmeabfuhrkette auszudehnen, so daß auch Sekundärsysteme, Dampferzeuger, Luftkühler und die entsprechenden Gebäude überprüft werden mußten.

Das Sicherheitserdbeben wurde für den Standort KNK mit einer horizontalen Bodenbeschleunigung von 0,2 g entsprechend der Erdbebenintensität 8 vorgegeben. Die jährliche Überschreitungswahrscheinlichkeit für diesen Erdbeben-



fall liegt bei ca.  $5 \cdot 10^{-5}$ . Aus horizontalen Antwortspektren lassen sich die Strukturen berechnen, die unmittelbar auf dem Erdboden stehen. Für Strukturen in den Gebäuden wurden sogenannte Etagenantwortspektren erarbeitet, die in Abb. IX-6 zu sehen sind. Hier zeigt sich, daß die tatsächliche Dämpfung der Komponenten durch Festpunkte irgendwelcher Art (z.B. Hänger) von ganz entscheidender Bedeutung für die tatsächlich zu ergreifenden Maßnahmen ist. Ohne auf Details dieser sehr umfangreichen Maßnahme einzugehen, will ich aber am Beispiel des besonders betroffenen Dampferzeugersystems deutlich machen, welche Änderung der Anlage dadurch ausgelöst wurde. Abb. IX-7 zeigt den Dampferzeuger vor und nach der Ertüchtigungsmaßnahme. Man sieht, daß in das Gebäude ein sehr massives Fachwerk sowie eine Vielzahl von Erdbebedämpfern eingebracht werden mußten. Abb. IX-8 schließlich zeigt Ihnen einen eingebauten Erdbebedämpfer, um etwas Anschauungsmaterial zu liefern. Mit diesen Beispielen will ich es für die Umbauphase bewenden lassen.

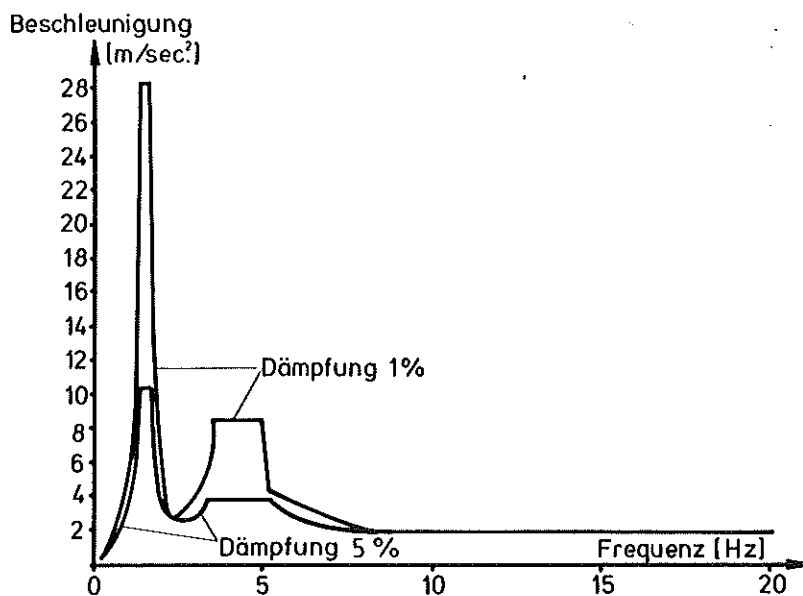


Abb. IX-6: "Etagenantwortspektren" für die Auslegung von KNK II gegen Erdbeben

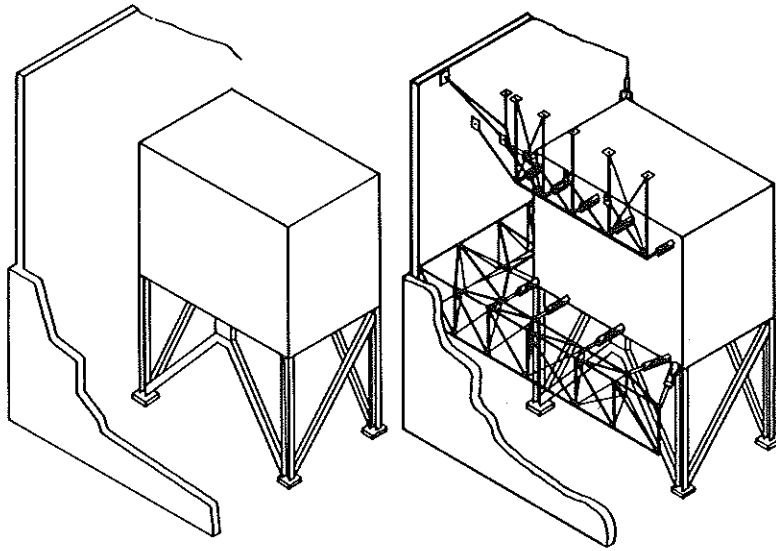


Abb. IX-7: Schema des KNK-Dampferzeugers vor und nach der Auslegung gegen Erdbeben

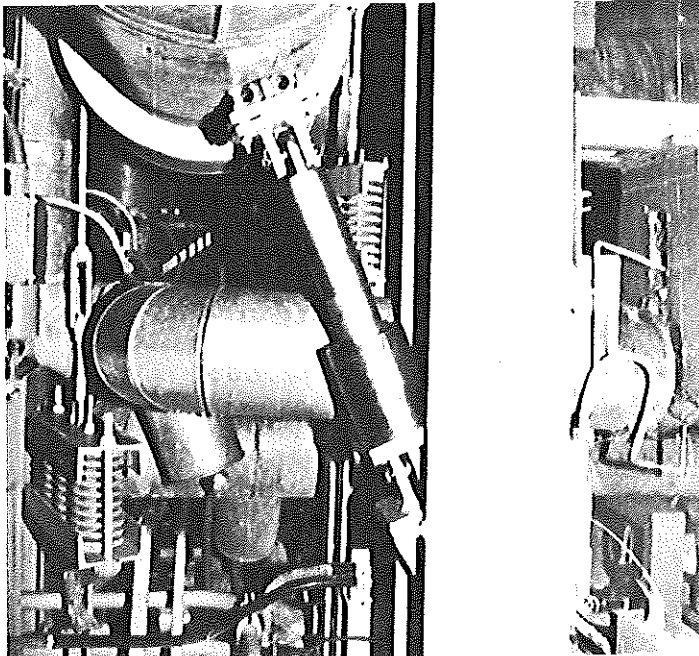


Abb. IX-8: Erdbebendämpfer

#### 4.2 Inbetriebnahme und Betriebserfahrung mit dem schnellen Kern

Die Beladung und die Nulleistungsversuche sind im Herbst 1977 durchgeführt worden. Hier die wesentlichen Ergebnisse:

Die Kritikalität wurde in einem klassischen kritischen Experiment erzielt, in dem die reziproke Multiplikationskurve jeweils den Aufschluß über den nächsten erlaubten Zuladeschritt ergibt. Das Ergebnis zeigt die Abb. IX-9. Beladen wurde von Innen nach Außen, wobei allerdings die Reflektorzone und die Brutelemente von vorneherein bereits beladen waren. Die Kritikalität bei ausgefahrenen Absorbern wurde erreicht bei einer Elementzahl von 20,6, was praktisch heißt, daß bei 21 Elementen eine geringe Überschußreaktivität meßbar war. Diese Überschußreaktivität von 50  $\phi$  wurde mit zwei gegenüberliegenden Stäben nach der Kompensationsmethode bestimmt. Bis zum Aufbau des Zielcores waren dann drei weitere Beladungsschritte erforderlich, wobei zweimal drei Treiberelemente und einmal zwei Treiberelemente eingesetzt wurden. Das Zielcore wurde mit insgesamt 29 Brennelementen kritisch gefahren.

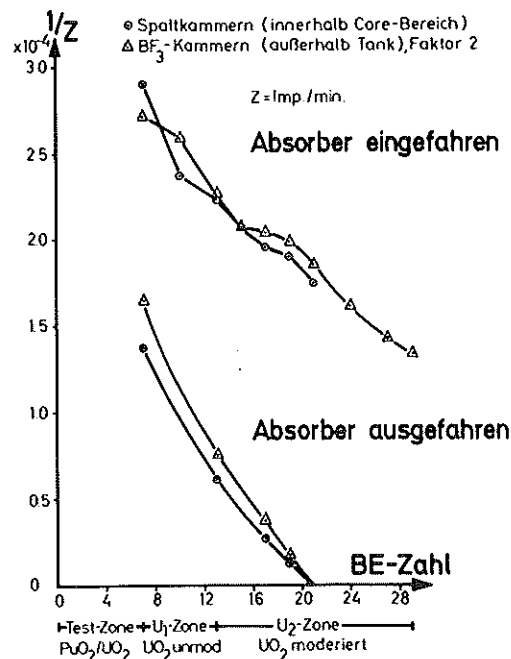


Abb. IX-9: Unterkritische Messungen beim Aufbau des Zielcores KNK II/1

Nach Aufbau des Betriebskernes wurden Kalibrierungen der beiden Abschalt-einrichtungen durchgeführt. Zur Reaktivitätsbestimmung wurden Kompensations- und Stababwurfmethode kombiniert mit verschiedenen Flußauswerteverfahren herangezogen.

Nach Stabkalibrierung wurde zunächst die totale Na-Void-Reaktivität durch Ablassen des Natriums aus dem Reaktortank und Wiederfüllen bestimmt, wie aus der Abb. IX-10 zu ersehen ist. Der Verlauf der Reaktivität bei Na-Ablaß und beim Wiederfüllen zeigt, daß der totale Void-Koeffizient negativ ist. Der negative Temperatur-Koeffizient der Reaktivität wurde ebenfalls durch Mesung bestätigt. Abb. IX-11 zeigt nun eine Zusammenstellung aller gemessenen Reaktivitätswerte und ihren Vergleich mit der Theorie. Sie sehen, daß alle vorhergesagten Reaktivitätswerte innerhalb ihrer genannten Fehlergrenzen experimentell bestätigt wurden. Dieses Ergebnis ist selbstverständlich ein großer Erfahrungszuwachs für die Baulinie, da nachgewiesen wird, daß selbst der stark heterogene kleine Kern des KNK II einwandfrei vorausberechnet werden konnte.

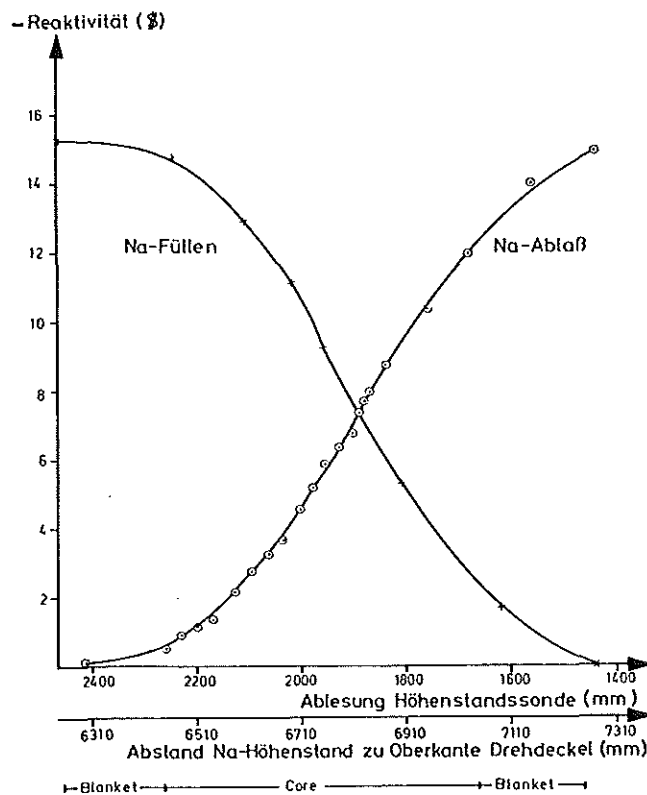


Abb. IX-10: Na-Void-Reaktivität

	Experiment (korrigiert)	Theorie
kritische Brennelementzahl	20,6	20 ± 1
Überschussreaktivität	6,3 ± 0,3%	6,5 ± 0,5%
Abschallreaktivitäten		
1. Abschaltssystem	7,1 ± 0,9%	7,3 ± 0,7%
2. Abschaltssystem	3,9 ± 0,3%	3,6 ± 0,6%
Temperaturkoeffizient	-5,76 · 10 <sup>-5</sup> /K	-5,11 · 10 <sup>-5</sup> /K
Totale Natrium-Void-Reaktivität	-9,7 ± 0,4%	10%

Abb. IX-11: Vergleiche Theorie-Experiment bei der Inbetriebnahme von KNK II

Nach einer mehrmonatigen Begutachtungsphase wurde die Genehmigung für den Betrieb bis 40 % erteilt und zunächst die behördlich geforderten Reaktorversuche für die Betriebsphase 0 bis 40 % durchgeführt. Der wichtigste Programmpunkt in dieser Phase war die Messung des Temperaturverlaufs nach Reaktorschnellschluß bei verschiedenen Temperaturdifferenzen über den Reaktorkern bis herauf zur vollen Aufwärmspanne von 165 °C. Ziel dieser Versuche war der Nachweis, daß die Temperaturänderungsrate sich unter den extremen Bedingungen des Reaktorschnellschlusses in den bei KNK engen vorgegebenen Grenzen hält. Abb. IX-12 zeigt den Verlauf der Reaktoraustritts- und -eintrittstemperatur nach einem Schnellschluß aus voller Aufwärmspanne. Es wurde nachgewiesen, daß die Temperaturänderungsgeschwindigkeit sich stets unterhalb der vorgeschriebenen Werte bewegt.

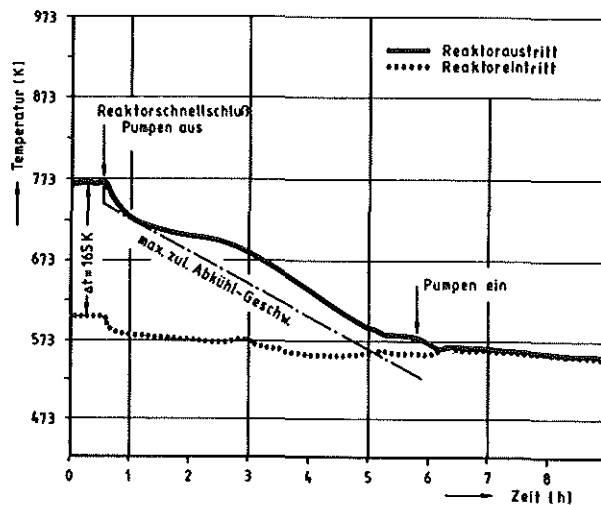


Abb. IX-12: Verlauf der Reaktorein- und -Austrittstemperatur nach einem Reaktorschnellschluß beim KNK II

Nach Abschluß dieser Versuche wurde KNK II weitgehend am Netz gehalten, bis am 8. August 1978 die Genehmigung des Betriebes bis 100 % erteilt wurde. Während die Inbetriebnahmeschritte Nulleistung und 0 bis 40 % praktisch problemlos verliefen, ist bei weiterer Leistungssteigerung insbesondere ein Problem aufgetreten, das die Inbetriebsetzung erheblich verzögert hat.

Am 12.8. wurde ein Leistungsniveau von etwa 64 % angefahren. Nach kurzem stationären Betrieb löste das Signal "negative Reaktivität hoch" Schnellschluß aus, und zwar ordnungsgemäß über alle 6 Reaktimeter beider Schutzsysteme. Die Brennelementschaftensnachweissysteme und die Brennelementaustrittstemperaturen zeigten zum Zeitpunkt des Schnellschlusses und danach normale Betriebswerte an, so daß Kühlungsstörungen im Kern ausgeschlossen werden konnten.

Nach Überprüfung des Kerns auf bleibende Reaktivitätsänderungen und der Stellstäbe auf störungsfreies Fahrverhalten wurde erneut angefahren. Der Betrieb endete am 19.8. bei gleicher Leistung, ebenso wie am 12.8.

Da ähnliche Effekte bei KNK I nicht aufgetreten waren, konzentrierte sich die Fehlersuche von vornherein auf Veränderungen an der Anlage gegenüber KNK I. Da der Fehler erstmals bei 60 % Leistung und dem entsprechenden Durchsatz auftrat, wurde bei Nulleistungsbetrieb und überbrückten Reaktivitätsgrenzwerten das Reaktivitätsverhalten bei variablem Durchsatz überprüft. Dabei wurden eine große Zahl betrieblicher Meßwerte registriert und darüber hinaus an verschiedene Stellen im Kreislaufsystem mit Beschleunigungsaufnehmern, akustischen Schallaufnehmern und Gasblasennachweisgeräten zusätzliche Informationen gesammelt (siehe Abb. IX-13).

Die Nulleistungsmessungen liefen parallel zu anstehenden wiederkehrenden Prüfungen und zogen sich deshalb über etwa 8 Wochen hin. Folgendes Ergebnis wurde erzielt:

Mechanische Effekte im Kernbereich konnten mit großer Sicherheit ausgeschlossen werden. Die Durchsatzabhängigkeit der Reaktivitätsspeaks - Höhe im allgemeinen auf  $-6 \text{ } \varnothing$  begrenzt - ließ sich sowohl als Funktion des Durchsatzes in den Hauptkreisläufen als auch in der Entgasungsleitung nachweisen. Eine Zunahme der Anzahl der Peaks als Funktion beider genannter Durchsätze ist in Abb. IX-14 zusammengestellt. Abb. IX-15 zeigt schematisch die Anordnung der

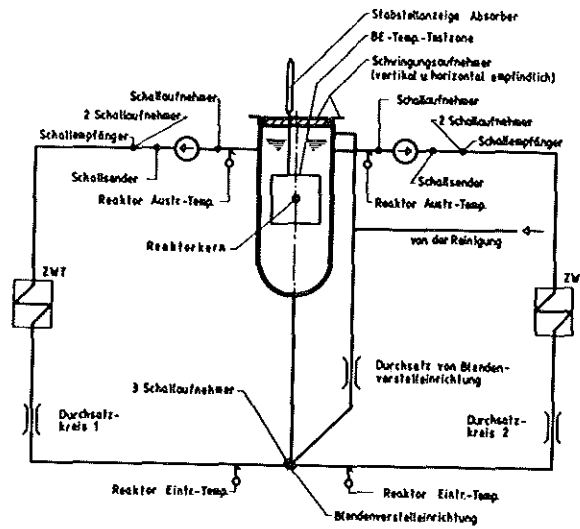


Abb. IX-13: Schematische Darstellung der KNK II-Versuchsinstrumentierung

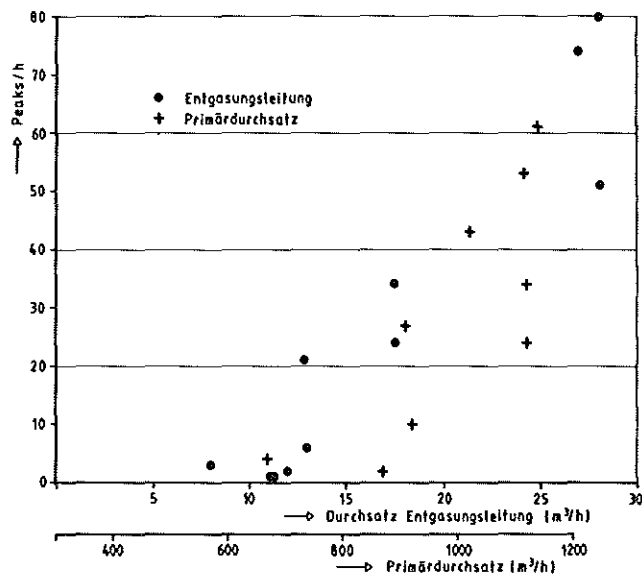


Abb. IX-14: Abhängigkeit der Reaktivitätspeaks vom Natriumdurchsatz

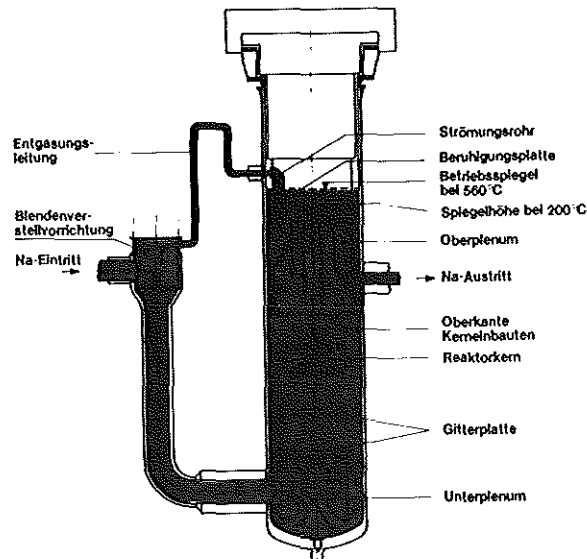


Abb. IX-15: Strömungsführung im Reaktortank KNK II

eben genannten Entgasungsleitung. Sie ist oberhalb des Natriumspiegels in den Reaktortank geführt. Sie hat Sicherheitsfunktion für den Fall von Leckagen auf der Saugseite der beiden Hauptkühlmittelpumpen, da dort Unterdruck zur Umgebung herrscht und deshalb im Leckfall Gas eingesaugt werden kann. Dieses Gas soll in der gemeinsamen Eintrittsleitung beider Primärsysteme abgeschieden und ins Gasplenium des Reaktors zurückgefördert werden, um den Naturumlauf nach Pumpenabschaltung nicht zu gefährden. Das in dieser Leitung ständig geförderte Natrium reißt beim Aufprall auf die Natriumoberfläche Argon mit, das durch die stark auswärts gerichtete Strömung im Oberplenium mit in die Kreisläufe gerissen wird. Dieses Strömungsprofil im Oberplenium stellt die eigentliche Änderung der KNK II gegenüber KNK I dar. Es ist hervorgerufen durch den kleineren Kern, in dem insbesondere die 7 zentralen Elemente der Testzone einen wesentlich erhöhten Natriumdurchsatz gegenüber den KNK I-Brennelementen aufweisen.

Wir haben parallel zu den Reaktorversuchen im Maßstab 1:1 den Rücklauf der Entgasungsleitung für einen Wasserhydraulikversuch nachgebildet und die starke Durchsatzabhängigkeit des Gaseintrags nachweisen können. Abb. IX-16 zeigt die Verhältnisse bei maximalem Mengenstrom von etwa  $17 \text{ m}^3/\text{h}$  in der Entgasungsleitung (links), sowie die Verhältnisse bei einem Mengenstrom von



2,5 m<sup>3</sup>/h (rechts), der für die vorgesehene Anwendung bei weitem ausreicht. Hierbei wird, wie Sie erkennen können, kein Gas mehr in das Plenum eingetragen. Es perlt in der Leitung selbst wieder auf.

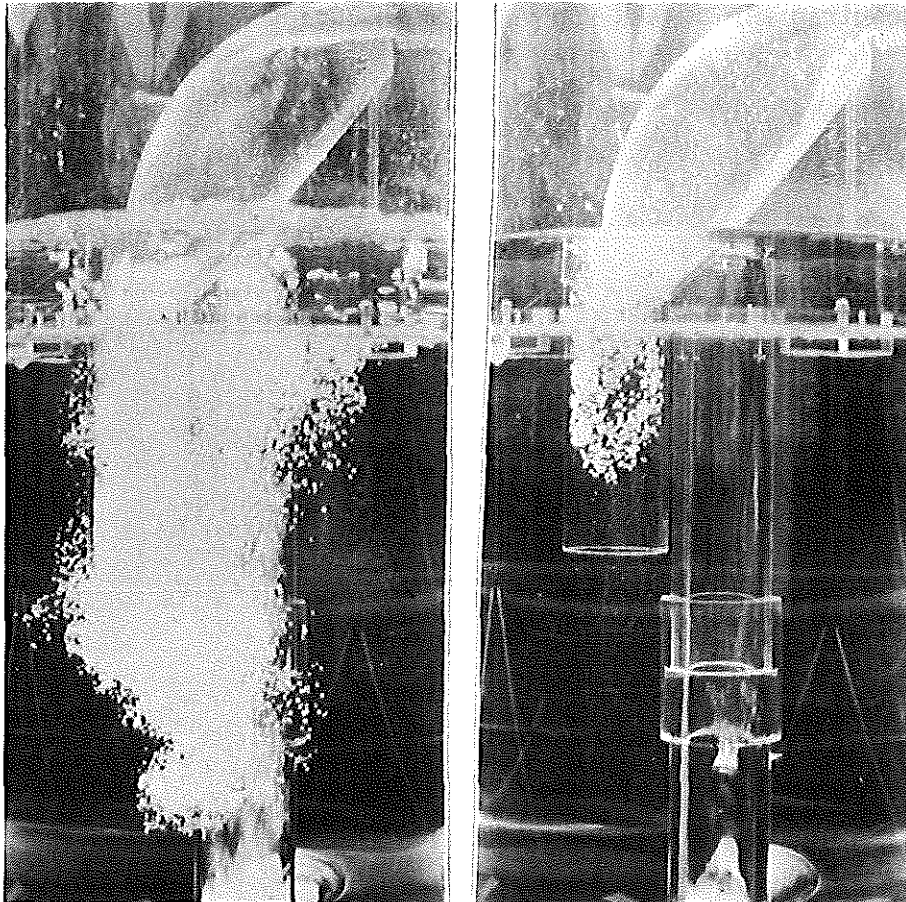


Abb. IX-16: Gaseintrag in das Plenum in Abhängigkeit vom Durchsatz (links: 17 m<sup>3</sup>/h, rechts: 2,5 m<sup>3</sup>/h)

Zur abschließenden Bestätigung dieser Ergebnisse bei Leistungsbetrieb an der Anlage wurde mit der Genehmigungsbehörde ein weiterer Versuchsbetrieb vereinbart, bei dem durch Parallelarmaturen in der Entgasungsleitung, die in Reaktorschutzqualität ausgeführt sind, der Mengenstrom so weit reduziert werden kann, wie nach unseren Hydraulikuntersuchungen notwendig zu sein scheint.

Diese Untersuchungen sind gerade angelaufen. Die Anlage befindet sich zur Zeit bei 40 % Leistung am Netz.

Abschließend muß festgestellt werden, daß es sich bei dem Gasblaseneintrag um eine spezielle Situation an der KNK-Anlage handelt. Selbstverständlich ist der Gasblasenabscheider beim SNR eine inhärente Möglichkeit, dies zu vermeiden, aber es gibt auch genügend konstruktive Möglichkeiten, einen Gasblaseneintrag wie am KNK von vornherein auszuschließen.

X. Nuclear Non-Proliferation and the Fast Breeder  
- The U-Pu Cycle and Alternative Fuel Cycles - \*

S. Amelinckx

H. Ceulemans

Studiecentrum voor Kernenergie SCK/CEN Mo1

G. Kessler

Kernforschungszentrum Karlsruhe

In order to understand the problem of non-proliferation in general and in particular the United States' attitude in this respect, it is relevant to give a short survey of its historical development.

1. Non-Proliferation in Perspective

1.1 The Early Development

The main historic events in the development of the non-proliferation endeavour and some which relate more particularly to the SNR project are summarized in Fig. X-1. The first formal appearance, on the international scene, of the subject of non-proliferation dates back to 1946 when B.Baruch, on behalf of the USA, presented a proposal for international control of atomic energy. The plan was not accepted. Following this, strict limitations were imposed by the US on dissemination of all nuclear information, both military and civilian. This did not prevent the rapid spreading of the basic knowledge and the technical know-how required for weapons fabrication, as demonstrated by a series of test explosions by some countries (the USSR and the UK) and the operation of nuclear reactors in others (France, Canada, Norway in cooperation with the Netherlands).

1946	Baruch-proposal for international control of atomic energy
1953	Eisenhower's "Atoms for Peace" speech
1956	Statute of I.A.E.A. is approved
1968	Non-Proliferation Treaty opened for signature
1971	Safeguards system for NPT-parties adopted
1975	The countries of the DEBENE-association sign the NPT
1977	The INFCE-Programme is started.

Fig. X-1: Nuclear Non-Proliferation: Historic Events

It was concluded that secrecy provided no effective protection against proliferation and it even had the drawback of making civilian and military research indistinguishable, thereby creating a climate of uncertainty and suspicion about the intentions and progress of individual countries.

A major reversal of the US policy was announced near the end of 1953 by President Eisenhower. At the General Assembly of the United Nations he proposed the famous "Atoms for Peace" programme. The new American attitude was reflected by the Atomic Energy Act of 1954. The motives behind this change were complex but the result was to replace a regime whereby the development of nuclear weapons could be hidden behind a civilian programme, by one which provided incentives for cooperative peaceful applications with provisions to exclude the development for military purposes. These provisions included inspections, safeguards measures and criteria for the use of the plutonium produced. At that time, reprocessing and the re-use of plutonium were viewed as normal and desirable parts of the fuel cycle. Opponents of nuclear power at the time frequently criticized the slow progress made in civilian reprocessing.

## 1.2 Safeguards and the Role of IAEA

The implementation of the Atoms for Peace programme and of the safeguards provisions occurred at first through bilateral arrangements. The US in its quality of supplier was in full control of the safeguarding measures it imposed. In 1957 the IAEA came into being. One of its tasks was "to establish and administer safeguards ... and to apply safeguards at the request of the parties, to any bilateral or multilateral agreement, ..." (quoted from Article III, A, 5 of the Statute).

As a consequence, safeguards could be implemented, either by the supplier of the material or the services, equipment, facilities or information, or by the IAEA. Until the coming into force of the Non-Proliferation Treaty both systems have continued to co-exist, next to each other, although there has been a gradual and intentional shift towards implementation by the Agency. There are of course obvious advantages to this, such as uniformity in the safeguards measures, irrespective of the supplier and of the recipient. A disadvantage, at least according to the view of some suppliers, was that IAEA safeguards were determined not only by them but by the recipients as well. However, the very strong position of the US as the principal supplier influenced the negotiations in a way which was satisfactory to that country, and to other safeguardsminded nations. It should be emphasized nevertheless that under this regime safeguards were applied to materials and installations as specified in the bilateral and multilateral arrangements and did not necessarily cover all nuclear installations of the recipient nation. This was an obvious loophole as a recipient country could use the information it received under safeguards to construct its own facilities which then were not subject to any restrictive measures.

### 1.3 The Non-Proliferation Treaty

A new important step was set when the terms of the NPT<sup>+)</sup>  were established. In article III,1 of the Treaty it is said that "The safeguards required by this article shall be applied on all source or special fissionable material in all peaceful nuclear activities within the territory of such State ...". It should be noted that this wording closes the loophole mentioned above. The safeguards referred to were established by the IAEA Safeguards Committee and based on a review of the existing system. They were adopted for application to NPT parties. Again, the US were taking the lead in pressing for tighter controls and other countries were insisting on as little as possible interference with their peaceful operations, implying that by the very fact of signing the NPT they had given sufficient evidence of their non-proliferation intentions. The NPT was opened for signature on July 1, 1968. It became effective March 6, 1970. The safeguards system for NPT parties was adopted in 1971. Begium, the Netherlands and Germany signed the treaty on May 2nd, 1975.

---

+) Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons, July 1, 1968.

## 2. The Non-Proliferation Controversy

Unfortunately the spirit of cooperation under safeguards which is exemplified in the Atoms for Peace programme did not survive the Indian explosion of 1974. Other events in the commercial area which we shall not recall here, heated up the controversy which found the US and some of its European allies on opposite sides. Already before 1974, but more overtly thereafter, there was a growing dissatisfaction, in the US Government circles, with the state of affairs in safeguards implementation. The position of the US as principal supplier for nuclear materials, equipment and facilities was also being eroded and even challenged. This in turn, would further weaken the base from which the US traditionally derived its persuasion power.

Under the influence of certain agencies (e.g. ACDA) the definition of proliferation itself was shifting. This expression originally meant the spreading of the demonstration or the actual possession of nuclear weapons. Later on, it was extended to include also the possibility to fabricate or possess such weapons. In parallel the notion of safeguards is being widened by some to mean not only the detection of diversion of "sensitive materials" but to include also the prevention of diversion by means other than detection. Continuing the proliferation logic, it has also been held that the construction of a facility for enrichment or reprocessing which cannot be justified in the context of a balanced civilian programme constitutes in itself an act of proliferation.

The wave of change which characterised the 1976 presidential elections also radicalized the already strong non-proliferation sentiments. For reasons which are to a large extent specific to the domestic situation in the US, and are explained in the Ford Foundation Report (1), president Carter announced on April 7, 1977 his decision to defer the reprocessing of spent fuel and the extraction of plutonium (of which the US has a large stockpile). The "commercialisation" of the plutonium-fueled fast breeder reactor would also be deferred, but due to actions of Congress, the funding of the Fast Breeder Project has continued at a high level and has been redirected towards R&D, the shift being therefore more in appearance than in substance. Also announced, and in the meantime implemented, is new legislation on non-proliferation. The most important and far-reaching part of this is the Nuclear Non-Proliferation Policy Act (NNPA) signed into law on March 10, 1978.

Another important initiative was to start in 1977, the International Nuclear Fuel Cycle Evaluation (INFCE) programme. This evaluation has the objective to compare, on a technical basis, different fuel cycles taking into account their safeguards aspects. The programme could be very effective if it succeeds in assessing, on a common basis, the safeguards implications of different fuel cycles and, as a result of this study, makes accommodations for possible improvements in the safeguards regime.

### 3. The International Nuclear Fuel Cycle Evaluation Programme

#### 3.1 The Terminology in Relation to Nuclear Materials

Nuclear weapons can be made by either using U-233, U-235 or Pu-239 as explosives. According to this simple statement one could consider all of them to be equally dangerous weapons-usable materials. However, there are additional factors to be taken into account such as critical mass and radiation characteristics. One also has to distinguish clearly between a crude explosive and a credible military weapon.

The critical mass of U-235 as a function of the isotopic concentration is given in Fig. X-2. The table (from page 528 of ref. (2)) illustrates the fact that below 20 % enrichment U-235 is not directly usable as a weapons materials. The radiation characteristics of U-235 are such that no neutrons or neutron generating particles are emitted. As a consequence, the initiation of the explosive chain reaction is very predictable and reliable. This simplifies considerably the design of a U-235 device and its reliability is convincingly illustrated by recalling that the first device of this type used in action had never been tested before.

Enrichment (% <sup>235</sup> U)	Critical mass of core (kg)	<sup>235</sup> content (kg)
100	15	15
80	21	17
60	37	22
40	75	30
20	~250	~50
10	~1300	~130

Fig. X-2: Critical Mass of Uranium vs. Enrichment - Sphere 19 g/cm<sup>3</sup>, 15 cm Natural Reflector (Taylor, 1975) ((2), p.5 28)

The critical mass of Pu-239 is shown in Fig. X-3. Critical masses for this isotope are lower in absolute value and depend less on the isotopic dilution than in the case of U-235. However, due to the neutron emitting properties of all the plutonium isotopes, as a result of spontaneous fissions and ( $\alpha, n$ ) reactions, especially in Pu-240, the design of the weapon is much more complicated and the reliability of the device is rapidly decreasing with increasing Pu-240 content. Therefore, although precise data are not published, the military significance of plutonium diluted to 70 % fissile and 30 % of Pu-240 plus Pu-242 is rather doubtful.

Volume fraction of $^{240}\text{Pu} + ^{242}\text{Pu}$	Critical mass of $\alpha$ -phase $^{239}\text{Pu}$ in a thick U reflector (kg)	Total Pu Critical Mass (kg)
0	4.4	4.4
10	4.5	5.0
20	4.5	5.6
30	4.6	6.7
40	4.7	7.8
50	4.8	9.6

Fig. X-3: Critical Mass of Plutonium vs.  
Isotopic Composition (Taylor 1975)  
(2), p. S 29)

The fissile nuclei U-235 and Pu-239 are both produced from natural uranium, either by isotopic enrichment or as an inevitable by-product of the irradiation of natural or enriched uranium in a reactor.

The third weapons-usable material U-233 is produced when thorium is used as fertile material instead of natural uranium. The critical mass of U-233 is low and only 20 % higher than the one for Pu-239. The variation of the critical mass as a function of dilution with U-238 is intermediate between the behaviour of Pu-239 and U-235. Even at a concentration below 20 % and probably down to 12 %, the material is still to be considered as a weapons-usable material with a critical mass corresponding to a U-233 content situated between 10 kg and 20 kg. This material does not show any neutron emitting properties and is similar in this respect to U-235. It has to be concluded that U-233, if available, is better suited as a weapons material than either U-235 or Pu-239.



### 3.2 Non-Proliferation and Plutonium

Why then, is Pu-239 so often treated, either implicitly or explicitly, as the material with the highest proliferation risk? It should be immediately noted that, up to now, U-233 has never been produced in any sizable quantity. This explains why, in practice, the comparison has narrowed down to the remaining two. As already mentioned U-235 is obtained by isotopic enrichment from natural (or low-enriched) uranium, whereas plutonium is extracted by chemical processing from irradiated material.

Of the two techniques, isotopic enrichment and chemical extraction, the former has always been considered as being the more difficult. This was perhaps true as long as diffusion enrichment was the only technically mature process, or the only one taken into consideration. This situation has changed with the advent of at least two other processes, centrifuge and jet nozzle. A comparison between the three enrichment processes is presented in Fig. X-4. It is clear that especially with the centrifuge process the effort required has been lowered by at least one and perhaps even two orders of magnitude (3).

	<u>Diffusion</u>	<u>Centrifuge</u>	<u>Nozzle</u>
Separation factor	1.004	1.2 - 1.5	1.01 - 1.015
Number of stages (in line)			
For 3% U-235	1,200	10 - 20	450
For 90% U-235	3,800	35 - 70	1,500 - 2,000
Number in units (in parallel)			
For 6,000 t SWU/y	1,200	1,000,000	450
Spec. Power consumption (kWh/kg SWU)	2,500	250	3,500 - 2,500
Minimum economic capacity (t SWU/y)	9,000	1,000	2,500
Construction time (years)	6	4	5

Fig. X-4: 1977 Basic Data for Uranium Enrichment  
(3) 1977, p. 173)

In chemical extraction, the problems tend to go in the opposite direction. It is recognized that reprocessing of spent fuel with low burn up, such as obtained from MAGNOX or heavy water reactors, is an easier undertaking than gaseous diffusion enrichment; the extracted plutonium yields a material which can be used for weapons of military significance. Spent fuel from light water reactors is already much more difficult to handle and this trend continues when reprocessing of spent FBR fuel has to be performed. Moreover, in the latter two cases, the plutonium produced is of low military significance (4).

A summary of the fissile materials in relation to the way in which they are obtained and to their military significance is given in Fig. X-5.

Route	Explosive	Reliability
Centrifuge	90+ %enriched U	Very high
Diffusion isotope separation	90+ %enriched U	Very high
Laser	90+ %enriched U	Very high
HTGR	90+ %enriched U	Very high
Research reactor	Pu : few percent Pu-240	High
Graphite pile	Pu : few percent Pu-240	High
HWR	Pu : few percent Pu-240	High
Candu	Pu 58/32/7/3% 239/240/241/242	Low
LWR	Pu 2/63/19/12/4% 238/239/240/241/242	Low
LMFBR	Coprocessed plutonium ~ 20 %Pu-240	Low

Fig. X-5: Reliabilities of Weapons Produced by Various Proliferation Routes, 1977 ((3), 1977, p. 352)

It is borne out by these facts that the gap which once existed in the degree of complication between isotopic separation and chemical extraction has become very small indeed or even, has ceased to exist.

#### 4. Non-Proliferation and the Fast Breeder Reactor

The important and singular position held by the fast breeder reactor in the non-proliferation debate is reflected by the creation of a special Working Group within the International Nuclear Fuel Cycle Evaluation (INFCE). The many issues involved in the fast breeder reactor discussion cannot be properly dealt with in the Working Groups which discuss in an isolated way the problems around the availability of uranium (WG 1) or the assurance of its supply (WG 3). The subject of alternative breeder cycles has also been incorporated in WG 5 rather than in the group on alternative fuel cycles in general (WG 8).

##### 4.1 The Resource Issue

The issues of resources and of security of supply stand out as the central themes in the discussions around the fast breeder. The attitude taken in 1977 by the new US Administration towards the introduction of the LMFBR in their country largely rested on the resource argument used by the Ford Foundation Report. According to this report the uranium resources of the US are much larger than had been assumed before. This conclusion is not so striking, because it is essentially due to the wording: resources are meant to include not only reserves but also the probable, possible and speculative uranium ore categories. Further differences are due to the interpretation of what is recoverable depending on uranium concentration, depth, mining methods, etc. These factors are often combined and expressed in terms of forward cost ranges.

The subject of resource utilisation and energy economy is also addressed in INFCE-WG 5. In the US submission to this part of the report the conclusion is reached that with a resource base of 1.8 millions of short tons of  $U_3O_8$ , and assuming that by the year 2000 the installed nuclear generating capacity in the US will have increased to 300 GWe whereby only LWR's would be used, all of this ore base will be committed already between 2000 and 2010. Consequently, under these circumstances FBR's would have to be fully deployed in the US around the year 2000. Doubling of the ore base would shift the time scale by about 20 years. However, the notion "fully deployed" implies that, for an orderly transition, the initiation of deployment should occur at a sufficient time in advance.

We do not want to enter here any skirmishing with figures. All participants to INFCE-WG 5 agree that from a resource point of view the FBR is needed. The

differences of opinion relate only to the timing with a margin of at most 25 years depending on the ore base one is sitting on. It is also clear that for Western Europe, the ore base is much smaller than for the US and the security of supply issue prevails over the resource issue.

It cannot be contested that electricity has vital and irreplaceable applications. This was dramatically realized during the recent power blackouts. It is also a fact that from the point of view of energy economy, certain primary energy sources, such as nuclear energy, should be preferentially used for electricity generation, to save other energy sources for those applications in which their substitution is difficult. Furthermore, one should not forget that a global energy strategy is involved. The energy needs of the developing countries are rising sharply by around 8 % per year. More and more they will turn to nuclear energy, i.e. in the first instance to the thermal non-breeder reactors. If they are denied uranium enrichment, they will turn to heavy water reactors and acquire deuterium enrichment technology in order to be independent. They are not well prepared to install fast breeder reactors because of the large size of such units, because of the structure of their grids and because of their technological preparation.

As a result the competition for uranium will rise, which will be reflected either in increased cost or in export limitations or other protective measures. In this perspective, the deployment of FBR's in the industrially developed countries in "symbiosis" with HWR's or LWR's in developing nations would have a world-wide stabilising effect on the competition for uranium and would limit the proliferation risk. At the same time it would reduce an important incentive for proliferation, which is an often neglected aspect of the problem.

#### 4.2 Safeguarding the FBR Cycle

Turning now to the problem of safeguards, let us recall that a nation which has signed the NPT forswears the fabrication of nuclear explosive devices and, as a token of good intentions, submits its nuclear installations and nuclear materials to inspection under the safeguards regime.

The objective of safeguards is "the timely detection of diversion of significant quantities of nuclear materials from peaceful nuclear activities to the manufacture of nuclear weapons or of other nuclear explosive devices ... (5)".

The notion "timely detection" is related to the conversion time, which is the minimum time required to convert different forms of nuclear material into the metallic components of a nuclear explosive device. The term "significant quantity" is understood as the approximate quantity of nuclear material sufficient to manufacture a nuclear explosive.

If this concept of safeguards is maintained then we have to ask questions such as:

- "Can, in the case of the FBR, the objective be met with present or improved safeguarding methods and techniques?" and
- "Is the application of these methods to the FBR fuel cycle so much more elaborate as to be out of common measure with their application to other fuel cycles?".

In INFCE-WG 5 an analysis of the FBR fuel cycle has been made along these lines. A very important safeguards effect of rapid recycling, which is typical of the FBR fuel cycle, is that the fissile material is protected by strong radiation barriers, and therefore has a low accessibility and long conversion time, during at least 70 % of the total cycle time, which is assumed to last about 50 months. The point merits to be specially stressed since spent fuel elements of low and intermediate burn up gradually lose their radiation barrier and quite literally become a plutonium mine. The same arguments hold even more strongly with respect to the extracted plutonium for which there is no safer store than inside a safeguarded FBR.

During a small portion of the fuel cycle the fissile material is somewhat more accessible and its conversion time is much reduced. This situation occurs during the last stage of reprocessing and the initial stage of fabrication. The duration of this phase of the fuel cycle is however very limited in time and amounts to about 8 % of the total cycle time only. Enhanced safeguards and protective technical measures such as co-precipitation with uranium can take care of the situation, which is, moreover, not typical for FBR's.

The same situation occurs with thermal reactor fuel reprocessing plants in a quantitatively similar way. The analysis shows that the amounts of fissile material in a 1500 tonne/annum thermal reactor reprocessing plant and in a 300 tonne/annum FBR reprocessing facility are almost equal. The numbers mentioned

correspond to the needs of respectively 50 GWe and 10 GWe generating capacity. They are considered as representative for the anticipated situation in a few advanced breeder countries, around the turn of the century. The point that the FBR fuel reprocessing does not represent additional diversion risks with respect to thermal reactor reprocessing seems to meet with general consensus within INFCE-WG 5. The debate is rather about the most effective safeguards implementation for both types of plants alike.

### 4.3 Alternative Fuel Cycles

It must be realized that no matter what the fuel cycle, fissile material can in principle always be used to manufacture weapons. Therefore also, no matter what the fuel cycle, safeguards will be needed to counter the risk of illegitimate or illicit use of fissile material. As we are forced to accept this fact, we also have to investigate whether there are realistic alternative fuel cycles, which have similar characteristics of efficient use of uranium and thorium resources but which present better diversion-resistant characteristics. We will have to restrict ourselves somewhat in performing this exercise because it seems possible (6) to devise a morphology of reactor types and their corresponding fuel cycles containing over one billion nontrivial variants. Let us first analyse some fast reactor variants with the U-Pu fuelled LMFBR as a reference type (see Fig. X-6). Afterwards we will discuss thermal reactor variants.

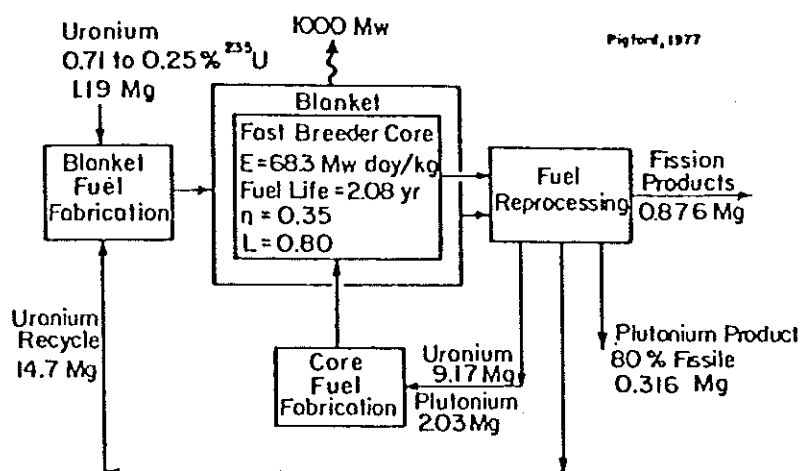


Fig. X-6: Annual Quantities for LMFBR Fueled with Natural or Depleted Uranium (Equilibrium Fuel Cycle, Greebler, 1977) ((2), p. S 152)

#### 4.3.1 Alternative Fast Reactor Fuel Cycles

Among the variants which can be proposed within this category is the plutonium-fueled FBR with thorium as the fertile material in the axial and radial blankets. The U-233 generated could be used in thermal reactors because, due to the physics of the process, U-233 is a more efficient convertor material in thermal reactors. However, this scheme does not change anything essential to the reference fast breeder cycle with respect to proliferation resistance. There will be a net plutonium loss in the FBR indirectly compensated by the production of fissile U-233. It will be difficult however to achieve a self-sustaining system needing only fresh uranium and thorium. The achievement of the self-sustaining condition is of course influenced by the type of reactor chosen as the partner in this symbiosis. By proper measures the U-233 generated in the blankets should be isotopically diluted with natural or depleted uranium, otherwise it would constitute a more important proliferation risk than the plutonium, because it would have much higher (96 %) isotopic purity than the plutonium (70 % thermally fissile).

To sum up, this alternative and its variants do not contribute a technical improvement towards the safeguarding problem.

Some of these variants have however been proposed as candidates for international energy centers.

It should be noted that under these circumstances we are no longer discussing the merits of a fuel cycle, but rather those of the concept of International Energy Centers (I.E.C.'s).

Fig. X-7 (taken from ref. (2)) gives an idea how such a center would operate. Uranium fuel containing about 20 % U-233 would be supplied to "national" reactors of PWR type. The spent fuel discharged from these reactors would be sent back to the I.E.C. This symbiotic system could be self-sustaining in the sense that it only needs depleted uranium and thorium, on the condition that the FBR in the I.E.C. has double the power of the national reactor. This is clearly an unrealistic proposition. Furthermore the fresh uranium fuel containing 20 % U-233 is very close to being a weapons usable material and could even, by centrifuge enrichment, be quickly converted into material with 90 % isotopic concentration.

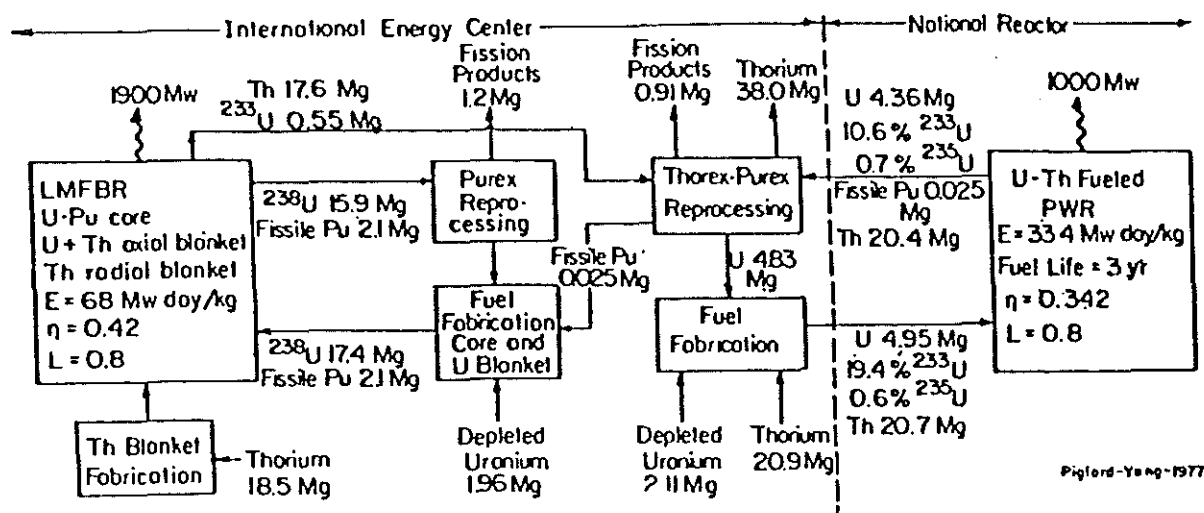


Fig. X-7: Annual Quantities for National PWR Fueled with Thorium and Denatured Uranium, International LMFBR Produces Make-up U-233 ((2), p.S157)

One of the central issues of the FBR, the assured supply, is very much weakened in this scheme.

#### 4.3.2 Other Alternative Fuel Cycle

Perhaps the most publicized alternative fuel cycle is the denatured uranium-thorium cycle. The operational scheme of one of its variants is presented in Fig. X-8. According to it, the national reactor receives its fuel from the I.E.C. The composition of the fuel is 20 % fissile divided between 6,5 % U-233 and 13,5 % U-235. The reactor itself is a PWR design and contains a mixture of 20 % enriched uranium and 80 % thorium. The spent fuel and the plutonium which it contains are sent back to the I.E.C.

At the I.E.C. all reprocessing is performed and thorium, uranium and plutonium are extracted by the Thorex-Purex process. The I.E.C. has a uranium-plutonium fueled PWR type reactor which consumes the plutonium generated by the national reactors.

The system needs about 60 % of the natural uranium of a LWR, and requires the same amount of separation work.



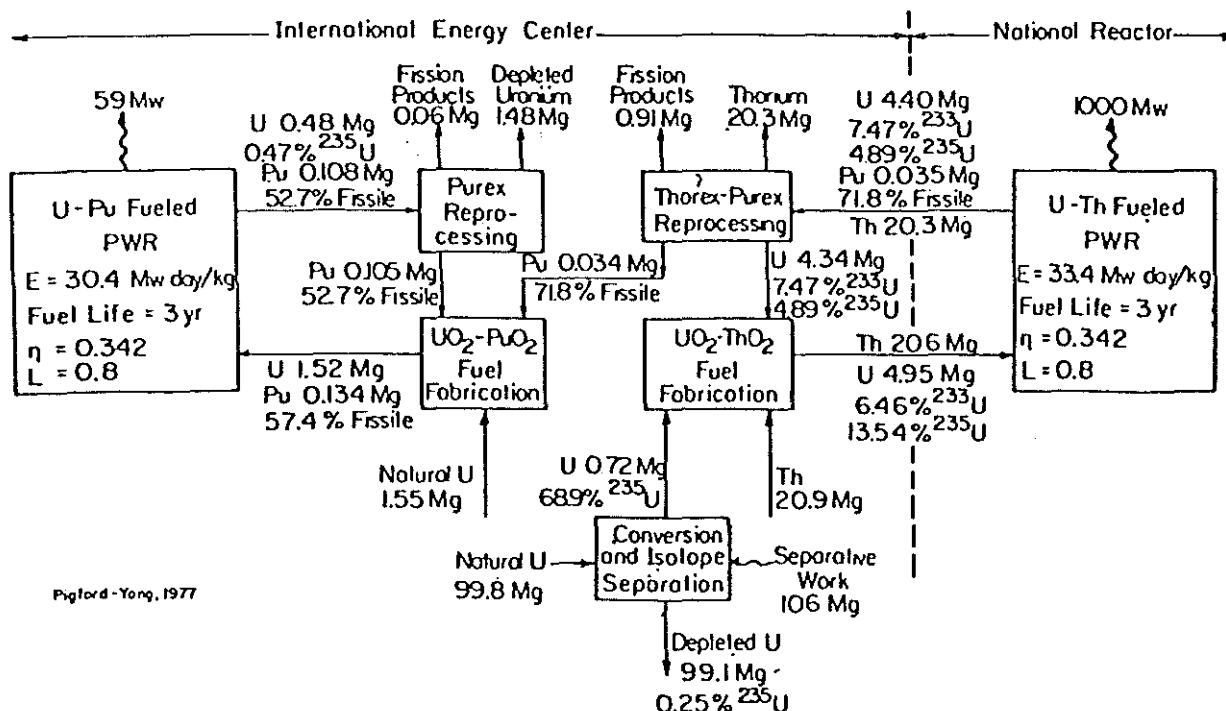


Fig. X-8: Annual Quantities for LWR Cycle for International Safeguards, National Reactors Fueled with Thorium and Denatured Uranium ((2), p.S 156)

The uranium part of the fuel sent to the national reactor has a medium-high fissile content. A chemical separation of uranium-thorium followed by a moderate amount of isotopic separation by centrifuge would yield high-quality weapons material.

Again the non-proliferation characteristics of this proposal are not better than those of many others.

The meager result is obtained at very high expense and complication. Any virtues which the system might have are derived from institutional, not from technical measures.

The scheme tries to achieve the non-proliferation objective by internationalisation of the fuel cycle. It is not sure whether it will be met with much enthusiasm, even by the most safeguards-minded nations,

## 5. Conclusions

The situation on the technical side of our quest for a diversion-resistant fuel cycle can best be described in the words of Feiveson as a conspiracy of nature (6). To illustrate this, let us suppose for a moment that we are allowed to recreate nature and that we are able to adapt slightly the nuclear characteristics of a few nuclear species.

In such a case, we would interchange the half-life, the abundance and the neutron cross-section characteristics of U-234 and U-238. The U-235 nuclide should inherit the neutronic characteristics of Pu-239 such as capture to fission ratio and fission neutron multiplicity. This combination would give a recirculating system whereby fresh U-235 is bred from U-234. No chemical separation would be possible and the small difference in isotopic weight would discourage most attempts to separate out the fissile component. Centrifuge enrichment e.g. would be an order of magnitude more difficult.

Unfortunately we have to live with nature as it is and not the way we would like it to be. Therefore, the task of constructing a proliferation-free future is given back into our hands. Solutions have to be found in the realm of international control, institutional measures and international relations. There are two main lines of thought in this respect.

A first line believes that the present IAEA safeguards regime is a sound basis for non-proliferation policies, even if it may have to be strengthened in some respects. This regime operates on the principle of detection, surmising that the risk of being caught red-handed is a sufficient deterrent against diversion of material from civilian programmes. The regime can be applied to FBR fuel cycles as well as to the present fuel cycles, with equal chances of success.

The second line of thought prefers a regime operating on the principle of prevention. It would rely heavily on institutional measures such as international energy centres or international fuel cycle centres. All 'sensitive' parts of the fuel cycle, i.e. enrichment spent fuel handling, reprocessing and fuel fabrication would be done in these centres. The finished fuel elements would be supplied to the national reactors. Questions as to the location of these centres, their management, their operation, the assurance of supply, etc., have not been

explored. It certainly would endanger Article IV of the NPT stating that: "Nothing in this Treaty shall be interpreted as affecting the inalienable right of all the Parties to the Treaty to develop research, production and use of nuclear energy for peaceful purposes without discrimination and in conformity with articles I and II of this Treaty".

One of the difficulties in applying the abovementioned principles is the wide spectrum of conditions prevailing in different nations. As a first goal, all nations should adhere to the NPT and the safeguards regime. Wherever possible incentives to achieve this goal should be used. An important role can be played by the suppliers as is already done to a large extent.

In the case of the FBR fuel cycle, there is a clear difference between the needs of the U.S. and those of other industrially developed nations. The transfer of this technology to third nations which do not have a clear need for it, is a quite different point where the views and interests might be more similar, in the sense of a more restrictive attitude. The logic here runs parallel to the one adopted for LWR's, which is that the use of nuclear energy in power reactors does not have to be accompanied by a full fuel cycle capability.

We are discussing today and all along the INFCE exercise how to avoid nuclear fuel materials being used for nuclear weapons purposes. We are all looking forward to the day where we shall be discussing how to convert nuclear weapons material to nuclear fuel.

#### References

- (1) Nuclear Power, Issues and Choices, Report of the Nuclear Policy Study Group; Ford Foundation/Mitre report, S.M. Keeny (Editor), Ballinger Publish. Co., Cambridge, Mass. 1977.
- (2) Report to the American Physical Society by the Study Group on Nuclear Fuel Cycles and Waste Management, Rev.Mod.Phys.Vol.50, Nr.1, Part II, January 1978.
- (3) Nuclear Proliferation Factbook, U.S. Government Printing Office, Washington, D.C., September 23, 1977. Op. cit. p.173.
- (4) Op. cit. (3), p.352.

- (5) INFCIRC/153 (corrected) June 1972, IAEA Publication. Op. cit. p.9 para. 28.
- (6) H.A. Feiveson, Proliferation Resistant Nuclear Fuel Cycles in Ann. Rev. Energy, Vol.3, 1978, p.357-394.

Other documents consulted:

- Nuclear Power and Nuclear Weapons Proliferation. Report of the Atlantic Council's Nuclear Fuels Policy Working Group. Vol. I and II. Published by the Atlantic Council of the United States, Washington, D.C.
- The Need of the Plutonium Fueled LMFBR.  
H.H.Hennies, P.Jansen, G.Kessler.  
Paper presented at the International Scientific Forum on an Acceptable World Energy Future, Nov. 27 - Dez. 1, 1978. University of Miami, Center for Theoretical Studies.